Wed. Mar 20, 2019

Room A

Planning Lecture (Free Entry) | Special Lecture | Special Lecture

[1A_PL01] Driving our future with high-intensity proton accelerator

Chair:Akira Tachibana(Ibaraki Univ.)
11:00 AM - 12:00 PM Room A (College of Humanities and Social Sciences Bildg. 1F No.10)

[1A_PL0101] Driving our future with high-intensity proton accelerator

*Naohito Saito[1] （1. J-PARC）

Room N

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

[1N_PL] Fostering human resources with challenging spirit to dreams

Chair:Mikio Sakurai(SNW)
1:00 PM - 2:30 PM Room N (Common Education Bildg. 2 4F No.42)

[1N_PL01] Education for giving dreams to young generation

*Takamitsu Kohzuma[1] （1. Ibaraki Univ.）

[1N_PL02] Fostering human resources from energy industry point of view

*Akiyuki Tsuchiya[1] （1. Hitachi-GE）

[1N_PL03] Expectations for young generation in nuclear field

*Takashi Ohno[1] （1. SNW）

[1N_PL04] Dreams and Issues for young generation

*Ria Mishima[1] （1. Tokyo Tech）

[1N_PL05] Dialogue on fostering human resources through 21st century

*Mikio Sakurai[1], *Speakers （1. SNW）

©Atomic Energy Society of Japan

Wed. Mar 20, 2019

Room A

Planning Lecture | Board and Committee | Decommissioning of Nuclear Power Stations Committee

[1A_PL02] Progress of R&D for the decommissioning of The Fukushima Daiichi NPS

Chair:Naoto Sekimura(Univ. of Tokyo)
1:00 PM - 2:30 PM Room A (College of Humanities and Social Sciences Bildg. 1F No.10)

[1A_PL0201] Symposium(2019) report
*Noriko Asanuma[1] (1. Tokai Univ.)

[1A_PL0202] Development of 3D radiation imaging technology in the Fukushima Dai-ichi NPS building
*Yuki Sato[1] (1. JAEA)

[1A_PL0203] Current status of elucidation of BWR control blade degradation behavior affecting debris formation
*Saishun Yamazaki[1] (1. JAEA)

[1A_PL0204]
*Kenro Takamori[1] (1. IRID)

[1A_PL0205] Efforts of Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS
*Hiroshi Miyano[1] (1. Hosei Univ.)

Room G

Planning Lecture | Over view Report | Over View Report 1 - The University of Tokyo, Yayoi Research Conference -Techniques and application of atomic and molecular spectroscopic analysis-

[1G_PL] Research developments using excellent properties of Lasers III

Chair:Shuichi Hasegawa(Univ. of Tokyo)
1:00 PM - 2:30 PM Room G (Common Education Bildg. 2 2F No.26)

[1G_PL01] Diagnostic technology for electric power equipment using laser-induced breakdown spectroscopy
*Takashi Fujii[1] (1. Univ. of Tokyo)

[1G_PL02] Theoretical study on aerosol caused by laser processing
*Hiroyuki Furukawa[1] (1. Inst. Laser Tech.)

[1G_PL03] Development of trace radioactive isotope analysis by resonance ionization and laser absorption spectroscopy
*Hideo Tomita[1] (1. Nagoya Univ.)

Room H

Planning Lecture | Technical division and Network | Health Physics and Environment Science Division

[1H_PL] Student and Young researcher's view of research on health physics and environment science

Chair:Takumi Saito(Univ. of Tokyo)
1:00 PM - 2:30 PM Room H (Common Education Bildg. 2 2F No.27)

[1H_PL01] Study of radiation distribution measurement for the decommissioning of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
*Yuta Terasaka[1,2] (1. JAEA, 2. Nagoya Univ.)

[1H_PL02] Monitoring techniques for investigating the distribution of radiocesium in bottom sediment
*Kotaro Ochi[1] (1. JAEA)

[1H_PL03] Radiation Monitoring using Manned Helicopter
*Akira Futemma[1] (1. JAEA)

[1H_PL04] Advancement of Airborne radiation monitoring
*Miyuki Sasaki[1,2] (1. JAEA, 2. Nagoya Univ.)

[1H_PL05] Challenges in evaluating social impacts in the early phase of an accident
*Jun Hirouchi[1] (1. JAEA)

[1H_PL06] Challenges of radiation protection in existing exposure situation
*Kazuji Miwa[1,2] (1. JAEA, 2. Univ. of Tokyo)

Room I

Planning Lecture | Board and Committee | Standard comitee

[1I_PL] Safety Fundamentals on Decommissioning of Nuclear Fasilities

Chair:Kouji Okamoto(Univ. of Tokyo)
1:00 PM - 2:30 PM Room I (Common Education Bildg. 2 3F No.30)

[1I_PL01] Necesaty of optimized safety basis on decommissioning
*Kouji Okamoto[1] (1. Univ. of Tokyo)

[1I_PL02] Developing the safety fundamentals on decommissioning in Japan
*Ken-ichi Tanaka[1] (1. IAE)

[1I_PL03] Panel Discussion

©Atomic Energy Society of Japan

*Kouji Okamoto[1], *Ken-ichi Tanaka[2] (1. Univ. of Tokyo, 2. IAE)

Room J

Planning Lecture | Technical division and Network | Advanced reactor division

[1J_PL] Current status of international cooperation in advanced reactor development and future R&D issues (Innovation creation)

Chair:Akira Yamaguchi(Univ. of Tokyo)
1:00 PM - 2:30 PM Room J (Common Education Bildg. 2 3F No.32)

[1J_PL01] Current status of international cooperation in fast reactor development
*Hiroyuki Ohshima[1] (1. JAEA)

[1J_PL02] Future R&D issues in fast reactor development
*Koji Morita[1] (1. Kyushu Univ.)

[1J_PL03] Current status of international cooperation in high-temperature gas reactor development
*Kazuhito Asano[1] (1. Toshiba ESS)

[1J_PL04] Future R&D issues in high-temperature gas reactor development
*Hirofumi Ohashi[1] (1. JAEA)

[1J_PL05] Discussion

Room L

Planning Lecture | Technical division and Network | Risk Subcommittee[Co-organized by Human Machine System Subcommittee]

[1L_PL] Importance of Human Reliability Analysis in Probabilistic Risk Assessment

Chair:Makoto Takahashi (Tohoku Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room L (Common Education Bildg. 2 3F No.36)

[1L_PL01] Role and Challenges of HRA in Probabilistic Risk Assessment
*Takashi Takata[1] (1. Univ. of Tokyo)

[1L_PL02] Challenges and approaches on HRA Methods for Japan
*Yukihiro Kirimoto[1] (1. CRIEPI)

[1L_PL03] Applications &Challenges of HRA results to plant design via Human Factors Engineering
*Kenji Mashio[1] (1. MHI)

[1L_PL04] Panel Discussion
*Takashi Takata[1], *Yukihiro Kirimoto[2], *Kenji Mashio[3], *Hiroshi Ujita[4] (1. Univ. of Tokyo, 2. CRIEPI, 3. MHI, 4. AdvanceSoft)

Room M

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

[1M_PL] For succession and development of test techniques on materials irradiation research

Chair:Eiichi Wakai(JAEA)
1:00 PM - 2:30 PM Room M (Common Education Bildg. 2 3F No.37)

[1M_PL01] Any idea for successful inheritance of our "technologies" and "wisdom"?
*Hiroaki Abe[1] (1. Univ. of Tokyo)

[1M_PL02] Activities for succession of irradiation test and post irradiation examination techniques at JAEA
*Kunihiko Tsuchiya[1] (1. JAEA)

[1M_PL03] Activities for succession of post irradiation examination techniques at a hot laboratory in a private company
*Yuji Kitsunai[1] (1. NFD)

©Atomic Energy Society of Japan

Wed. Mar 20, 2019

Room B

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

[1B01-03] Debris Treatment 1

Chair:Koichiro Takao(Tokyo Tech)
10:00 AM - 10:50 AM Room B (Common Education Bildg. 2 1F No.10)

[1B01] Basic study on actinide leaching and waste manegement of MCCI debris

*Yuji Kodama[1], Takayuki Sasaki[1], Taishi Kobayashi[1], Daisuke Akiyama[2], Akira Kirishima[2], Nobuaki Sato[2] (1. Department of Nuclear Engineering, Kyoto Univ., 2. Institute of Multidisciplinary Research for Advanced Materials, Tohoku Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM

[1B02] Study on the new solidification method for fuel debris using aluminosilicate

*Saya Watanabe[1], Daisuke Akiyama[1], Akira Kirishima[1], Nobuaki Sato[1], Hitoshi Mimura[2], Minoru Matsukura[2] (1. IMRAM, Tohoku Univ. , 2. UNION SHOWA K.K.)

10:15 AM - 10:30 AM

[1B03] The process of the debris in Fukushima site and the spent nuclear fuel

*Shotaro Akahori[1] (1. Medical faculty of Tokyo University)

10:30 AM - 10:45 AM

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

[1B04-08] Nuclide Separation and Recovery 1

Chair:Hideki Tomita(Nagoya Univ.)
10:50 AM - 12:10 PM Room B (Common Education Bildg. 2 1F No.10)

[1B04] Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology

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

10:50 AM - 11:05 AM

[1B05] Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology

*Akihiro Suzuki[1], Yoichi Endo[1] (1. NFD)

11:05 AM - 11:20 AM

[1B06] Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology

*Keita Endo[1], Kuniyoshi Hoshino[1], Tetsuo Fukasawa[1], Akihiro Suzuki[2] (1. Hitachi-GE , 2. NFD)

11:20 AM - 11:35 AM

[1B07] Technical options of radioactive waste management for the second half of the 21st Century, inconsideration of Pu utilization and less environmentally impacted geological disposal

*Go Chiba[1], Masahiro Kawakubo[2], Hidekazu Asano[2] (1. Hokkaido University, 2. Radioactive Waste Management Funding and Research Center)

11:35 AM - 11:50 AM

[1B08] Technical options of radioactive waste management for the second half of the 21st Century, inconsideration of Pu utilization and less environmentally impacted geological disposal

*Yu Kobayashi[1], Go Chiba[1], Masahiro Kawakubo[2], Hidekazu Asano[2] (1. Hokkaido University, 2. Radioactive Waste Management Funding and Research Center)

11:50 AM - 12:05 PM

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

[1B09-13] Nuclide Separation and Recovery 2

Chair:Go Chiba(Hokkaido Univ.)
2:45 PM - 4:05 PM Room B (Common Education Bildg. 2 1F No.10)

[1B09] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

*Yuya Takahashi[1], Takashi Omori[1], Yu Yamashita[1], Masaaki Kaneko[1], Kazuhito Asano[1], Keisuke Morita[2], hideya Suzuki[2], Tatsuro Matsumura[2] (1. Toshiba Energy Systems &Solutions Corporation, 2. Japan Atomic Energy Agency)

2:45 PM - 3:00 PM

[1B10] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

*Yu Yamashita[1], Eiichi Murata[1], Yuya Takahashi[1], Takashi Omori[1], Masaaki Kaneko[1], Kazuhito Asano[1], Tatsuro Matsumura[2] (1. Toshiba Energy Systems &Solutions Corporation, 2. Japan Atomic Energy Agency)

3:00 PM - 3:15 PM

[1B11] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear

©Atomic Energy Society of Japan

Transmutation

*Keisuke Morita[1], Hideya Suzuki[1], Tatsuro Matsumura[1], Yuya Takahashi[2], Takashi Omori[2], Masaaki Kaneko[2], Kazuhito Asano[2] (1. JAEA, 2. Toshiba ESS)

3:15 PM - 3:30 PM

[1B12] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

*Takashi Omori[1], Yuya Takahashi[1], Yu Yamashita[1], Masaaki Kaneko[1], Kazuhito Asano[1], Keisuke Morita[2], Hideya Suzuki[2], Tatsuro Matsumura[2] (1. Toshiba energy systems &Solutions Corporation, 2. Japan Atomic Energy Agency)

3:30 PM - 3:45 PM

[1B13] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

*Hideki Tomita[1,2], Volker Sonnenschein[1,2], Masaya Ohashi[1,2], Tetsu Sonoda[2], Hironobu Ishiyama[2], Tohru Kobayashi[3], Yutaka Nagata[3], Takashige Fujiwara[3], Katsumi Midorikawa[3] (1. Nagoya Univ., 2. RIKEN Nishina Center for Accelerator-Based Science, 3. RIKEN Center for Advanced Photonics)

3:45 PM - 4:00 PM

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

[1B14-18] Nuclide Separation and Recovery 3

Chair:Akihiro Suzuki(NFD)

4:05 PM - 5:30 PM Room B (Common Education Bildg. 2 1F No.10)

[1B14] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

*Mayuu Kubo[1], Koichiro Takao[1] (1. LANE. Tokyo Tech)

4:05 PM - 4:20 PM

[1B15] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

*Koichiro Energy Takao[1], Yasuhisa Ikeda[1], Moe Matsuoka[1] (1. LANE, Tokyo Tech)

4:20 PM - 4:35 PM

[1B16] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

*Kazuhito Asano[1], Takashi Omori[1], Shohei Kanamura[1], Masaaki Kaneko[1], Yoshiharu Sakamura[2] (1. Toshiba ESS, 2. CRIEPI)

4:35 PM - 4:50 PM

[1B17] Structural analysis for development of Minor Actinide recovery process using CHON type extractant

*Makoto Okada[1], Sou Watanabe[2], Yusuke Horiuchi[3], Tsuyoshi Arai[3], Haruaki Matsuura[1] (1. Tokyo City University, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Shibaura Institute of Technology)

4:50 PM - 5:05 PM

[1B18] Precipitation treatment of residual nuclear fuel material in salt generated by pyroprocessing test development

Megumi Aso[1], Yoko Takahatake[2], Sou Watanabe[2], *Haruaki Matsuura[1] (1. Tokyo City University, 2. Japan Atomic Energy Agency)

5:05 PM - 5:20 PM

Room C

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

[1C01-05] Treatment of Radiolysis Gas 1

Chair:Kenji Yoshii

10:00 AM - 11:20 AM Room C (Common Education Bildg. 2 1F No.11)

[1C01] R&D on reduction technologies of hydrogen generated in long-term waste storage containers

*Tomoaki Kita[1], Hitomi Ono[1], Keisuke Takenaka[1], Hirohisa Tanaka[1], Masashi Taniguchi[2], Daiju Matsumura[3], Yasuo Nishihata[3], Ryutaro Hino[3], Reinecke Arndt Ernst[4], Kazuyuki Takase[5] (1. Kwansei Gakuin University, 2. Daihatsu Motor Co.,Ltd., 3. Japan Atomic Energy Agency, 4. Forschungszentrum Jülich GmbH, 5. Nagaoka University of Technology)

10:00 AM - 10:15 AM

[1C02] R&D on reduction technologies of hydrogen generated in long-term waste storage containers

*Daiju Matsumura[1], Takuya Tsuji[1], Yasuo Nishihata[1], Ryutaro Hino[1], Masashi Taniguchi[2], Keisuke Takenaka[3], Hitomi Ono[3], Tomoaki Kita[3], Hirohisa Tanaka[3] (1. JAEA, 2. Daihatsu, 3. KG)

10:15 AM - 10:30 AM

©Atomic Energy Society of Japan

[1C03] R&D on reduction technologies of hydrogen generated in long-term waste storage containers

*Taro Utsumi[1], Dung Thi Mai Do[1], Hisayuki Suematsu[1], Kudo Isamu[2], Hirohisa Tanaka[3], Ryutaro Hino[4] (1. Nagaoka Univ. of Tech., 2. ADVAN ENG, 3. Kwansei Gakuin Univ., 4. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM

[1C04] R&D on reduction technologies of hydrogen generated in long-term waste storage containers

*Kazuyuki Takase[1], Isamu Kudo[2], Hirohisa Tanaka[3], Masashi Taniguchi[4], Hitoshi Sugiyama[5], Atsuhiko Terada[6], Ryutaro Hino[6] (1. Nagaoka Univ. of Tech., 2. ADVAN ENG, 3. Kwansei Gakuin Univ., 4. DAIHATSU, 5. Utsunomiya Univ., 6. JAEA)

10:45 AM - 11:00 AM

[1C05] R&D on reduction technologies of hydrogen generated in long-term waste storage containers

*Terada Atsuhiko[1], Ryutaro Hino[1], Hitoshi Sugiyama[2], Naoto Katou[2], Kazuyuki Takase[3] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Utsunomiya University, 3. Nagaoka University of Technolog)

11:00 AM - 11:15 AM

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

[1C06-08] Treatment of Radiolysis Gas 2 and Use of Radiation

Chair:Daiju Matsumura(JAEA)
11:20 AM - 12:10 PM Room C (Common Education Bildg. 2 1F No.11)

[1C06] Yields of molecular hydrogen by radiolysis of several inorganic hydrates and hydroxides and the consideration of the formation mechanisms

*Jun Kumagai[1], Katsuyoshi Horinouchi[2], Kumi Negishi[3] (1. IMaSS Nagoya Univ., 2. School of Eng., Nagoya Univ., 3. Taiheiyo Consultant Co., LTD)

11:20 AM - 11:35 AM

[1C07] Study of solidification for intermediate-level radioactive waste

*Masaru Yuhara[1], Yu Yamashita[1], Kanae Matsuyama[1] (1. Toshiba Energy Systems &Solutions Corporation)

11:35 AM - 11:50 AM

[1C08] Direct energy conversion from radiation to electricity: Radioactive waste to energy

*Kenji Yoshii[1], Tatsuo Fukuda[1], Junichiro Kamiya[1], Hideaki Shiwaku[1], Tohru Kobayashi[1], Hajime Tanida[1], Yuichi Yamazaki[2], Takeshi Ohshima[2], Tsuyoshi Yaita[1] (1. JAEA, 2. QST)

11:50 AM - 12:05 PM

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

[1C09-12] Bentonite

Chair:Taiji Chida(Tohoku Univ.)
2:45 PM - 3:45 PM Room C (Common Education Bildg. 2 1F No.11)

[1C09] Character variation of Tsukinuno Na-Bentonite

*Yasuji Mori[1], Masakazu Ito[1], Shoji Morodome[1], Tetsuichi Takagi[2] (1. KUNIMINE INDUSTRIES, 2. Advanced Industrial Science and Technology)

2:45 PM - 3:00 PM

[1C10] Character variation of Tsukinuno Na-Bentonite

*Shoji Morodome[1], Masakazu Ito[1], Tsutomu Sato[2] (1. KUNIMINE INDUSTRIES, 2. Graduate School of Engineering, Hokkaido University)

3:00 PM - 3:15 PM

[1C11] In-situ observation of mesoscopic structures of compacted bentonite by small-angle X-ray scattering

*Takumi Saito[1], Ryuhei Motokawa[2], Hitoshi Endo[3] (1. The University of Tokyo, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. KEK)

3:15 PM - 3:30 PM

[1C12] Dynamics of water molecules confined in cation-exchanged montmorillonites by NMR spectroscopy

*Rongwei Sun[1], Takehiko TSUKAHARA[1] (1. Tokyo Institute of Technology)

3:30 PM - 3:45 PM

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

[1C13-15] Alteration of Engineering Barrier Material

Chair:Asano Hidekazu(RWMC)
3:45 PM - 4:30 PM Room C (Common Education Bildg. 2 1F No.11)

[1C13] Full-scale engineered barrier system experiment at Horonobe URL
Numerical analysis of coupled thermal-hydrological-mechanical processes

©Atomic Energy Society of Japan

*Hirokazu Ohno[1], Yusuke Takayama[1], Masashi Nakayama[1] (1. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM

[1C14] Leaching Behavior of Chemical Admixture from Cementitious Material

*Daisuke Minato[1], Takeshi Yamamoto[1], Tetsuro Sakakihara[2] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry., 2. Shikoku Electric Power Co. Inc)

4:00 PM - 4:15 PM

[1C15] Fundamental study of Permeability Change with the Deposition of Supersaturated Silicic Acid, Considering the Flow Field around the Disposal Facility

*Shogo Tanaka[1], Takenori Odutsumi[1], Chida Taiji[1], Yuichi Niibori[1] (1. Tohoku University)

4:15 PM - 4:30 PM

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

[1C16-19] Waste

Chair:Takumi Saito(Univ. of Tokyo)
4:30 PM - 5:30 PM Room C (Common Education Bildg. 2 1F No.11)

[1C16] Radioactive Waste Inventory and Waste Stream in Japan

*Hideki Kawamura[1] (1. mcm japan)

4:30 PM - 4:45 PM

[1C17] 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], Masahiro Kawakubo[1], Tomohiro Okamura[2], Eriko Minari[2], Masahiko Nakase[2], Kenji Takeshita[2], Yaohiro Inagaki[3], Yuichi Niibori[4], Seichi Sato[5] (1. Radioactive Waste Management Funding and Research Center, 2. Tokyo Institute of Technology, 3. Kyushu University, 4. Tohoku University, 5. Professor Emeritus, Hokkaido University)

4:45 PM - 5:00 PM

[1C18] 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], Masahiko Nakase[1], Hidekazu Asano[1,2], Kenji Takeshita[1] (1. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology, 2. Radioactive Waste Management Funding and Research Center)

5:00 PM - 5:15 PM

[1C19] 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 Institute of Technology, 2. Radioactive Waste Management Funding and Research Center)

5:15 PM - 5:30 PM

Room D

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 503-1 Reactor Chemistry, Radiation Chemistry, Corrosion, Water Chemistry,Water Quality Control

[1D01-05] Chemistry of Cesium

Chair:Ryuji Nagaishi(JAEA)
2:45 PM - 4:05 PM Room D (Common Education Bildg. 2 1F No.12)

[1D01] Reaction Products Of Cs-adsorption On Concrete In The 600–150° C Temperature Range

*Thi Mai Dung Do[1], Vu Nhut Luu[1], Kenta Murakami[1], Hisayuki Suematsu[1], Kunihisa Nakajima[2], Shunichiro Nishioka[2], Eriko Suzuki[2], Faoulat Miradji[2], Masahiko Osaka[2] (1. Nagaoka University of Technology, 2. Japan Atomic Energy Agency)

2:45 PM - 3:00 PM

[1D02] Cs chemisorption behavior onto stainless steel during LWR severe accident

*Eriko Suzuki[1], Gaku Takase[2], Kunihisa Nakajima[1], Shunichiro Nishioka[1], Masahiko Osaka[1] (1. JAEA, 2. Nagaoka University of Technology)

3:00 PM - 3:15 PM

[1D03] Cs chemisorption behavior onto stainless steel during LWR severe accident

*Shunichiro Nishioka[1], Gaku Takase[1], Kunihisa Nakajima[1], Eriko Suzuki[1], Masahiko Osaka[1] (1. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

[1D04] Investigation of in-reactor cesium chemical

©Atomic Energy Society of Japan

behavior in TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident

*Kazuki Morishita[1,2], Takashi Onishi[1,2], Koji Maeda[1,2], Masato Mizokami[3], Kenichi Ito[3], Shinya Mizokami[3] (1. IRID, 2. JAEA, 3. TEPCO HD)

3:30 PM - 3:45 PM

[1D05] Study on the influence of microorganism on fuel debris degradation

*Jiang LIU[1], Yuma DOTSUTA[1], Toru KITAGAKI[1], Naofumi KOZAI[1], Toshihiko OHNUKI[1,2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Tokyo Institute of Technology, Laboratory for Advanced Nuclear Energy)

3:45 PM - 4:00 PM

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 503-1 Reactor Chemistry, Radiation Chemistry, Corrosion, Water Chemistry,Water Quality Control

[1D06-10] Radiolysis, Corrosion Chemistry 1

Chair:Yoshiyuki Kaji(JAEA)
4:05 PM - 5:25 PM Room D (Common Education Bildg. 2 1F No.12)

[1D06] Measurement of Hydrogen Generation in Water Radiolysis by Low-Penatrating Radiations

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

4:05 PM - 4:20 PM

[1D07] Pulse radiolysis- and gamma radiolysis-studies on formation process of nanoparticles in organics-free platinum colloidal aqueous solution

*Yusa Muroya[1], Miou Kariya[1], Kazushige Ishida[2], Yoichi Wada[2], Tsuyoshi Ito[2], Nobuyuki Ota[3], Shinichi Yamashita[4], Takahiro Kozawa[1] (1. ISIR, Osaka Univ., 2. Res. Develop. Gr, Hitachi Ltd., 3. Hitachi-GE NE Ltd., 4. Univ. Tokyo)

4:20 PM - 4:35 PM

[1D08] Improvement of the Model for Evaluating the Corrosive Environment in a Nuclear Power Plant

*Takahiro Hara[1], Yusuke Horayama[1], Junichi Takagi[1], Seiji Yamamoto[1], Osamu Shibasaki[1] (1. Toshiba Energy Systems &Solutions)

4:35 PM - 4:50 PM

[1D09] Prototyping of Iron-Iron Oxide type Electrochemical Corrosion Potential Sensor for BWR.

*Masahiko Tachibana[1], Kazushige Ishida[1], Mayu Sasaki[2], Ryosuke Shimizu[2], Nobuyuki Ota[2] (1. Hitachi, Ltd. R&D Group, 2. HITACHI-GE Nuclear Energy, Ltd.)

4:50 PM - 5:05 PM

[1D10] Detailed observation of the oxide layer formed on Inconel with Zinc chemistry

*Akihiro Maeda[1], Noritaka Kogawa[1], Satoru Mukai[1], YUji Kosaka[1] (1. Nuclear Development Corporation)

5:05 PM - 5:20 PM

Room E

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

[1E01-05] Simple Calculation and Shielding Material

Chair:Masahiro Taniguchi(TAISEI)
10:30 AM - 11:55 AM Room E (Common Education Bildg. 2 2F No.22)

[1E01] Calculation of gamma ray buildup factor by EGS

*Hidenori Kawano[1], Yukio Sakamoto[1], Hideo Hirayama[2] (1. ATOX, 2. KEK)

10:30 AM - 10:45 AM

[1E02] Study on reasonable dose estimation by Albedo method for radiation streaming through an entranceway

*AYUMI WADA[1], Fumiyoshi Nobuhara[3], Norihiro Matsuda[2], Yoshihiro Hirao[4] (1. Toshiba Energy Systems and Solutions Co., 2. Tokyo Nuclear Services Co., 3. Japan Atomic Energy Agency, 4. National Maritime Research Institute)

10:45 AM - 11:00 AM

[1E03] Study on reasonable dose estimation by Albedo method for radiation streaming through an entranceway

*Fumiyoshi Nobuhara[1], Ayumi Wada[2], Norihiro Matsuda[3], Yoshihiro Hirao[4] (1. Tokyo Nuclear Services Co., LTD., 2. Toshiba Energy Systems &Solutions Co. LTD, 3. Japan Atomic Energy Agency, 4. National Maritime Research Institute)

11:00 AM - 11:15 AM

[1E04] Summary of First Period of Activity on Simple Shielding Calculation Code Review Working Group (2016-2017)

*Yoshihiro Hirao[1], Fumiyoshi Nobuhara[2], Norihiro Matsuda[3], Seiki Ohnishi[1], Yukio Sakamoto[4] (1. NMRI, 2. TNS, 3. JAEA, 4. ATOX)

11:15 AM - 11:30 AM

©Atomic Energy Society of Japan

[1E05] Discussion on variations in concrete composition for radiation shielding design

*Ken-ichi Kimura[1] (1. Fujita Corporation)

11:30 AM - 11:45 AM

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

[1E06-11] Simulation and Measurement

Chair:Noriaki Nakao(Shimizu)

2:45 PM - 4:25 PM Room E (Common Education Bildg. 2 2F No.22)

[1E06] Recent development of the PHITS code

*Tatsuhiko Sato[1], Yosuke Iwamoto[1], Shintaro Hashimoto[1], Tatsuhiko Ogawa[1], Takuya Furuta[1], Shinichiro Abe[1], Takeshi Kai[1], Pien Tsai[1], Norhihiro Matsuda[1], Hiroshi Iwase[2] (1. JAEA, 2. KEK)

2:45 PM - 3:00 PM

[1E07] Development of basic visualization software for shielding calculation

*Seiki Ohnishi[1] (1. National Maritime Research Institute)

3:00 PM - 3:15 PM

[1E08] Shielding experiment with 24 GeV protons at CERN/CHARM

*Eunji Lee[1], Nobuhiro Shigyo[1], Tsuyoshi Kajimoto[2], Toshiya Sanami[3,4], Masayuki Hagiwara[3,4], Hiroshi Yashima[5], Takahiro Oyama[3], Robert Froeschl[6], Elpida Iliopoulou[6] (1. Kyushu Univ., 2. Hiroshima Univ., 3. High Energy Accelerator Research Organization (KEK), 4. The Graduate University for Advanced Studies (SOKENDAI), 5. Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto Univ., 6. CERN)

3:15 PM - 3:30 PM

[1E09] Production of scattered radiation contribution measurement device with position information

*Hideo Hirayama[1,2], Kenjiro Kondo[1,2], Seishiro Suzuki[2], Kohei Iwanaga[2], Yoshihiko Tanimua[3] (1. High Energy Accelerator Reserach Organization, 2. Nuclear Regulation Authority, 3. Japan Atomic Energy Agency)

3:30 PM - 3:45 PM

[1E10] Attempts on Evaluation of Amount of Radioactivity from Spectral Time Variation Using Deep Learning

*Masahiro Taniguchi[1], Kyohei Nishiyama[1] (1. TAISEI CORPORATION)

3:45 PM - 4:00 PM

[1E11] Prototype of Spectral Temporal Variation Learning Model using Deep Learning

*Kyohei Nishiyama[1], Masahiro Taniguchi[1] (1. TAISEI CORPORATION)

4:00 PM - 4:15 PM

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 202-4 Medical Use of Quantum Beam

[1E12-13] Medical Application

Chair:Hiroki Tanaka(Kyoto Univ.)

4:25 PM - 5:00 PM Room E (Common Education Bildg. 2 2F No.22)

[1E12] Evaluation of drug retaining and releasing ability of capsules for combination therapy of drug delivery system and charged particle beam

*Rina Nagao[1], Atsuki Terakawa[1], Mitsuhiro Fujiwara[1], Shigeo Matsuyama[1], Seong-Yun Kim[1], Tatsuya Ito[1], Yuichi Niibori[1], Taiji Chida[1], Kazuhiro Sato[1] (1. TOHOKU Univ.)

4:25 PM - 4:40 PM

[1E13] Three dimensional position information analysis of DNA damage by local irradiation using microbeam

*Kento Takemoto[1] (1. University of Tokyo)

4:40 PM - 4:55 PM

Room F

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

[1F01-06] Neutron Source and Utilization

Chair:Chikara Ito(JAEA)

2:45 PM - 4:25 PM Room F (Common Education Bildg. 2 2F No.23)

[1F01] Current status and perspective of neutron resonance spin echo spectrometers (VIN ROSE) at BL06 at J-PARC MLF

*Masahiro Hino[1], Tatsuro Oda[1], Hitoshi Endo[2], Takuya Hosobata[3], Yutaka Yamagata[3], Fumiaki Funama[4], Yuji Kawabata[1] (1. KURNS, 2. KEK, 3. RIKEN, 4. Dept. Eng. Kyoto Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

[1F02] Construction of polarized neutron imaging system at KUANS

*Seiji Tasaki[1], Hiroto Yamada[1], Yuya Adachi[1], Shoichiro Okita[1], Yutaka Abe[1] (1. Dep.Nucl.Eng.Kyoto Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM

[1F03] Concept of neutron source for LLFP

©Atomic Energy Society of Japan

transmutation using multiple incident beams supplied from multiple cyclotrons

*Keijiro Takeda[1], Mitsuhiro Fukuda[1], Hiroshi Toki[1], Ryoichi Seki[1], Hiroki Kanda[1], Tetsuhiko Yorita[1], Masao Nakao[1], Tsutomu Shinoduka[2] (1. RCNP(Osaka univ), 2. CYLIC(Tohoku univ))

3:15 PM - 3:30 PM

[1F04] A study on the shapes of the neutron moderator for Kyoto university Accelerator based Neutron Source(KUANS)

*Shoichirou Okita[1], Seiji Tasaki[1], Yutaka Abe[1] (1. Department of Nuclear Engineering, Kyoto University)

3:30 PM - 3:45 PM

[1F05] Measurement of high energy neutron intensity and distribution at a neutron- instrument of the J-PARC spallation-neutron-source

*Masahide Harada[1], Yujiro Ikeda[1], Makoto Teshigawara[1], Motoki Ooi[1], Kenichi Oikawa[1] (1. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM

[1F06] Derivation of correlation between multiple foil activation reactions in unfolding process

*Katsumi Aoki[1], Tadahiro Kin[1], MD Kawchar Ahmed Patwary[1], Naoto Araki[1], Kosuke Yoshinami[1], Masaya Yamaguchi[2], Yukinobu Watanabe[1], Masatoshi Itoh[3] (1. Department of Advanced Energy Engineering Science, Kyushu Univ., 2. Faculty of Engineering, Kyushu Univ., 3. Cyclotron and Radioisotope Center, Tohoku Univ.)

4:00 PM - 4:15 PM

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

[1F07-10] JRR-3

Chair:Kazuhiko SAWA(Hokkaido Univ.)
4:25 PM - 5:30 PM Room F (Common Education Bildg. 2 2F No.23)

[1F07] Status of JRR-3 corresponding to new regulatory standards

*Shigeru Wada[1], Sho Kawamura[1], Makoto Suzuki[1], Kazuya kimura[1], Hideki Nagatomi[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:25 PM - 4:40 PM

[1F08] Status of JRR-3 corresponding to new regulatory standards

*Makoto Suzuki[1], Sho Kawamura[1], Tetsuya Kobayashi[1], Hironori Horiguchi[1], Shigeru Wada[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:40 PM - 4:55 PM

[1F09] Status of JRR-3 corresponding to new regulatory standards

*Sho Kawamura[1], Tetsuya Kobayashi[1], Yukumo Tanaka[1], Fumio Kirita[1], Kazuyoshi Seshimo[1], Shigeru Wada[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:55 PM - 5:10 PM

[1F10] Status of JRR-3 corresponding to new regulatory standards

*Kazuya Kimura[1], Masaaki Araki[1], Hideki Nagadomi[1], Shigeru Wada[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

5:10 PM - 5:25 PM

Room G

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

[1G01-05] Beam Application

Chair:Koichi Kan(Osaka Univ.)
10:00 AM - 11:25 AM Room G (Common Education Bildg. 2 2F No.26)

[1G01] Dependence of grafting rate on monomer pressure in method of in-situ ion beam graft polymerization

*Ryoichi Inoue[1], Naoki Fujita[1], Shinya Nakajima[1], Kei Mizokami[1], Akira Taniike[1], Yuichi Furuyama[1] (1. Kobe University Graduate school)

10:00 AM - 10:15 AM

[1G02] Re-investigation of ionizing radiation induced reactions in halomethanes

*Masao Gohdo[1], Takafumi Kondoh[1], Kazuki Araki[1], Koichi Kan[1], Jinfeng Yang[1], Yoichi Yoshida[1] (1. The Institute of Scientific and Industrial Research, Osaka University)

10:15 AM - 10:30 AM

[1G03] Electron beam pulse radiolysis of polystyrene solution in phenyl silane derivatives

*Kazumasa Okamoto[1,2], Shigeo Hori[2], Ohnuma Masato[2], Takahiro Kozawa[1] (1. Osaka Univ., 2. Hokkaido Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM

[1G04] U/Pu concentration estimation inside nuclear fuel debris with portable 950 keV/3.95 MeV X-ray sources

*Issei Ozawa[1], Yuki Mitsuya[1], Katsuhiro Dobashi[1], Mitsuru Uesaka[1], Hiroaki Abe[1], Tomooki Shiba[2] (1.

©Atomic Energy Society of Japan

the University of Tokyo, 2. JAEA)
10:45 AM - 11:00 AM

[1G05] Analysis of the injured microbial cells appeared by irradiation of *Bacillus subtilis* spores based on their germination and outgrowth deteorization as a probe
*Masakazu Furuta[1], Akira Futemma[1], Hiroki Den[1], Jin Sakamoto[2], Tetsuaki Tsuchido[2] (1. Department of quantum radiation sciences, College of Engineering, Graduate school of Osaka Prefecture University, 2. Research Center of Microorganism Control, Research Center for the 21st Century, Osaka Prefecture University)
11:00 AM - 11:15 AM

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

[1G06-07] Neutron Spectroscopy and Imaging

Chair:Ryoichi Hajima(QST)
11:25 AM - 12:00 PM Room G (Common Education Bildg. 2 2F No.26)

[1G06] A study of the TOF-MIEZE spectrometer with focusing mirrors at J-PARC MLF BL06
*Fumiaki Funama[1], masahiro hino[2], tatsuro oda[2], hitoshi endo[3], seiji tasaki[1] (1. Kyoto Univ., 2. KURNS, 3. KEK)
11:25 AM - 11:40 AM

[1G07] Study on Stability of Neutron Bragg-Edge Analysis Code RITS
Kazuma Ohmae[1], *Kenichi Watanabe Watanabe[1], Hirotaka Sato[2], Yoshiaki Kiyanagi[1], Atsushi Yamazaki[1], Sachiko Yoshihashi[1], Akira Uritani[1] (1. Nagoya Univ., 2. Hokkaido Univ.)
11:40 AM - 11:55 AM

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

[1G08-11] Accelerator Technology and Diagnostics

Chair:Heishun Zen(Kyoto Univ.)
2:45 PM - 3:55 PM Room G (Common Education Bildg. 2 2F No.26)

[1G08] Study of devices for vertical focusing force correction for FFAG accelerator
*Yuhi Waga[1], Nobuo Ikeda[1], Hidehiko Arima[1], Yujiro Yonemura[1], Mitsutaka Ueda[1], Kyosuke Adachi[1], Hiromi Matsuura[1], Yoshiharu Mori[2] (1. Kyushu University, 2. KURNS)
2:45 PM - 3:00 PM

[1G09] Simulation Study for Basic Design of Dielectric Laser Electron Accelerator
*Toru Takahashi[1], Mituru Uesaka[1], Kazuyoshi Koyama[1], Mitsuhiro Yoshida[2], Zhaofu Chen[1] (1. Univ. Tokyo, 2. KEK)
3:00 PM - 3:15 PM

[1G10] 1.4-cell RF gun for ultrafast electron microscopy
*Jinfeng Yang[1], Yoichi Yoshida[1], Toshikazu Takatomi[2], Masafumi Fukuda[2], Jyunji Urakawa[2] (1. ISIR, Osaka Univ., 2. KEK)
3:15 PM - 3:30 PM

[1G11] Measurement of coherent transition radiation with spatial and temporal resolution
*Koichi Kan[1], Masao Gohdo[1], Takafumi Kondoh[1], Jinfeng Yang[1], Yoichi Yoshida[1] (1. ISIR, Osaka University)
3:30 PM - 3:45 PM

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 203-4 Synchrotron Orbital Radiation, Laser

[1G12-14] Synchrotron Radiation, Laser, Gamma Ray

Chair:Jinfeng Yang(Osaka Univ.)
3:55 PM - 4:45 PM Room G (Common Education Bildg. 2 2F No.26)

[1G12] Development of a high-repetition-rate attosecond pulse source based on a free-electron laser
*Ryoichi Hajima[1], Ryoji Nagai[1], Keigo Kawase[1], Hideaki Ohgaki[2], Heishun Zen[2], Yasushi Hayakawa[3], Takeshi Sakai[3], Yoske Sumitomo[3], Miho Shimada[4], Tsukasa Miyajima[4] (1. QST, 2. Kyoto U., 3. Nihon U., 4. KEK)
3:55 PM - 4:10 PM

[1G13] Proposal of laser Compton scattering gamma-ray beam line for the next generation synchrotron radiation facility
*Hayakawa Takehito[1], Keigo Kawase[1], Toshiyuki Shizuma[1], Ryoji Nagai[1], Masaru Sawamura[1], Mamoru Fujiwara[1], Ryoichi Hajima[1] (1. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)
4:10 PM - 4:25 PM

[1G14] Cesium removal and XAFS analysis from Fukushima weathered biotite using molten salt electrochemistry
*Mitsunori Honda[1], Takuya Goto[2], Yoshihide

©Atomic Energy Society of Japan

Sakanaka[2], Tsuyoshi Yaita[1], Shinichi Suzuki[1] (1. JAEA, 2. Doshisha Univ.)

4:25 PM - 4:40 PM

Room H

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

[1H01-04] Dosimetry 1

Chair:Takahashi Fumiaki(JAEA)

10:00 AM - 11:10 AM Room H (Common Education Bildg. 2 2F No.27)

[1H01] Estimation of Leakage Dose around Therapy Facilities using Gantry Type Linac by Monte Carlo Method (4)

*Yoshihiro Ogawa[1,3], Kazuyuki Kobayashi[2] (1. Kindai Univesity, 2. Accuray Japan K.K., 3. HATC Ltd.)

10:00 AM - 10:15 AM

[1H02] Doso evaluation technology study using PVA-KI gel dosimeter

*Ryu Shibaoka[1], Yutaro Aoki[1], Glenn Harvel[2], Mitsumasa Taguchi[3], Naotsugu Nagasawa[3], Masanori Hatashita[4], Kyo Kume[4], Toshiharu Sakura[5], Takeyoshi Sunagawa[1] (1. FUKUI Tec of Univ., 2. Univ of Ontario Inst of Tec., 3. Takasaki Advanced Radiation Research Inst., 4. The Wakasa wan Energy Research Center , 5. NUCLEAR TECHNOLOGY Co., Ltd.)

10:15 AM - 10:30 AM

[1H03] Total reflection X-ray fluorescence analysis of acid elution solution of uranium-contaminated debris

*Yukie Izumoto[1], Tsugufumi Matsuyama[1,2], Kota Ishii[1,2], Kodai Takamura[1,2], Hiroki Nagai[3], Yasuhiro Sakai[2], Hiroshi Yoshii[1] (1. QST/NIRS, 2. Toho Univ., 3. OURSTEX Corporation)

10:30 AM - 10:45 AM

[1H04] Total reflection X-ray fluorescence analysis of acid elution solution of uranium-contaminated debris

*Hiroshi Yoshii[1], Yukie Izumoto[1], Tsugufumi Matsuyama[1,2], Kota Ishii[1,2], Yasuhiro Sakai[2] (1. QST, 2. Toho univ.)

10:45 AM - 11:00 AM

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

[1H05-07] Dosimetry 2

Chair:Hirokazu Miyatake(MRI)

11:10 AM - 12:00 PM Room H (Common Education Bildg. 2 2F No.27)

[1H05] Method for estimating of release rate of radionuclides in nuclear accident from radiation data on the sea

*Shusuke Umekawa[1], Ryota Adachi[1], Masato Kanasaki[1], Mizuo Kajino[2], Keiji Oda[1] (1. Graduate School of Maritime Sciences, Kobe University, 2. Meteorological research Institute)

11:10 AM - 11:25 AM

[1H06] Speedy measurement of tritium in seawater

*Shunta Homma[1], Genta Kikuchi[1], Yuji Torikai[1] (1. Ibaraki Univ.)

11:25 AM - 11:40 AM

[1H07] Evaluation of a Gamma-ray Flash coinciding with a Lightning Discharge during Winter Thunderstorms

*Yuuki Wada[1,2], Teruaki Enoto[3], Kazuhiro Nakazawa[4], Yoshihiro Furuta[5], Takayuki Yuasa, Yoshitaka Nakamura[6], Takeshi Morimoto[7], Takahiro Matsumoto[1], Kazuo Makishima[1,2], Harufumi Tsuchiya[5] (1. Graduate School of Science, The University of Tokyo, 2. RIKEN, 3. Kyoto University, 4. Nagoya University, 5. JAEA, 6. Kobe City College of Technology, 7. Kindai University)

11:40 AM - 11:55 AM

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

[1H08-12] Environmental Safety Assessment 1

Chair:Yukiko Furuhashi(TEPCO HD)

2:45 PM - 4:10 PM Room H (Common Education Bildg. 2 2F No.27)

[1H08] Performance examination of atmospheric dispersion models using nuclear accident environmental data

*Shinichiro Adachi[1] (1. Nagoya University)

2:45 PM - 3:00 PM

[1H09] Performance examination of atmospheric dispersion models using nuclear accident environmental data

*Hiromi Yamazawa[1], Yousuke Sato[1], Jun Moriizumi[1] (1. Nagoya University)

3:00 PM - 3:15 PM

[1H10] Performance examination of atmospheric dispersion models using nuclear accident environmental data

©Atomic Energy Society of Japan

*Tomoyuki Mori[1], Yousuke Sato[1], Jun Moriizumi[1], Hiromi Yamazawa[1] (1. Nagoya Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM

[1H11] Temporal variation of atmospheric radioactive cesium and the variation trend

*tomohisa abe[1], Kazuya Yoshimura[1], Yukihisa Sanada[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:30 PM - 3:45 PM

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

[1H13-16] Environmental Safety Assessment 2

Chair:Hiromi Yamazawa(Nagoya Univ.)
4:10 PM - 5:15 PM Room H (Common Education Bildg. 2 2F No.27)

[1H13] Examination of Estimation Method of External Exposure Dose Considering Time Series Data and Distribution of Air Dose Rate in Prefectures adjacent to Fukushima

*Hirokazu Miyatake[1], Nobuaki Yoshizawa[1], Masaki Kawai[1], Gen Suzuki[2] (1. Mitsubishi Research Institute, INC. Nuclear Safety Research Division, 2. International University of Health and Welfare Clinic)

4:10 PM - 4:25 PM

[1H14] Temporal integration on the results of the monitoring posts in Fukushima prefecture

*Akiyuki Seki[1], Haruko Murakami Wainwright[2], Saito Kimiaki [1], Hiroshi Takemiya[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Lawrence Berkeley National Laboratory)

4:25 PM - 4:40 PM

[1H15] Basic Study of Elemental Iodine Deposition Behavior in PCV

*Yukiko Furuhashi[1], Satoshi Kawaguchi[1], Satoshi Mizuno[1], Masatoshi Sato[1], Takashi Uemura[1], Shuichi Ohmori[1] (1. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.)

4:40 PM - 4:55 PM

[1H16] Determination of the soil-water distribution coefficient Kd of carrier free radiotellurium

*Takumi Kubota[1], Satoshi Fukutani[1], Kayoko Iwata[2], Tomoyuki Takahashi[1,2], Sentaro Takahashi[1] (1. Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University, 2. Graduate School of Agriculture, Kyoto University)

4:55 PM - 5:10 PM

Room I

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

[1I01-07] Severe Accident

Chair:Chiaki Kino(IAE)
10:00 AM - 11:55 AM Room I (Common Education Bildg. 2 3F No.30)

[1I01] Advanced Multi-Scale Modeling and Experimental Tests on Fuel Degradation in Severe Accident Conditions (2)

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

10:00 AM - 10:15 AM

[1I02] Advanced Multi-Scale Modeling and Experimental Tests on Fuel Degradation in Severe Accident Conditions (2)

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

10:15 AM - 10:30 AM

[1I03] Advanced Multi-Scale Modeling and Experimental Tests on Fuel Degradation in Severe Accident Conditions (2)

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

10:30 AM - 10:45 AM

[1I04] Advanced Multi-Scale Modeling and Experimental Tests on Fuel Degradation in Severe Accident Conditions (2)

*Noriko Shirasu[1], Akihiro Suzuki[2], Yuji Nagae[1], Masaki Kurata[1] (1. JAEA, 2. NFD)

10:45 AM - 11:00 AM

[1I05] Advanced Multi-Scale Modeling and Experimental Tests on Fuel Degradation in Severe Accident Conditions (2)

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

11:00 AM - 11:15 AM

[1I06] Fuel Damage of a Reactor Core in Severe Accident

*KOJI NISHIDA[1], Toshihide Torige[1], Naoki Sano[1], Takayoshi Kusunoki[1], Michio Murase[1] (1. Institute of Nuclear Safety System, Inc.)

11:15 AM - 11:30 AM

[1I07] Fuel Damage of a Reactor Core in Severe Accident

©Atomic Energy Society of Japan

*Naoki Sano[1], Koji Nishida[1], Toshihide Torige[1], Takayoshi Kusunoki[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

[1I08-12] Thermal hydraulic Experiments 1

Chair:Tomio Okawa(UEC)
2:45 PM - 4:05 PM Room I (Common Education Bildg. 2 3F No.30)

[1I08] Measurement of Void Fraction Distribution in Two-Phase Flow in a 4×4 Bundle

*Taku Nagatake[1], Shinichiro Uesawa[1], Ayako Ono[1], Mitsuhiko Shibata[1], Hiroyuki Yoshida[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)
2:45 PM - 3:00 PM

[1I09] Measurements of Velocity Distribution in Wire Wrapped Fuel Assembly (Evaluation of Reynolds Number Dependence in 3-Pin Bundle)

*Tomoyuki HIYAMA[1], Kousuke AIZAWA[1], Masahiro NISHIMURA[1], Akikazu KURIHARA[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)
3:00 PM - 3:15 PM

[1I10] Visualized observation of droplet dynamics passing through a spacer in BWR fuel subchannels

*Riichiro Okawa[1], Masahiro Furuya[1], Takahiro Arai[1], Hiroki Takiguchi[1], Tsugumasa Iiyama[1] (1. CRIEPI)
3:15 PM - 3:30 PM

[1I11] Experimental Study on Droplet-Entrainment Phenomena at the Interface of High-Speed Gas Jet into a Liquid Pool

*Taro Sugimoto[1], Shimpei Saito[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1], Akihiro Uchibori[2], Akikazu Kurihara[2], Takashi Takata[2], Hiroyuki Ohshima[2] (1. University of Tsukuba, 2. JAEA)
3:30 PM - 3:45 PM

[1I12] Evaluation of liquid film front bahavior during rewetting process based on visualization experiment

*DAN TRI LE[1], Yasuteru Sibamoto[1], Yuki Wada[1], Taisuke Yonomoto[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)
3:45 PM - 4:00 PM

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

[1I13-17] Thermal hydraulic Experiments 2

Chair:Masahiro Furuya(CRIEPI)
4:05 PM - 5:25 PM Room I (Common Education Bildg. 2 3F No.30)

[1I13] Evaluation of Void Fraction in a Vertical Pipe under Countercurrent Flow Limitation at Upper End

*Michio Murase[1], Koji Nishida[1], Toshiya Takaki[1], Raito Goda[2], Takeyuki Shimamura[2], Akio Tomiyama[2] (1. Institute of Nuclear Safety System, Inc., 2. Kobe University)
4:05 PM - 4:20 PM

[1I14] Effect of L/D ratio on drag coefficient of cylinder in coaxial flow

*Tsugumasa Iiyama[1], Masahiro FURUYA[1], Kenetsu SHIRAKAWA[1], Yoshiaki MAEDA[2], Yoshiaki KAWA[2], Michihiro KOIKE[2], Taro Shimada[3] (1. CRIEPI, 2. CERES, 3. JAPC)
4:20 PM - 4:35 PM

[1I15] Tow phase flow behavior and pressure rise phenomenon of a supersonic steam injector

*Yuki Kamata[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1] (1. Tsukuba Univ.)
4:35 PM - 4:50 PM

[1I16] CIGMA experiment on density stratification behavior by containment venting

*Masahiro Ishigaki[1], Satoshi Abe[1], Yasuteru Sibamoto[1], Taisuke Yonomoto[1] (1. JAEA)
4:50 PM - 5:05 PM

[1I17] Experimental Study to Improve Freeze Valve Performance in the Molten Salt Reactor

*Tatsuya Tokushima[1], Indarta Kuncoro Aji[1], Koji Enoki[1], Motoyasu Kinoshita[1,2], Tomio Okawa[1] (1. The University of Electro-Communications , 2. Molten Salt Laboratory Inc.)
5:05 PM - 5:20 PM

Room J

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

[1J01-05] Advanced Reactor Design

Chair:Kosuke Aizawa(JAEA)
10:30 AM - 11:55 AM Room J (Common Education Bildg. 2 3F No.32)

[1J01] Experience on design and operation of sodium components

*Kazuhito SHIMOYAMA[1], Masato HAYAKAWA[1], Hiroyuki MIYAKOSHI[1], Kuniaki ARA[1] (1. Japan Atomic

©Atomic Energy Society of Japan

Energy Agency)
10:30 AM - 10:45 AM

[1J02] Experience on design and operation of sodium components
*Masato HAYAKAWA[1], Kazuhito SHIMOYAMA[1], Hiroyuki MIYAKOSHI[1], Kuniaki ARA[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)
10:45 AM - 11:00 AM

[1J03] Current status and issues of evaluation methods for fuel and fission products behavior in High Temperature Gas-cooled Reactor System.
*Kazuhiko SAWA[1] (1. Faculty of Engineerin, Hokkaido University)
11:00 AM - 11:15 AM

[1J04] Hydride moderated heat-pipe cooled very small modular reactor MoveluX
*Rei Kimura[1], Kazuhito Asano[1], Tetu Suzuki[1] (1. Toshiba Energy Systems &Solutions)
11:15 AM - 11:30 AM

[1J05] Molten Salt Reactor Design Code Development
*Motoyasu Kinoshita[1,2], Sho Mori[1,3], Fumihiro Chiba[1], Kazuki Morita[1,4], Aji Indarta[2,1], Tatsuya Tokushima[2], Tomio Okawa[2] (1. MSLab, 2. UEC, 3. TUAT, 4. KeioUniv)
11:30 AM - 11:45 AM

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

[1J06-08] Supercritical-Water-Cooled Reactor

Chair:Rei Kimura(TOSHIBA ESS)
2:45 PM - 3:35 PM Room J (Common Education Bildg. 2 3F No.32)

[1J06] Research on fundamental technology for SCWR based on RISA
*Ryota Taguchi[1], Tomonori Ihara[1], Tatsuya Hazuku[1], Tomoji Takamasa[1], Sho Kano[2], Hiroaki Abe[2] (1. Tokyo University of Marine Science and Technology, 2. The University of Tokyo)
2:45 PM - 3:00 PM

[1J07] Research on fundamental technology for SCWR based on RISA
*Wilson Susanto[1], Tomonori Ihara[1], Tatsuya Hazuku[1], Shinichi Morooka[2], Daisuke Ito[3], Sho Kano[4] (1. Tokyo University of Marine Science and Technology, 2. Waseda University, 3. Kyoto University, 4. The University of Tokyo)
3:00 PM - 3:15 PM

[1J08] Research on fundamental technology for SCWR based on RISA
*Sho Kano[1], Hilong Yang[1], John Patric McGrady[1], Tomonori Ihara[2], Tatsuya Hazuku[2], Hiroaki Abe[1] (1. The University of Tokyo, 2. The University of Marine Science and Technology)
3:15 PM - 3:30 PM

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 301-3 Research Reactor, Application of Neutron

[1J09-09] Research Reactor Property

Chair:Masao Yamanaka(Kyoto Univ.)
3:35 PM - 3:50 PM Room J (Common Education Bildg. 2 3F No.32)

[1J09] The Evaluation of Sample Position Effect on Activation by Reactor Neutrons
*Naoki TAKAYAMA[1], Hideo HARADA[1], Masao KOMEDA[1] (1. JAEA)
3:35 PM - 3:50 PM

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

[1J10-14] Critical Experiment and Analysis

Chair:Masao Yamanaka(Kyoto Univ.)
3:50 PM - 5:15 PM Room J (Common Education Bildg. 2 3F No.32)

[1J10] R&D to improve accuracy of nuclear prediction for HTGR
*Yuji yuji Fukaya[1], Minoru Goto[1], Shigeaki Nakagawa[1], Kunihiro Nakajima[2], Kazuki Takahashi[2], Atsushi Sakon[2], Kengo Hashimoto[2], Tadafumi Sano[3] (1. JAEA, 2. Kinki Univ., 3. Kyoto Univ.)
3:50 PM - 4:05 PM

[1J11] Critical Experiment of Thorium Loaded Core at KUCA
*Tadafumi Sano[1], Hironobu Unesaki[1], Hori Jun-ichi[1], Takahashi Yoshiyuki[1], Jaehong Lee[1], Kazuki Takahashi[2] (1. Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University, 2. Kindai University)
4:05 PM - 4:20 PM

[1J12] Critical Experiment of Thorium Loaded Core at KUCA
*Hironobu Unesaki[1], Tadafumi Sano[1], Jun-ichi Hori[1], Yoshiyuki Takahashi[1], Jeahong Lee[1] (1. Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University)
4:20 PM - 4:35 PM

[1J13] Dynamic Characteristic Analysis using MVP3 in

©Atomic Energy Society of Japan

Polyethylene Moderated Critical Assembly
*Tsutomu Okamoto[1] (1. Nippon Advanced Information Service)
4:35 PM - 4:50 PM

[1J14] A Study of a pseudo trend phenomenon of the Feynman-α/ Bunching method
*Sin-ya Hohara[1], Atsushi Sakon[1], Tomohiro Endo[2], Kunihiro Nakajima[3], Kazuki Takahashi[3], Kengo Hashimoto[1] (1. Kindai University Atomic Energy Research Institute, 2. Nagoya University, 3. Graduate School of Science and Engineering, Kindai University)
4:50 PM - 5:05 PM

Room K

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

[1K01-03] Thermal Reactor

Chair:Kenichi Tada(JAEA)
10:00 AM - 10:50 AM Room K (Common Education Bildg. 2 3F No.33)

[1K01] Neutronic properties of BWR using mercury as burnable poison
*Kosuke Kinoshita[1], Naoyuki Takaki[1] (1. Tokyo City University)
10:00 AM - 10:15 AM

[1K02] Feasibility study on heavy water moderated thermal breeder reactor with molten salt fuel.
*Hiroki Ishida[1], Naoyuki Takaki[1] (1. Tokyo City University)
10:15 AM - 10:30 AM

[1K03] Conceptual Design Study of TRIGA Kartini Reactor using Plate Type Fuel Element
*Argo Satrio Wicaksono[1], Takanori Kitada[1], Satoshi Takeda[1] (1. Osaka University)
10:30 AM - 10:45 AM

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

[1K04-07] Fast Reactor 1

Chair:Naoto Aizawa(Tohoku Univ.)
10:50 AM - 12:00 PM Room K (Common Education Bildg. 2 3F No.33)

[1K04] Study on sodium-cooled FBR core without radial blankets
*Kota Kawamoto[1], Naoyuki Takaki[1] (1. Tokyo City University)
10:50 AM - 11:05 AM

[1K05] Study on inherently safe fast spectrum reactor core to prevent recriticality during CDA
*Keiko Chitose[1], Takanori Mochimaru[1], Naoyuki Takaki[1] (1. Tokyo City University)
11:05 AM - 11:20 AM

[1K06] Comparison of Neuclear Characteristics of Metal Fuel Fast Reactor and MOX Fuel Fast Reactor
*Koji Fujimura[1], Junichi Miwa[1], Hirotaka Nakahara[2] (1. Hitachi, 2. Hitachi-GE)
11:20 AM - 11:35 AM

[1K07] Policy process on fast reactor development in National Security
*Yuko Koito[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)
11:35 AM - 11:50 AM

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

[1K08-11] Fast Reactor 2

Chair:Kenji Yokoyama(JAEA)
2:45 PM - 3:50 PM Room K (Common Education Bildg. 2 3F No.33)

[1K08] Development of Fuel-selfsupplying Fast Reactor
*Yoshitaka Naito[1], Kazuo Azekura[1] (1. NAIS co.inc)
2:45 PM - 3:00 PM

[1K09] Development of Fuel-selfsupplying Fast Reactor
*Kazuo Azekura[1], Yoshitaka Naito[1] (1. NAIS CO., INC.)
3:00 PM - 3:15 PM

[1K10] Impact of Fuel and Coolant Material on Burnup Characteristics in Breed and Burn Fast Reactor
*Suzuko Saito[1], Jun Nishiyama[1], Toru Obara[1] (1. Tokyo Institute of Technology)
3:15 PM - 3:30 PM

[1K11] Application of Melt-refining Process to Transition State of CANDLE Burning Fast Reactor
*Hiroki Osato[1], Jun Nishiyama[2], Toru Obara[2] (1. Department of Nuclear Engineering, Tokyo Institute of Technology, 2. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology)
3:30 PM - 3:45 PM

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

[1K12-14] Nuclear Transmutation

Chair:Satoshi Wada(TOSHIBA ESS)

©Atomic Energy Society of Japan

3:50 PM - 4:40 PM Room K (Common Education Bildg. 2 3F No.33)

[1K12] Rhenium Production with Low Specific Radioactivity By Irradiating Fast neutrons

*Tsugio Yokoyama[1], Masaki Ozawa[2] (1. Toshiba Technical Services International Corporation, 2. Tokyo Tech)

3:50 PM - 4:05 PM

[1K13] Design study on fast reactor core and LLFP assembly for nuclear transmutation

*Yoshihisa Tahara[1], Peng Hong Liem[1,3], Naoyuki Takaki[1], Satoshi Chiba[2] (1. TCU, 2. Tokyo Tech., 3. NAIS)

4:05 PM - 4:20 PM

[1K14] Design study on fast reactor core and LLFP assembly for nuclear transmutation

*Tatsuki Itaya[1], Yoshihisa Tahara[1], Peng Hong Liem[1,3], Naoyuki Takaki[1], Satoshi Chiba[2] (1. TCU, 2. Tokyo Tech., 3. NAIS)

4:20 PM - 4:35 PM

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

[1K15-17] Analysis Method

Chair:Toshihiro Yamamoto(Kyoto Univ.)
4:40 PM - 5:30 PM Room K (Common Education Bildg. 2 3F No.33)

[1K15] Fundamental study of direct nuclear energy conversion to electricity

*Hiroaki Kasai[1], Hiroki Takezawa[1] (1. Tokyo city university Faculty of Engineering Department of Nuclear Safety Engineering)

4:40 PM - 4:55 PM

[1K16] Solution of the neutronic fast reactor benchmark with Serpent-CriMR code system

*Smirnov Anton[1], Vladislav Romanenko[1], Pavel Pugachev[1], Georgy Tikhomirov[1], Toru Obara[2] (1. National Research Nuclear University MEPhI, 2. Tokyo Institute of Technology)

4:55 PM - 5:10 PM

[1K17] A Validation Study of a Nuetronics Design Methodology for Fast Reactors Using Reaction Rate Distribution Measurements in the Prototype Fast Reactor Monju

*Kazuya Ohgama[1], Atsushi Takegoshi [1], Hiroki Katagiri [2], Taira Hazama[1] (1. JAEA, 2. NESI, Inc.)

5:10 PM - 5:25 PM

Room L

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

[1L01-07] Fault Displacement PRA

Chair:Hitoshi Muta(Tokyo City Univ.)
10:00 AM - 11:55 AM Room L (Common Education Bildg. 2 3F No.36)

[1L01] Procedure and example of plant walk down on fault displacement PRA

*MASANOBU Kamiya[1], KATSUMI Ebisawa[2], YASUHIRA Aoyagi[2], YOSHINORI Mihara[3], RYUSUKE Haraguchi[4], FUTOSHI Tanaka[4], KAZUO Matsumura[5] (1. JAPC, 2. CRIEPI, 3. KAJIMA, 4. MHI, 5. Hokuriku EPC)

10:00 AM - 10:15 AM

[1L02] Analysis and examination of accident scequences of fault displacement PRA in different plant types

*Futoshi Tanaka[1], Ryusuke Haraguchi[1], Kunihiko Sato[2], Yoshida Shin-ichi[3], Oda Shingo[4], Hideaki Tsutsumi[5], Toshiaki Sakai[5], Tatsumi Ebisawa[5] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 2. MHI Nuclear Systems Solution Engineering, 3. Obayashi, 4. Hitachi GE Nuclear Energy, 5. NRRC)

10:15 AM - 10:30 AM

[1L03] Uncertainty factors and their upper-lower limit range based on V&V of fault displacement fragility evaluation methodology

*hideaki tsutsumi[1], yuji nikaido[2], yoshinori mihara[2], ryusuke haraguchi[3], toshiaki sakai[1], katsumi ebisawa[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. Kajima corporation, 3. Mitsubishi Heavy Industries)

10:30 AM - 10:45 AM

[1L04] Concept of methodology for evaluating epistemic uncertainty of fault displacement fragility

*Katsumi Ebisawa Ebisawa[1], Ryusuke Haraguchi[2], Yoshinori Mihara[3], Ayumi Yuyama[1], Toshirou Sakai[1] (1. CRIEP, 2. MHI, 3. Kajima)

10:45 AM - 11:00 AM

[1L05] Concept of methodology for evaluating epistemic uncertainty of fault displacement fragility

*Yoshinori Mihara[1], Ryusuke Haraguchi[3], Ayumi Yuyama[2], Toshiaki Sakai[2], Katsumi Ebisawa[2] (1.

©Atomic Energy Society of Japan

Kajima Corporation, 2. Central Research Institute of Electric Power Industry, 3. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.)
11:00 AM - 11:15 AM

[1L06] Concept of methodology for evaluating epistemic uncertainty of fault displacement fragility

*Ryusuke Haraguchi[1], Yoshinori Mihara[2], Ayumi Yuyama[3], Toshiaki Sakai[3], Katsumi Ebisawa[3] (1. Mitsubishi Heavy Industries, LTD., 2. Kajima Corp., 3. Central Research Institute of Electric Power Industry)
11:15 AM - 11:30 AM

[1L07] Concept of methodology for evaluating epistemic uncertainty of fault displacement fragility

*Ayumi Yuyama[1], Ryusuke Haraguchi[2], Yoshinori Mihara[3], Toshiaki Sakai[1], Katsumi Ebisawa[1] (1. CRIEPI, 2. MHI, 3. Kajima)
11:30 AM - 11:45 AM

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

[1L08-13] PRA Method

Chair:Sunghyon Jang(Univ. of Tokyo)
2:45 PM - 4:25 PM Room L (Common Education Bildg. 2 3F No.36)

[1L08] Discussion of some problems on Human Reliability Analysis methods

*Hiroshi Ujita[1,2], Yoshihiro Ide[1] (1. AdvanceSoft Corporation, 2. Japan Nuclear Safety Insititute)
2:45 PM - 3:00 PM

[1L09] Study on Internal Flooding PRA Considering Water Steam

*Yusuke Nishijima[1], Takanori Kitada[1], Satoshi Takeda[1] (1. Osaka University)
3:00 PM - 3:15 PM

[1L10] Development of Seismic-Tsunami PRA methodology

*Hitoshi Muta[1], Yasuki Ohtori[1], Hirohisa Yamakawa[1] (1. Tokyo City University)
3:15 PM - 3:30 PM

[1L11] Evaluation of Seismic Diversity of SSC system in PRA

*Yasuki Ohtori[1], Hitoshi Muta[1], Masato Nakajima[3], Ichiro Tamura[2], Masashi Kuramasu[2], Toshiaki Sakai[3] (1. Tokyo City University, 2. The Chugoku Electric Power Company, Incorporated, 3. Central Research Institute of Electric Power Industry)
3:30 PM - 3:45 PM

[1L12] On the implementation of graded approach for research and test reactors in Japan

*Shin Aoyama[1] (1. Chiyoda Technol Corporation)
3:45 PM - 4:00 PM

[1L13] Development of Interface Between Level 2 &3 PRA for Uncertainty Analysis

*Hiroki SUZUKI[1], Mika TAHARA[1], Satoshi YAGISHITA[1] (1. TOSHIBA Energy Systems)
4:00 PM - 4:15 PM

Room M

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

[1M01-03] Analysis Technics

Chair:Eiichi Wakai(JAEA)
10:00 AM - 10:50 AM Room M (Common Education Bildg. 2 3F No.37)

[1M01] Application of powder compression in the development of in-cell high temperature pressure testing method of irradiated spent fuel pellet

*Masafumi Nakatsuka[1], Toru Higuchi[2] (1. Zircotechnology, 2. NFD)
10:00 AM - 10:15 AM

[1M02] Development of anomalous small angle X-ray scattering method for analysis of radiation effect
in nuclear reactor materials

*Aki Tominaga[1], Yojiro Ohba[1], Takahisa Shobu[1], Hajime Tanida[1], Kenji Ohwada[2], Azusa Konno[1], Satoshi Morooka[1], Ryuhei Motokawa[1], Takayuki Kumada[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)
10:15 AM - 10:30 AM

[1M03] Evaluation of radiation-induced microstructural change by nonlinear ultrasonic method

*Katsuhiko Fujii[1], Atsuko Kojima[1], Hitoshi Ishida[1], Koichiro Kawashima[2] (1. Institute or Nuclear Safety System, 2. Ultrasonic Materials Diagnosis Laboratory)
10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

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

[1M04-05] SCC

Chair:Yoshiyuki Kaji(JAEA)
10:50 AM - 11:25 AM Room M (Common Education Bildg. 2 3F No.37)

[1M04] Study on PWSCC Mechanism in Alloy 690

*Takumi Terachi[1], Takuyo Yamada[1], Makie Okamoto[1], Koji Arioka[1] (1. INSS)

10:50 AM - 11:05 AM

[1M05] The effect of long term thermal aging on SCC growth behavior of SUS630 in high temperature water

*Takuyo Yamada[1], Takumi Terachi[1], Makie Okamoto[1], Koji Arioka[1] (1. Institute of nuclear safety system, inc.)

11:05 AM - 11:20 AM

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

[1M06-07] Overpack Materials

Chair:Hideo Watanabe(Kyushu Univ.)
11:25 AM - 12:00 PM Room M (Common Education Bildg. 2 3F No.37)

[1M06] A study for prediction of embrittlement of overpacks made of carbon steel

*Terumitsu Miura[1], Katsuhiko Fujii[1], Koji Fukuya[1], Masahiro Kawakubo[2] (1. Instuitute of Nuclear Safety System, 2. Radioactive Waste Management Funding and Research Center)

11:25 AM - 11:40 AM

[1M07] A study for prediction of embrittlement of overpacks made of carbon steel

*Toshiki Nakasuji[1], Kazunori Morishita[1], Masahiro Kawakubo[2] (1. Kyoto Univ., 2. RWMC)

11:40 AM - 11:55 AM

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

[1M08-13] Radiation Effect

Chair:Katsuhiko Fujii(INSS)
2:45 PM - 4:20 PM Room M (Common Education Bildg. 2 3F No.37)

[1M08] Effects of neutorn irradiation on PRV model alloys

*Hideo Watanabe[1], Takuya Irie[2], Yusuke Gouya[2] (1. RIAM, Kyushu Univ., 2. AEES, Kyushu Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

[1M09] Effects of DPA and helium production on radiation damage microstructures and the mechanical properties in irradiated austenitic stainless steels and ferritic steel

*Eiichi Wakai[1], Shigeru Takaya[1], Yuji Nagae[1], Shuhei Nogami[2], Akira Hasegawa[2], Tomoaki Suzudo[1], Tetsuya Hirade[1], Yoshinori Matsui[1], Hiroaki Abe[3], Kazumi Aoto[1] (1. JAEA, 2. Tohoku UNiv., 3. Univ. of Tokyo)

3:00 PM - 3:15 PM

[1M10] Consideration of an applicability of EDS tomography to quantitative evaluation of solution atom clusters in a ferrite phase

*Hitoshi Seto[1], Yuji Kitsunai[1], Shigeaki Tanaka[2], Ryouji Obata[3] (1. NFD, 2. Toshiba ESS, 3. Hitachi-GE)

3:15 PM - 3:30 PM

[1M11] Study on micromechanics in duplex stainless steels for long term operation of nuclear power plants

*VIET QUOC HA[1], KENTA MURAKAMI[1], MASAHIDE SUZUKI[1] (1. Nagaoka University of Technology)

3:30 PM - 3:45 PM

[1M12] Adsorption behavior of Radiocesium and its radiation effects for metal filter in the filtered containment venting system

*Moeko Nakata[1], Akihiro Togari[1], Yuji Hatano[2], Yasuhisa Oya[1] (1. Graduate School of Science and Technology, Shizuoka Univ., 2. HIRC, Univ. of Toyama)

3:45 PM - 4:00 PM

[1M13] Characterization of Dense Metakaolin Based Geopolymer

*DUYEN THI CHAU LE[1], Thi-Mai-Dung Do[1], Isamu Kudo[2,3], Tadachika Nakayama[1], Koichi Niihara[1], Hisayuki Suematsu[1] (1. Nagaoka University of Technology, 2. ADVAN ENG., 3. Nagaoka University of Technology)

4:00 PM - 4:15 PM

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

[1M14-17] Simulation

Chair:Takeshi Toyama(Tohoku Univ.)
4:20 PM - 5:30 PM Room M (Common Education Bildg. 2 3F No.37)

©Atomic Energy Society of Japan

[1M14] Molecular Dynamics Simulation of Iron by Mendeleev Potential
On defect generation due to irradiation cascade damage
*Yuting Chen[1], Xiaoyong Ruan[1], Toshiki Nakasuji[1], Kazunori Morishita[1], Yoshiyuki Watanabe[2] (1. Kyoto University, 2. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)
4:20 PM - 4:35 PM

[1M15] Monte-Carlo simulation of defect clusters formation in RPV steel under irradiation
*Naomichi Tatebe[1], Kazunori Mrishita[1], Toshiki Nakasuji[1], Yuting Chen[1] (1. Kyoto Univ.)
4:35 PM - 4:50 PM

[1M16] A molecular dynamics simulation study for evaluation of internal stress around dislocation loop
*Kentaro Ono[1], Yuting Chen[1], Toshiki Nakasuji[1], Xiaoyong Ruan[1], Kazunori Morishita[1] (1. Kyoto Univ.)
4:50 PM - 5:05 PM

[1M17] Advanced Management of Reactor Pressure Vessel
*Kagehiro Usuda[1], Kentaro Ono[1], Naomichi Tatebe[1], Toshiki Nakasuji[1], Kazunori Morishita[1] (1. Kyoto University)
5:05 PM - 5:20 PM

Room N

Oral presentation | I. General Issues | General Issues

[1N01-06] Nuclear Power system to Hand Over to the Next Generation

Chair:Tetsuo Sawada(Tokyo Tech)
10:15 AM - 11:55 AM Room N (Common Education Bildg. 2 4F No.42)

[1N01] Metal Crystal Confined type Fusion Reactor
*Kazuo Ooyama[1] (1. Ooyama-power)
10:15 AM - 10:30 AM

[1N02] Hybrid power systems of SMR and renewable energy
*Takanori TANAKA[1] (1. Radioactive Waste Management Funding and Research Center)
10:30 AM - 10:45 AM

[1N03] Consideration of optimal operation of small modular reactors considering endogenous manufacturing learning effect
*Shunsuke Naito[1], Ryoichi Komiyama[1], Yasumasa Fujii[1] (1. University of Tokyo,The Department of Nuclear Engineering and Management)
10:45 AM - 11:00 AM

[1N04] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation
*Reiko Fujita[1], Masaaki Kaneko[2], Susumu Shimoura[3], Kouji Niita[4], HiroyoshiHi Sakurai[5], Kenji Nishihara[6] (1. Japan science and technology agency , 2. Toshiba Energy Systems Company, 3. The University of Tokyo, 4. Research Organization for Information Science and Technology , 5. RIKEN, 6. Japan Atomic Energy Agency)
11:00 AM - 11:15 AM

[1N05] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation
*Kenji Nishihara[1], Masatoshi Kawashima[2], Reiko Fujita[2] (1. JAEA, 2. JST)
11:15 AM - 11:30 AM

[1N06] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation
*Sentaro Takahashi[1], Tomoyuki Takahashi[1], Satoshi Fukutani[1], Takumi Kubota[1] (1. Kyoto Univ.)
11:30 AM - 11:45 AM

Oral presentation | I. General Issues | General Issues

[1N07-10] Emergency Preparedness &Judgment &Risk Management

Chair:Tomoaki Inamura(CRIEPI)
2:45 PM - 3:50 PM Room N (Common Education Bildg. 2 4F No.42)

[1N07] Analysis of Evacuation during the JCO Accident by Safety Analysis Method STAMP / STPA
*Kaho Goto[1], Yasuki Ohtori[1], Hitoshi Muta[1], Akira Omoto[1,2] (1. Tokyo City Univ., 2. Tokyo Institute of Technology)
2:45 PM - 3:00 PM

[1N08] Clarification of problem structure of technical issues on judicial decisions on nuclear power plants
*GO KIKUCHI[1], Tsuyoshi Takada[1] (1. University of Tokyo)

©Atomic Energy Society of Japan

3:00 PM - 3:15 PM

[1N09] Development of Safety Attitude Education Program for Engineers

*Ekou YAGI[1], Tomoki OHASHI[2], Masaharu KITAMURA[3] (1. Osaka University, 2. Miyagi Gakuin Women's University, 3. Research Institute for Technology Management Strategy)

3:15 PM - 3:30 PM

[1N10] Graded approach for safety of research reactors

*Taisuke Yonomoto[1], Toru Nakatsuka [1], Nobuhiko Hirane [1], Takashi Tsumura [1] (1. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

Oral presentation | I. General Issues | General Issues

[1N11-15] Public Acceptance &Nuclear Education

Chair:Ryuichi Yamamoto(JAEA)

3:50 PM - 5:10 PM Room N (Common Education Bildg. 2 4F No.42)

[1N11] Investigation of an Advanced Reactor Concept with High Social Acceptability

*Takaya Tokuda[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] (1. NAGOYA Univ.)

3:50 PM - 4:05 PM

[1N12] Promotion of theUnderstanding on the Final Disposal Site Problem by Junior High School Students - Achievements and Issues -

*Tetsuo Sawada[1] (1. Tokyo Tech.)

4:05 PM - 4:20 PM

[1N13] Nuclear Management and Education

*Fumio Adachi[1] (1. (Previously) The University of Tokyo)

4:20 PM - 4:35 PM

[1N14] Promotion of energy environmental education in Fukui Prefecture

*Oiso Shinichi[1] (1. INSS)

4:35 PM - 4:50 PM

Room O

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering | 601-2 Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)

[1O01-07] Tungsten Materials (Behavior of Hydrogen Isotope)

Chair:Takeshi Toyama(Tohoku Univ.)

10:00 AM - 11:55 AM Room O (Common Education Bildg. 2 4F No.46)

[1O01] Comparison of hydrogen isotope retention in divertor tiles of JET with ITER-Like Wall exposed during 2011-2012 and 2015-2016 campaigns

*Yasuhisa Oya[1], Suguru Masuzaki[2], Masayuki Tokitani[2], Meko Nakata[1], Fei Sun[1], Makoto Oyaidzu[3], Takumi Hayashi[3], Nobuyuki Asakura[3], Teppei Otsuka[4], Anna M. Widdowson[5] (1. Shizuoka Univ., 2. NIFS, 3. QST, 4. Kindai Univ., 5. Culham Science Centre)

10:00 AM - 10:15 AM

[1O02] Evaluation of surface and bulk defect distribution influence on deuterium retention in damaged tungsten

*Takuro Wada[1], Akihiro Togari[2], moeko nakata[2], Mingzhong Zhao[2], Fei Sun[1], Yuji Hatano[3], Yasuhisa Oya[1] (1. Faculty of Science, Shizuoka University, 2. Graduate School of Science and Technology, Shizuoka University, 3. Hydrogen Isotope Research Center, University of Toyama)

10:15 AM - 10:30 AM

[1O03] Defect distribution influence on retention behavior in deuterium plasma implanted tungsten irradiated by neutron and Fe ion

*Shota Yamazaki[1], Akihiro Togari[2], Moeko Nakata[2], Mingzhong Zhao[2], Fei Sun[1], Tatsuya Kuwabara[3], Yuji Hatano[4], Takeshi Toyama[5], Yasuhisa Oya[2] (1. Fac. Sci., Shizuoka Univ., 2. Grad. Sch. Sci. Tech., Shizuoka Univ., 3. Grad. Sch. Eng., Nagoya Univ., 4. HIRC, Univ. of Toyama, 5. IMR, Tohoku Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM

[1O04] Impact of helium irradiation and damage introduction on hydrogen isotope retention behaviors in tungsten

*Fei Sun[1], Akihiro Togari[2], Moeko Nakata[2], Mingzhong Zhao[2], Sosuke Kondo[3], Tatsuya Hinoki[4], Yasuhisa Oya[2] (1. Faculty of Science, Shizuoka University, 2. Graduate School of Science and Technology, Shizuoka University, 3. Institute for Materials Research, Tohoku University, 4. Institute of Advanced Energy, Kyoto University)

10:45 AM - 11:00 AM

[1O05] Deuterium permeation behavior in rolled W foil and forged W rod studied by gas driven permeation method

*Mingzhong Zhao[1], Moeko Nakata[1], Akihiro Togari[1], Fei Sun[1], Yasuhisa Oya[1] (1. Shizuoka Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

11:00 AM - 11:15 AM

[1O06] Influence of long discharge on hydrogen retention capacity of tungsten exposed to hydrogen plasma in QUEST

*koike ayaka[1], togari akihiro[2], nakata moeko[2], zhao mingzhong[2], sun fei[1], yosida naoaki[3], hanada kazuaki[3], ooya yasuhisa[1] (1. Faculty of science,Shizuoka uni., 2. Graduate school of science and Technology, Shizuoka univ., 3. Research Institute for Applied Mechanics, Kyushu uni.)

11:15 AM - 11:30 AM

[1O07] Hydrogen isotope retention in W-based high entropy alloys

*Heun Tae Lee[1], Ho Jin Ryu[2], Ryuta Kasada[3], Kenzo Ibano[1], Yoshio Ueda[1] (1. Graduate School of Engineering, Osaka University, 2. Korea Advanced Institute of Science and Technology, 3. Institute of Materials Research, Tohoku University)

11:30 AM - 11:45 AM

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering | 601-2 Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)

[1O08-12] Development of Tungsten Alloys and Composites

Chair:Tatsuya Hinoki(Kyoto Univ.)
2:45 PM - 4:05 PM Room O (Common Education Bildg. 2 4F No.46)

[1O08] Development of Tungsten Alloys and Composites for Fusion Reactor

*Shotaro Watanabe[1], Itsuki Terada[1], Shuhei Nogami[1], Jens Reiser[2], Michael Rieth[2], Takeshi Miyazawa[1], Akira Hasegawa[1] (1. Tohoku University, 2. Karlsruhe Institute of Technology)

2:45 PM - 3:00 PM

[1O09] Development of Tungsten Alloys and Composites for Fusion Reactor

*Koki Otsuka[1], Shotaro Watanabe[1], Shuhei Nogami[1], Takeshi Miyazawa[1], Akira Hasegawa[1] (1. Tohoku University)

3:00 PM - 3:15 PM

[1O10] Development of Tungsten Alloys and Composites for Fusion Reactor

*Amon Takahashi[1], Takefumi Hazama[1], Shuhei Nogami[1], Takeshi Miyazawa[1], Akira Hasegawa[1] (1. Tohoku Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM

[1O11] Development of Tungsten Alloys and Composites for Fusion Reactor

*Kento Matsui[1], Shuhei Nogami[1], Gerald Pintsuk[2], Marius Wirtz[2], Thorsten Loewenhoff[2], Akira Hasegawa[1] (1. Tohoku Univ., 2. FZJ)

3:30 PM - 3:45 PM

[1O12] Development of Tungsten Alloys and Composites for Fusion Reactor

*Shuhei Nogami[1], Takefumi Hazama[1], Hiroyuki Noto[2], Takuya Nagasaka[2], Jens Reiser[3], Akira Hasegawa[1] (1. Tohoku Univ., 2. NIFS, 3. KIT)

3:45 PM - 4:00 PM

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering | 601-2 Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)

[1O13-17] Fusion Materials (Characteristics)

Chair:Shuhei Nogami(Tohoku Univ.)
4:05 PM - 5:25 PM Room O (Common Education Bildg. 2 4F No.46)

[1O13] Effects of Manufacturing Conditions on the Mechanical Properties of Pure Tungsten

*Ju-Hyeon Yu[1], Hiroyasu Tanigawa[1] (1. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

4:05 PM - 4:20 PM

[1O14] Fatigue pre-cracking and fracture toughness evaluations in an ITER-grade rolled tungsten plate

*Kazutoshi TOKUNAGA[1], Satoru MATSUO[1], Hiroaki KURISHITA[2], Takeshi TOYAMA[3], Makoto HASEGAWA[1], Kazuo NAKAMURA[1] (1. Research Institute for Applied Mechanics, Kyushu University, 2. KEK, 3. Institute for Materials Research, Tohoku University)

4:20 PM - 4:35 PM

[1O15] Evaluation of durability to cyclic heat load and mechanical property of pure tungsten for ITER divertor

*Makoto Fukuda[1], Yohji Seki[1], Koichiro Ezato[1], Hiroshi Nishi[1], Kenji Yokoyama[1], Satoshi Suzuki[1] (1. QST)

4:35 PM - 4:50 PM

[1O16] Investigation of microstructural effects on the thermal conductivity of NITE-SiC/SiC composites

*Byung-Min Kim[1] (1. Muroran Institute of Technology)

4:50 PM - 5:05 PM

[1O17] Effects of dissolved oxygen in high temperature/pressurized water on the surface

©Atomic Energy Society of Japan

of F82H steels.

*Hiroki Mima[1], Naofumi Nakazato[1], Taisei Nemoto[1], Motoki Nakajima[2], Takashi Nozawa[2], Hiroyasu Tanigawa[2], Hirotatsu KIshimoto[1] (1. Muroran Institute of Technology., 2. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology.)

5:05 PM - 5:20 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Wed. Mar 20, 2019

Room E

[1E_GM] 「学生連絡会」第34回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room E (Common Education Bildg. 2 2F No.22)

[1E_GM] General Meeting

Room H

[1H_GM] 「保健物理・環境科学部会」第38回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room H (Common Education Bildg. 2 2F No.27)

[1H_GM] General Meeting

Room I

[1I_GM] 「熱流動部会」第52回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room I (Common Education Bildg. 2 3F No.30)

[1I_GM] General Meeting

Room J

[1J_GM] 「新型炉部会」第18回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room J (Common Education Bildg. 2 3F No.32)

[1J_GM] General Meeting

Room L

[1L_GM] 「リスク部会」第4回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room L (Common Education Bildg. 2 3F No.36)

[1L_GM] General Meeting

Room M

[1M_GM] 「材料部会」第38回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room M (Common Education Bildg. 2 3F No.37)

[1M_GM] General Meeting

Room N

[1N_GM] 「社会・環境部会」第40回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room N (Common Education Bildg. 2 4F No.42)

[1N_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture (Free Entry) | Special Lecture | Special Lecture

[1A_PL01] Driving our future with high-intensity proton accelerator

Chair:Akira Tachibana(Ibaraki Univ.)

Wed. Mar 20, 2019 11:00 AM - 12:00 PM Room A (College of Humanities and Social Sciences Bildg. 1F No.10)

[1A_PL0101] Driving our future with high-intensity proton accelerator

*Naohito Saito[1] （1. J-PARC）

©Atomic Energy Society of Japan

特別講演

Special Lecture

大強度陽子加速器で未来を加速する

Driving our future with high-intensity proton accelerator

*齊藤 直人

J-PARC センター

J-PARC (Japan Proton Accelerator Research Complex) は、素粒子物理、原子核物理、物質科学、生命科学、原子力など幅広い分野の最先端研究を行うための陽子加速器群と実験施設群です。世界に開かれた多目的利用施設である J-PARC の最大の特徴は、世界最高クラスの陽子 (1MW) ビームで生成する中性子、ミュオン、K 中間子、ニュートリノなどの多彩な 2 次粒子ビーム利用にあります。本施設は高エネルギー加速器研究機構 (KEK) と日本原子力研究所 (原研) 【現・日本原子力研究開発機構 (JAEA) 】が共同で提案し、8 年の歳月をかけて建設、2008 年から運用が開始されました。講演では、施設と代表的な研究成果を紹介するとともに、J-PARC の将来の計画について議論します。

---

*Naohito Saito

J-PARC Center

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

[1N_PL] Fostering human resources with challenging spirit to dreams

Chair:Mikio Sakurai(SNW)

Wed. Mar 20, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room N (Common Education Bildg. 2 4F No.42)

[1N_PL01] Education for giving dreams to young generation

*Takamitsu Kohzuma[1] （1. Ibaraki Univ.）

[1N_PL02] Fostering human resources from energy industry point of view

*Akiyuki Tsuchiya[1] （1. Hitachi-GE）

[1N_PL03] Expectations for young generation in nuclear field

*Takashi Ohno[1] （1. SNW）

[1N_PL04] Dreams and Issues for young generation

*Ria Mishima[1] （1. Tokyo Tech）

[1N_PL05] Dialogue on fostering human resources through 21st century

*Mikio Sakurai[1], *Speakers （1. SNW）

©Atomic Energy Society of Japan

2019年春の年会

シニアネットワーク連絡会セッション

夢に挑戦する人材育成
Fostering human resources with challenging spirit to Dreams

（1）若者に夢を与える教育について

(1) Education for giving dreams to young generation

*高妻　孝光
茨城大学大学院　理工学研究科　量子線科学専攻

この１０年間において、最も発展し、社会に浸透してきたものの一つにインターネットがある。電子メール、WEB、SNS 等、広く利用され、いろいろな局面で活用されている。レストランの情報検索等はごく当たり前であり、インターネットの技術を抜きに生活を語ることは、もはや難しい。データ（情報）の獲得、蓄積、共有は、近代科学においては極めて重要な要素であり、ドイツのバイルシュタイン（今や、知る人ぞ知るにはなっているが、古参の化学データベースである)、アメリカ化学会の Chemical Abstract、そして、原子力関係にも多くのデータベースが存在し、たちどころに研究情報を手に入れることができるようになってきた。これらの情報資源とその活用は、科学技術の量産速度をあげることには貢献しているが、必ずしも、質的向上には大きく寄与しているとは見るべきではない。多量の情報のフォローとその整理という作業から、クリエィティブなものを生み出すことは、なかなかできない。

多量な情報を簡便に利用できる現代の環境は、若者（ここでは、年齢という意味ではなく、初学者という意味で用いている）にとって、積極的選択ではなく、消去法による選択となっていることが多い。要するに、あまりにも膨大な選択肢があり、なにをするかではなく、なにをしないかということに価値観がシフトしているのである。しかし、夢とは、積極的選択による目標であり、アプローチである。ましてや変化を伴うものである。消去法的選択では当然のことながら、夢を描くことは難しい。積極的選択を生み出すには、やはり直接的体感の場を提供するしかない。

そのような時代だからこそ取り組むべき課題が浮き彫りとなる。日本は、インターネットを通した世界では、グローバルメンバーではあるが、一度、外に出るといかにガラパゴス化が進行しているかがよくわかる。若者に夢を描き、その夢の実現に向かうためには、文化的背景の異なる多くの海外研究機関との連携が必須である。日本でできるからとか、日本の方が優れているからということではなく、若者が海外の研究環境をいかに体感することがきわめて重要である。そのような環境において Face-to-Face でコミュンケーションすることは、まさに夢を獲得する舞台となる。

海外の環境への曝露のみならず、国内においても、いかにヘテロな環境におく機会を与えるかであろう。大学の研究室に閉ざすことなく、いろいろな研究環境に若者を送り出す努力をもっとしてもいいのだと思う。

最後に、夢というものを伝えるためには、歴史観が必要であり、科学技術に携わるものは等しく描いた先達の系譜に連なっていることを知るということも重要であり、シニアの果たす役割として大きなものではないだろうか。

---

*Takamitsu Kohzuma
[1]Ibaraki University

2019年春の年会

シニアネットワーク連絡会セッション

夢に挑戦する人材育成
Fostering human resources with challenging spirit to Dreams

（2）エネルギー産業界としての人材育成の視点

(2) Fostering human resources from energy industry point of view

*土屋　暁之
日立 GE ニュークリア・エナジー（株）

1. はじめに

本セッションでは，原子力エネルギー産業を支える固有の技術とそれを支えている人材を俯瞰し，原子力エネルギー産業界（以下，産業界）を担う人材の育成の課題を議論する。また，日立 GE の次世代を担う人材育成への取組のうち，次世代炉開発等について紹介する。

2. 原子力エネルギー産業を支える固有の技術と人材

原子力発電プラントの建設を例に，原子力エネルギー産業を支える固有の技術と，技術を担う人材の維持・確保のための課題について述べる。原子力発電プラントの建設は大きく，基本設計フェーズ，詳細設計フェーズ，製作・検査・建設フェーズ，試運転のフェーズに分類できる。基本設計フェーズでは炉心燃料計画，安全設計・安全解析，遮へい・被ばく評価や炉構造・熱水力設計といった原子力固有の技術に加えて，系統設計や電気計画・計装計画といった他電源でも共通するが，原子力特有の高い安全性が要求される技術が必要となる。他のフェーズでも同様に原子力固有の技術と高い安全性が要求される技術が必要となり，これらを担う人材には，高度なエンジニアリング能力に加えて，各フェーズを円滑に，かつ経済的合理性を維持して建設を進めるためのプロジェクトマネジメント能力が必要とされる。また，原子力発電プラントは原子力工学だけではなく，機械，電気，化学や土木といった総合工学によって成り立つ技術であるため，固有の技術に精通した人材はもちろんのこと，分野横断的に原子力発電プラントの技術や運転に精通する人材が必要である。こうした人材は，継続的な原子力発電プラントの建設，その後の運用の中で経験する技術開発及び直面する課題解決等を通じて育成されてきた。平成 23 年の東日本大震災に伴う東京電力福島第一原子力発電所事故（以下，1F 事故）以降は，1F 事故後の炉や老朽化した原子力発電プラントの廃炉，再稼働後の原子力発電プラントの安全性向上設備の設計，使用済み燃料貯蔵設備の設計に注力することで要素技術を担う人材の育成が図られているが，これまで原子力発電プラントの建設や運用を通じて継承されてきた原子力発電プラントの総合技術（設計・製造・建設・発電技術）を担う人材の育成に課題があると考えている。

3. 日立 GE の次世代を担う人材育成への取組み

原子力発電プラントの新規建設計画の立ち上げが難しい中で，上記の課題への取組みの一つは次世代炉及び新規技術開発であると考える。日立 GE は，これまで様々な次世代炉の開発を行っており，近年では，経済性と立地性を兼ね備えた高経済性小型炉である BWRX-300，プルトニウムの有効利用やマイナーアクチニド燃焼などが可能な低減速軽水炉である RBWR, 小型モジュールの高速炉 PRISM の開発を進めている。これらの次世代炉開発においては，建設や運用と同様のベテランの技術者から若手への技術継承に加えて，プラント基本仕様を設計思想に立ち返り検討・策定する作業を経験することができる。さらに，最新の知見や他産業の技術を設計に取り入れるなどの新しい課題に取り組むことにより技術力の向上に繋がる。

また，原子力発電プラントの製造メーカーとして，製造技術の維持・向上が重要である。日立 GE は継続的な技能五輪への挑戦を通じて，熟練の製造員による若手の育成，さらには競技を通じた技術研鑽によって製造技術の向上を図っている。

4. 今後の課題

次世代炉及び新規技術開発や技能五輪への挑戦は，人材育成の有効な取り組みの一つであると考える。しかし，この育成環境の品質と規模の維持には多大な人的エネルギーと努力が必要である。この課題の解決にはオープンな仕組みによる，あらゆる分野の協創が鍵であることを共有したい。

---

*Akiyuki Tsuchiya
Hitachi-GE Nuclear Energy Ltd.

2019年春の年会

日本原子力学会シニアネットワーク企画セッション

夢に挑戦する人材育英
Fostering human resources with challenging spirit to dreams

（３）原子力にとっての若者への期待

（３）Expectations for young generation in nuclear field

大野　崇[1]
[1]日本原子力学会シニアネットワーク連絡会

1. 概要

東電福島第一原子力発電所の事故が若者の原子力離れを生み、原子力技術の衰退を危ぶむ声が多く聞かれます。これは、大新聞等の報道が脱原子力の風潮を生み、これが若者の原子力離れにつながるのではないかとの心配によるものですが、我々が行っている学生との対話会を見る限り、学生には原子力への偏見は見られません。むしろ、事実を知って原子力に向き合いたいとする若者らしい健全な判断姿勢が見られます。本稿では、脱原子力風潮を導く世論調査の実態、対話会における若者の意識、21 世紀は原子力を必要とし若者に大いに期待する時代であることを述べようと思います。

2. 原子力を取り巻く世論

2-1. 朝日新聞世論調査

世論はいつの時代も一枚岩ではない。それが民意を現す健全な姿である。原子力は電力の 3 割を担い国のエネルギーを安定的に供給してきた。それでも、2007 年の世論調査では２８％の人が原子力に否定的であった。それが、2011 年の 3 月 11 日の事故後世論は原子力にノーを突き付けた。それは、1 カ月、2 カ月後の世論調査で、「減らす・やめる」の脱原発が各々４１％、７４％と急増していることで分かる。2015 年 8 月に川内 1 号機が再稼働したが、再稼働に対して「反対」の割合は高く 2014 年～2018 年まで約６０％一定で推移している。逆に残りの４０％は原子力の必要性を認めていることとなる。

2-2. 浜岡原発周辺 4 市の調査結果

再稼働反対の割合は年代で変わらないのであろうか。常葉大学の山本隆三氏が独自の調査を行った。その結果、年齢とともに原子力に否定的割合が高くなると傾向があると指摘した。この傾向はマスコミの間でも指摘されている。氏の調査では、６０代では５５％が再稼働反対で、２０代では２８％と反対の割合は半分となっており、我々が日頃接する学生（教育系含む）が総じて原子力を容認する傾向とも符合する。

2-3. 原子力関連学科入学者数の推移

事故前の 2010 年度までは、原子力は低炭素エネルギー（CO2 の排出量が少ないエネルギー）の１つとして就職先として人気があり、原子力関係企業の合同就職説明会にも多くの学生が参加していたが、事故後の参加者数は激減し、世論を反映したものとなっている。しかし、原子力・エネルギー系の学生の減少は少なく、文系を含む他の学科の学生の落ち込みによるもので、人気企業を就職先に選ぶという学生気質を反映したものとなっている。では、原子力関連学科への入学者数そのものが減っているかというと事故後も２５０人から３００人の間で推移しており大きな落ち込みは見られない。ただ、原発は総合力の上で成り立つから人材確保、技術力維持の点で他学科の人気を取り戻すため１日も早く信頼を取り戻すことは論を待たない。

3. 対話会に見る若者の意識

3-1. 学生とシニアの対話活動

原子力黎明期に原子力事業の拡大、研究開発に関与した民・官・研究機関の OB（シニア）と現役学生との対話活動。シニアとの相互理解を図り、今後のエネルギー･原子力問題に対する見識を一層広めてもらい、業界のリーダーとしての自覚を持ってもらうとともに、教育系・教職員においては、原子力や放射線の正しい知識を身に着けてもらい教育現場等で生かしてもらうことを狙いとする。

これまで 152 回開催（2005～2017 年度）し、学生 5,000 名、教員：550 名と対話を実施してきた

3-2. 学生の関心事と対話の視点

当然話題性のある問題に関心が集まり、対話テーマは都度変わる。これまでの主要なテーマとして以下が挙げられる。

・原子力技術⇒福島事故の原因、教訓反映、対応策
・**How safe is enough⇒安全性向上、安全目標、PRA**
・技術伝承と技術開発⇒高速炉問題、核燃料サイクル問題、次世代炉
・エネルギー政策⇒21 世紀を俯瞰した戦略、リスクとベネフィット、海外の取組み
・社会問題・国民の理解促進⇒放射線・放射能の正しい理解、社会的合意の指標、司法判断、何ができるか

3-3. アンケート結果

アンケート結果には学生の本音が現れる。以下に若者らしい新鮮さが感じられる。

対話会を通して、

・事故後の対応がしっかりなされていることがよく分かった。
・安全性の向上、諸外国の福島事故への反応、避難計画の実態を理解した。
・再稼働、もんじゅ、核燃サイクル問題の理解が進んだ。
・安全目標の重要性を理解した。
・原子力の重要性、必要性を周囲に伝えていきたい。
・今後の技術開発に貢献していきたい。

4. おわりに

学生は世論を敏感に感じ取る。福島事故後原子力・エネルギー専攻の学生といえども、ましてや教育系の学生は原子力に対し拒否反応を示すのではないかと思っていた。実態は違っていた。上記アンケート結果に見られるごとく、我々の話に対し耳を傾けてくれ何が事実かを知ろうとした。そのうえで必要性を理解し、日本のエネルギーという観点から彼らなりの判断を下したのである。①福島事故では何が問題で安全性向上を基軸とする原子力技術の高度化とは何か、②次世代に向けた取り組む課題、③社会的受容性へのアプローチはどうあるべきか、の実体を理解してくれ原子力を必要とするなら拒否の理由はないとの判断を下してくれたのである。そこでの結論は、「若者は理を知れば自ら正しい判断を下す」であった。

国は、第 5 次エネルギー基本計画で再生可能エネルギー割合増加と原子力の堅持の方針を示している。再生可能エネルギーは太陽光・風力に期待することになるが、現状では不安的であるが故に基幹電源とはなり得ず、経済的にも固定価格買取制度に支えられ自立できていない。また、化石燃料の助けを必要とするので CO2 排出量削減効果は思ったほど見られない。やはり、国のエネルギー確保には実績のある原子力を避けては通れず、地球温暖化問題においても世界的に原子力への傾斜が再認識され、**21 世紀は原子力ルネッサンスを迎え若者の活躍に相応しい時代となる。**

以上

Takashi Ohno [1]

[1] Senior Network, AESJ .

2019年春の年会

シニアネットワーク連絡会セッション

夢に挑戦する人材育成
Fostering human resources with challenging spirit to Dreams

(4) 若者にとっての夢と課題

(4) Dreams and Issues for young generation

*三島　理愛
東京工業大学大学院　環境・社会理工学院　融合理工学系　原子核工学コース

2011 年から 8 年間原子力分野の学生を続け、また学生連絡会員として他大学の学生と交流し得た私見では、学生が原子力分野の学科、専攻に進学する要因は大きく分けて 4 つあると思われる。①福島第一原子力発電所事故(1F 事故)、②希望する研究内容の合致、③原子力が身近であること、④単純な好奇心である。

①1F 事故：当時 1F 事故に関して新聞やニュースで取り上げられるようになったことから原子力や放射線の存在を知り、除染、廃炉の必要性を感じ使命感を抱く。事故前は福島県に住んでおり故郷の復興を望んで原子力分野に進学した学生もいる。今の学生はほぼ全員が 1F 事故後に大学または大学院進学をしていることもあり、体感として最も多い理由である。

②希望する研究内容の合致：学部では化学科、物理学科、電気電子工学科などに所属していた学生が、大学院進学にあたり希望する研究室が偶然原子力分野の専攻だった場合である。一概には言えないが、就職先は原子力関係に進まない学生が多い。

③原子力が身近であること：実家の近くに原子力関連施設がある、または親が原子力関係の仕事をしている等により、幼少時から身近に原子力があることが当たり前で自身も抵抗感なく原子力分野に進学、就職する。

④単純な好奇心：医療、ゲーム、学校の授業など 1F 事故とは全く関係ないきっかけで原子力に興味を持ち進路に決める場合であり、近年では珍しい。

いずれの要因で原子力分野に進学した学生でも、原子力関係に就職を希望する際には、1F 事故関連、日本のエネルギー戦略、原子力ひいては人類の発展等、何かしら使命感を持って臨んでいる。

*Ria Mishima
Tokyo Institute of Technology.

2019年春の年会

シニアネットワーク連絡会セッション

夢に挑戦する人材育成
Fostering human resources with challenging spirit to Dreams

（5）２１世紀を展望した人材育成についての対話

(5) Dialogue on fostering human resources through 21 century

*櫻井　三紀夫
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夢であり、夢が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学生に対しては学生とシニアの対話事業や国際社会で活躍ができるヤングエリート育成事業で、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、教育系や文系学生に対しては、将来の世代のリテラシー向上の期待を伝えてきた。

しかしながら、昨今、原子力の将来を支える人材不足が懸念されるようになった。飽和した日本において若者が夢を持つことは大変難しいことのように思われる。果たして若者は何を夢と感じ、何を考え、教育界、産業界はどのように人材を育成しようとしているのか、そこに齟齬はないのか、等について対話を実施し、課題と対応の方向性を見極めていきたい。

そのうえで、学生の原子力事業への期待とそれにシニアがどう応えるかを改めて考え、今後の学生とシニアの対話に反映して行きたい。

2. 対話の進め方

セッションにおいては、大学教授、大学院生、企業のエンジニア、シニアネットワークの会員、それぞれから、「夢に挑戦する人材、および、それを育成する考え方」などについて概要を提示し、登壇者と会場参加者を含む全員で対話を進める。

３．２１世紀を展望した人材育成

２１世紀の重要課題であるエネルギー問題、環境問題を考えると、原子力はエネルギー源として不可欠であり、長期に亘ってしっかりと取り組んで行く必要がある。そのためには、原子力に対して世代世代の若者が夢を抱き、それを実現して行ける人材となってもらうことが重要である。

そのような人材の育成のためには、①原子力という総合技術を担える人材、②海外の原子力に関する機運を体験して日本の夢と実業に転換できる人材、③夢を持つと同時に現実をよく知り、現実にきちんと対応できる力を養うと共に、荒波にへこたれない精神力を持った人材、等を意識的に育てる必要があろう。

今回のセッションでこれらの討論を行い、考え方の共有を図りたい。

*Mikio Sakurai
Senior Network.

Planning Lecture | Board and Committee | Decommissioning of Nuclear Power Stations Committee

[1A_PL02] Progress of R&D for the decommissioning of The Fukushima Daiichi NPS

Chair:Naoto Sekimura(Univ. of Tokyo)

Wed. Mar 20, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room A (College of Humanities and Social Sciences Bildg. 1F No.10)

[1A_PL0201] Symposium(2019) report

*Noriko Asanuma[1] (1. Tokai Univ.)

[1A_PL0202] Development of 3D radiation imaging technology in the Fukushima Dai-ichi NPS building

*Yuki Sato[1] (1. JAEA)

[1A_PL0203] Current status of elucidation of BWR control blade degradation behavior affecting debris formation

*Saishun Yamazaki[1] (1. JAEA)

[1A_PL0204]

*Kenro Takamori[1] (1. IRID)

[1A_PL0205] Efforts of Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

*Hiroshi Miyano[1] (1. Hosei Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

2019年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」廃炉に向けた技術開発の現状
Progress of R&D for the decommissioning of The Fukushima Daiichi NPS

（1）公開シンポジウム報告

(1) Symposium (2019) report

*浅沼 徳子[1]
[1]廃炉委運営タスク，東海大学

1. はじめに

2011年3月11日に発生した東日本大震災による東京電力福島第一原子力発電所の事故から8年が経過した。福島の復興と福島第一原子力発電所の廃炉作業は計画に従い、鋭意取り組まれている。日本原子力学会は、福島第一原子力発電所廃炉検討委員会（以降、廃炉委）を設置し、廃炉作業において解決すべき重要な課題の解決に向けて、廃炉の実施組織と積極的に意見交換を進めるとともに、多くの学協会と協働して、復興と廃炉を支援すべく積極的に取り組んでいる。また、課題を共有し広く意見を募る場として公開シンポジウムを毎年開催している。ここでは、2019年3月9日に開催した第4回シンポジウムの概要を報告する。

2. プログラムの概要

福島第一原子力発電所の廃炉作業は、2021年内には重要な汚染源である燃料デブリを格納容器の中から取り出すことに着手する計画であり、2019年度内には工法を確定することとなっている。この活動は、世界でも初めての取り組みであり、様々な課題をもたらしている。廃炉委では、この廃炉作業における重要な課題のいくつかについて、定期的にワークショップを開催し議論を進めてきた。今年で4回目となるシンポジウムでは、「確実な廃炉のために今すべきこと」をテーマに、ワークショップでの議論から得られた成果を紹介するとともに、国の補助事業における研究開発の状況や廃炉における国際協力について取り上げた。以下に、プログラムを示す。

シンポジウム「東京電力福島第一原子力発電所の廃炉－確実な廃炉のために今すべきこと－」
日時と場所：2019年3月9日(土)　13:30～17:00　機械振興会館　多目的ホール

開会の挨拶
講演１：事故炉の廃炉の全工程とホールドポイント
講演２：事故炉の安全確保と管理目標
講演３：廃炉とサイト修復の最終の姿に向けた廃棄物の取り扱い
講演４：自然現象に対する事故炉の安全性評価
講演５：新技術への挑戦－国の補助事業による研究開発
講演６：国際協力への提案
質疑応答と閉会の挨拶

3. まとめ

公開シンポジウムは、学会として分かりやすく情報を提供し、広く意見を募る場として毎年開催している。ここで得られた意見を、課題解決に向けた取り組みにつなげ、今後の支援活動ならびに廃炉事業に役立てていく。

---

*Noriko Asanuma[1]
[1]Tokai Univ.

2019年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」廃炉に向けた技術開発の現状
Progress of R&D for the decommissioning of The Fukushima Daiichi NPS

(2) 福島第一原子力発電所建屋内での 3 次元放射線イメージング技術の開発

(2) Development of 3D radiation imaging technology in the Fukushima Dai-ichi NPS building

*佐藤 優樹[1]
[1]原子力機構

1. 緒言

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、「東京電力 HD」、「1F」という）で起きた事故後、放射性物質の分布を直感的に把握できる放射線の可視化への要求が高まり、ガンマカメラと呼ばれる放射線イメージング装置の開発が進められてきた。サーベイメータ等による“点”の測定とは異なり、放射性物質の存在を見落とすことなく、広範囲を“面”的にその広がりを認識できる装置は、今後ますます開発とその利用が進むと思われる。1F の廃炉を円滑に進めるためには、このような装置の小型化と遠隔操作、及び建屋構造物の３次元モデリング技術との統合が重要となる。ここでは国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下、「原子力機構」という）が 1F で実施してきたコンプトンカメラを基盤とした研究開発の現状について述べる。

2. はじめに

1F 事故により、放射性物質が発電所のサイト内から環境中まで広い範囲にわたって拡散した。廃炉作業を円滑に進めるためには、高濃度汚染物の撤去等による除染が重要であり、そのためにはまず放射性物質がどのように分布しているのかを把握する必要がある。しかし、1F 建屋内は床面だけでなく壁や天井、機器、ガレキ等も汚染されているため放射性物質は３次元的に分布しており、加えて散乱線も多く存在することから、単に建屋内の放射線量を測定するだけでは除去すべき汚染源を特定することは困難である。さらに、建屋内は高線量率環境であるが故に、作業者が長時間作業を実施できない、もしくはそもそも入域が難しい、といったエリアが存在する。このような高線量率環境において３次元的な放射性物質の分布を遠隔にて測定することにより、汚染源を特定し、効率的な除染や効果的な遮へい等の対策に役立てることができれば、廃炉作業の一層の加速に資することができる。

そのために放射性物質を可視化するという要求が高まり、ガンマカメラと呼ばれる放射線のイメージング装置の開発が進められ、複数のメーカーから販売されるようにもなっている。その場の空間線量率を“点”の情報として測定できるサーベイメータとは異なり、ガンマ線を放出する放射性物質を可視化する装置があれば放射性物質の存在を見落とすことなく、“面”的にその広がりを認識できる。このような特徴を持つガンマカメラについて、高線量率環境で動作可能であり、かつ作業者に代わって高線量率エリアに進入するロボットに搭載可能な小型・軽量な装置の開発が求められていた。

これまでに、小型・軽量なコンプトンカメラ（ガンマカメラの一種）の開発が早稲田大学と浜松ホトニクス株式会社によって共同で進められ、1.9 kg の重量と既存装置からの高感度化が達成されていた[1]。原子力機構の廃炉国際共同研究センター遠隔技術ディビジョンでは、この装置をベースにさらなる小型軽量化を図り、遮蔽体の体積を極力小さくすることが出来て現場に持ちこみ易く、ドローンや小型クローラーロボットにも搭載可能な約 680 g のコンプトンカメラを製作した。現在、製作したコンプトンカメラをドローンに搭載することによる遠隔放射線イメージングシステムの開発を株式会社千代田テクノルと共同で開発を進めており、福島県の帰還困難区域に飛散した放射性物質の分布を迅速に測定・把握することを目的として実証試験を進めている[2]。このようなロボットを用いた遠隔放射線イメージング技術は、1F サイト内における放射性物質分布測定にも資することができる技術である。



図 1　小型・軽量コンプトンカメラの外観図。大きさを比較するためにボールペンを配置した。

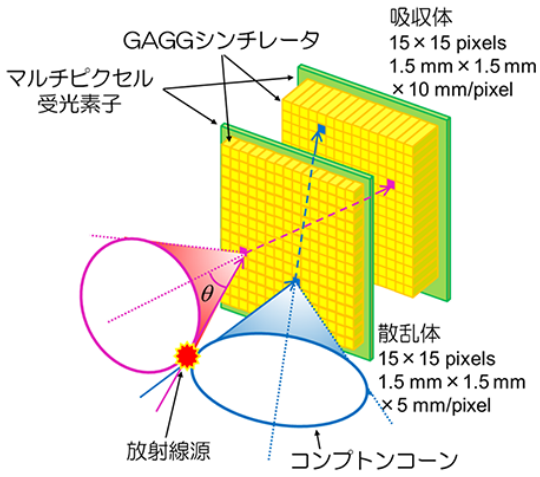


図 2　コンプトンカメラの動作原理。センサー前方に仮想コーンを描画し、コーンの交点に放射性物質を見出す。

一方で、1F 建屋内部における測定では放射性物質の可視化技術とともに、建屋構造物内部の 3 次元モデルを取得・構築する技術が必要となる。建屋構造物の 3 次元的な寸法を含んだ構造物モデルに、コンプトンカメラで取得される汚染分布の情報を重ね合わせることにより、実空間における汚染分布の拡がりをより詳細に議論することが出来るようになる。そこで、本研究開発ではフォトグラメトリ技術やレーザー光を利用した測域センサーを用いた建屋構造物の 3 次元モデル構築技術の整備にも着手した。

本発表では、コンプトンカメラによる放射線イメージングと、上述の 3 次元モデル構築技術を組み合わせたシステムを用いた、1F 建屋内における放射性物質の分布マップの描画に向けた技術開発について紹介する。

3. 福島第一原子力発電所建屋内における放射性物質分布可視化試験

我々は東京電力 HD の協力のもと、1F の建屋内外において、コンプトンカメラを基盤とした 3 次元放射線イメージングシステムを用いた放射性物質の可視化に関わる実証試験を進めている。図 1 に、試験に使用した小型・軽量コンプトンカメラの外観を示す。本装置は放射性物質から放出されるガンマ線を測定するためのガンマ線センサーと、センサー出力信号を処理するための信号処理基板、及び光学画像を取得するための光学カメラから成る。ガンマ線センサーは 1.5mm 角の 15×15 ピクセルの GAGG シンチレータが 2 層になっており、主要な汚染源である放射性セシウムからのガンマ線が 1 層目（散乱体）と 2 層目（吸収体）の各々で相互作用した位置と付与したエネルギーを計測する。これらの情報を用いてガンマ線の飛来方向を推定してコンプトンコーンを装置前方の仮想空間に描画し、コーンの交点に放射性物質を見出す（図 2）。このコンプトンカメラを用いて、これまでに 1F3 号機タービン建屋内部の空間線量率が 0.4～0.5 mSv/h といった従来のコンプトンカメラでは動作が困難な高線量率エリアにおいて、表面線量率が最大 3.5 mSv/h 程度のホットスポットの検知に成功している[3,4]。

本稿では一例として、平成 30 年 3 月に実施した 1 号機原子炉建屋内部における放射線イメージング試験の結果を紹介する。試験では、小型・軽量コンプトンカメラを東京電力 HD 保有の小型クローラーロボット（米国 iRobot 社、パックボット）に搭載し、 1 号機原子炉建屋内部のホットスポットの遠隔での探知を試みた。この試験では、作業環境の写真や動画を撮影するためにデジタルカメラ及び LED ライトもロボットに搭載した。ロボット及びコンプトンカメラの操作は、免震重要棟から遠隔にて実施した。

試験の結果、図 3 に示すように大物搬入口突き当りの遮蔽板右側の隙間に、ホットスポットを映し出すことに成功した[5]。この結果は、コンプトンカメラに備え付けられた光学カメラで撮影した作業現場の光学写真に、ガンマ線センサーで取得したガンマ線イベントをもとに再構成したホットスポットのイメージを重ね合わせたものである。映し出されたホットスポットは、原子炉建屋深部からのガンマ線が遮蔽板の隙間から漏れ出していることが形成要因であると考えられる。この測定では、作業員の容易な立ち入りが困難な高線

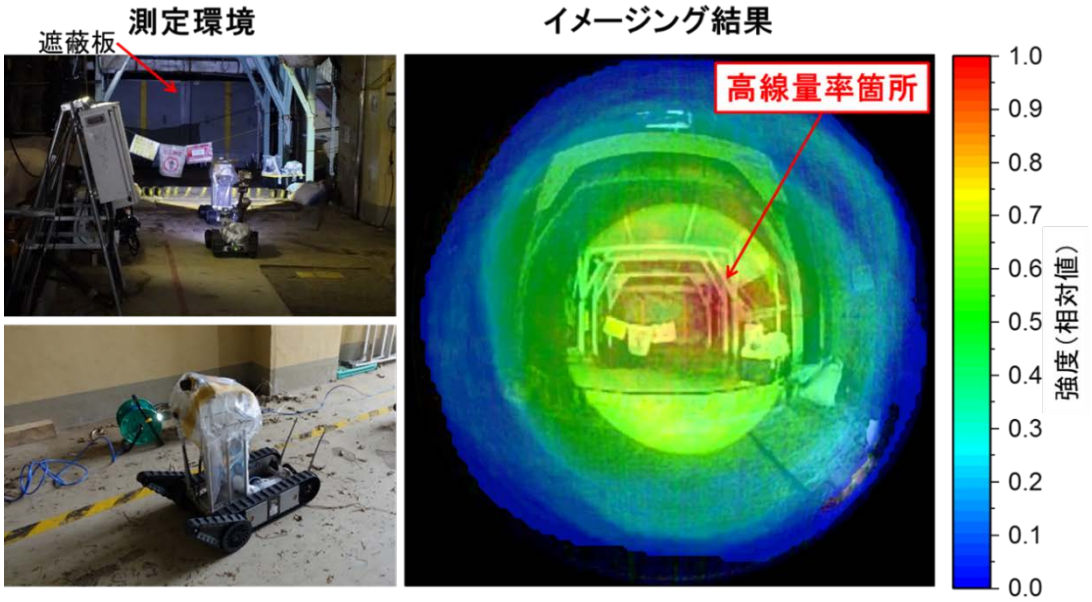


図 3　左上：1F1 号機原子炉建屋内部における放射線イメージング試験の様子。左下：小型・軽量コンプトンカメラを搭載した小型クローラーロボットの外観。右：コンプトンカメラで取得したホットスポットのイメージ図。通路奥の遮蔽板の右脇からのガンマ線の漏れ出しを検知した。（これらの図は原子力機構平成 30 年 8 月 28 日プレス発表資料より転載）

量率のエリア（> 1 mSv/h）においてロボットを走行させて測定を実施し、遠隔で、かつリアルタイムにホットスポットを可視化できることを実証した。さらに、試験で取得した複数枚の写真（動画から抽出した静止画を含む）を組み合わせて、作業環境の３次元モデルをフォトグラメトリ技術によって仮想空間に構築し、ここにホットスポットのイメージを描画することを行った（図 4）[5]。本手法は写真をもとに復元した現場の３次元モデルを用いることから、そこに写された機器や瓦礫の状態といった現場環境を把握しやすい特徴を有しており、放射性物質の作業環境中の位置を容易に視認することができる[6]。

4. まとめと今後の予定

原子力機構では、小型・軽量コンプトンカメラを基盤として、ロボットや環境認識技術と組み合わせることにより、遠隔にて３次元的な放射性物資分布を取得可能なシステムの開発を進めている。これまでに、1F 建屋内の３次元モデルに、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重ね合わせることにより、建屋情報を含んだ放射性物質分布図を描画することに成功した。この分布図には実環境の寸法や外観を反映させることができるため、作業者がホットスポットの在りかをこの分布図を用いて視認することにより、注意喚起に伴う被ばく線量の低減や、除染計画の立案に資することができる。今後、未だ調査が実施されていない 1F 原子炉建屋内において、ロボットに本システムを搭載し、遠隔にて詳細な３次元放射性物質分布が把握できるよう研究開発を進め、汚染源の効率的な撤去や効果的な遮蔽により廃炉作業の推進に貢献することを目指す。



図 4　複数枚の写真からフォトグラメトリ技術を用いて再構築した建屋内３次元モデルに、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描画した。（原子力機構平成 30 年 8 月 28 日プレス発表資料より転載）

謝辞

小型・軽量コンプトンカメラの開発に際し、ご助言くださった早稲田大学の片岡淳教授、岸本彩氏、ならびに浜松ホトニクス株式会社の中村重幸氏、平柳通人氏に感謝します。加えて、コンプトンカメラ搭載ドローンシステムを共同で開発している株式会社千代田テクノル小澤慎吾氏に感謝します。最後に、1F における実証試験にご協力いただいた東京電力 HD の宇津木弥氏、菊地弘幸氏、清岡英男氏、高平史郎氏及び測定に協力していただいた同僚諸氏に感謝いたします。

参考文献

[1] 浜松ホトニクス株式会社, 早稲田大学, 科学技術振興機構（JST）,プレスリリース, “放射性物質の除染作業を効率化するガンマ線撮像用コンプトンカメラを製品化” , 2013 年 9 月 10 日.

[2] Y. Sato, S. Ozawa, Y. Terasaka, et al. “Remote radiation imaging system using a compact gamma-ray imager mounted on a multicopter drone”. J. Nucl. Sci. Technol., 55: 90–96 (2017).

[3] Y. Sato, Y. Tanifuji, Y. Terasaka, et al. “Radiation imaging using a compact Compton camera inside the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station building”. J. Nucl. Sci. Technol., 55: 965–970 (2018).

[4] 原子力研究開発機構廃炉国際共同研究センター, 東京電力 HD, “1F3 号機タービン建屋内における小型コンプトンカメラによる放射線分布測定試験結果報告”, 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第 43 回）, 2017 年 9 月 28 日.

[5] 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, プレスリリース, “福島第一原子力発電所の作業現場の汚染個所を遠隔で検知し仮想空間上に可視化する技術を開発”, 2018 年 8 月 28 日.

[6] Y. Sato, S. Ozawa, Y. Tanifuji, et al. “A three-dimensional radiation image display on a real space image created via photogrammetry”. JINST, 13: P03001 (2018).

---

*Yuki Sato[1]

[1]JAEA

2019年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」廃炉に向けた技術開発の現状
Progress of R&D for the decommissioning of The Fukushima Daiichi NPS

(3) デブリ形成に影響を与える制御棒崩落挙動解明に係る現状

(3) Current status of elucidation of BWR control blade degradation behavior affecting debris formation

*山崎 宰春[1]
[1]原子力機構

1. はじめに

シビアアクシデント時の事故進展は PWR での冷却材喪失事故(LOCA)のような典型的な条件で進展すると認識されてきたが、福島第一原子力発電所(1F)事故では事故収束や緩和に向けた懸命な努力により非典型的な条件(1F2 号機で生じたと考えられる水蒸気枯渇条件)で進展した可能性がある。また、BWR 事故進展における制御棒および炉心構成部材の破損が発生する事故初期フェーズでは、後のデブリ形成挙動に影響を与える制御棒ブレードの先行崩落または隣接するチャンネルボックスとの共晶破損が考えられる。本発表では既往の知見や機構実施の試験結果から、事故初期フェーズでの破損挙動を整理し、その後の事故進展に及ぼす影響について報告する。

2. BWR 燃料集合体の破損挙動

BWR 燃料集合体を模擬した体系での代表的な破損試験として、これまでに米国 SNL での DF-4 実験や XR2-1 実験、および独国 KfK での CORA 実験が挙げられる。DF-4 実験では LOCA を仮定した条件での実験を行い、制御棒溶融物とチャンネルボックスの共晶破損を報告している。XR2-1 実験では Ar 雰囲気での炉心上部溶融物の移行過程を調査した実験を行い、溶融物による小規模な閉塞の発生を報告している。CORA 実験では、例えば LOCA を想定した昇温速度条件で試験を行い、初期酸化膜が無い場合(CORA-16)では制御棒溶融物とチャンネルボックスの共晶破損が生じ、初期酸化膜を付加した場合(CORA-28)では制御棒溶融物とチャンネルボックスの共晶が抑制されたことを報告している。

機構で実施した制御棒ブレード破損試験[1]では、水蒸気潤沢条件では制御棒ブレードの先行崩落、また水蒸気枯渇条件ではチャンネルボックスとの共晶による破損を報告しており、これは破損挙動にチャンネルボックス表面の酸化膜が影響を与えることを説明している。非典型的な条件での試験として、試験体に初期酸化膜を付加した上で水蒸気枯渇条件にて試験を行った結果[2]、初期酸化膜が存在することで、制御棒溶融物とチャンネルボックスの反応はほぼ生じないことが明らかとなった。またプラズマ加熱試験では、1F2 号機で想定される軸方向の温度勾配を付加して破損溶融物の移行挙動を調査したところ[3]、高温化した炉心燃料は部分的な閉塞を形成するが、冷却水および冷却ガスに対する透過性は保たれていたことを明らかにした。

これらの知見から、初期フェーズでの破損挙動は、チャンネルボックス表面の酸化膜の存在および軸方向の温度勾配に影響され、酸化膜が薄い場合は制御棒ブレード溶融物とチャンネルボックスの共晶破損が発生し、炉心部に溶融コリウムプールが形成されること、また、酸化膜が厚く温度勾配が高い場合は制御棒ブレードの先行崩落が発生し、冷却ガス流路の閉塞が起こらないため、未溶融燃料が下部ヘッドへ移行する可能性があることが推測された。

参考文献 [1] H. Shibata, et al., in proceedings of Top Fuel 2016, (2016)1033.
[2] A. Pshenicnikov, et al., in proceedings of 24th International QUENCH Workshop, (2018)201.
[3] T. Yamashita, et al., in proceedings of the 12th International Conference of the Croatian Nuclear Society, (2018)109-1.

*Saishun Yamazaki[1]
[1]JAEA

2019年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」廃炉に向けた技術開発の現状
Progress of R&D for the decommissioning of The Fukushima Daiichi NPS

（4）IRID の研究開発の概況

(4) Overview of IRID R&D

*高守 謙郎[1]
[1]国際廃炉研究開発機構

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン 2018（原子力損害賠償・廃炉等支援機構(NDF)、以下、戦略プラン）では福島第一原子力発電所は暫定措置により一定の安定状態を維持している状況にあり、このような状況を抜本的に改善してより安定的な状態に持ち込むために“安全対策をはじめ周到な準備をした上で燃料デブリを安全に回収し、これを十分に管理された安定保管の状態に持ち込む”ことが目標として示されている。

IRID は福島第一原子力発電所の廃炉に必要となる研究開発に中心的にかかわる 18 法人が集まった組織体である。上記戦略プランの期待に応えるべく、IRID は「燃料デブリ取り出し」及び「放射性廃棄物の処理・処分」に係る研究開発を推進している。

2. 損傷状況の調査

炉心損傷の発生した各号機の燃料デブリの状況を把握するため、遠隔による格納容器内部調査技術の開発と現地実証試験を行ってきた。2018 年 1 月には 2 号機を対象とした調査装置の現地実証試験を行い、原子炉圧力容器本体基礎（RPV ペデスタル）の内側の画像情報の取得に成功した。この結果、RPV ペデスタル内側下部の損傷状況や底部に堆積物が広がっている様子が明らかとなった。本実証試験も含めたこれまでの格納容器内部調査は、画像情報の取得が主であったが、今後より多くの情報を得ることを目的に新たな調査装置の開発に取り組んでいる。内部の形状データ取得のための計測器や燃料デブリの分布を把握するための放射線計測器など、多くの情報を得るためのセンサー類を搭載するため、調査装置の大型化を進めている。また、大型の調査装置を格納容器内に安全に投入でき、同時に、より広範囲・長時間の調査が可能となるようなアクセスルートを構築する技術及び高い耐放射線性を有する各種センサーの開発も進めている。

3. 燃料デブリ取り出しシステムの概念検討

燃料デブリは原子炉圧力容器内のみならず、格納容器内部（とりわけ底部）に分布している可能性が事故解析から評価されてきたが、さらにこれまでの格納容器内部調査により、ペデスタル部の機器の破損や溶融凝固物状の堆積物の存在が把握されてきており、燃料デブリ取り出し作業は格納容器内底部に広範に展開される可能性が高い。

3-1. 安全設計と環境制御の検討

燃料デブリの取り出し工法の開発にあたっては、単にデブリの切削、回収、移送及び保管の技術のみでなく、安全確保や深層防護の適用など原子力安全を確実なものとし、モニタリングが可能な安全システムの検討が必要である。

原子炉格納容器（PCV）：

燃料デブリ取り出し作業における PCV 内の水位によっては、PCV 底部まわりの止水工法の適用有無や組み合わせが選択される。例えば圧力抑制室やベント管での止水はその候補である。内部は気相またはある程度の水位に維持されるとともに、冷却水は継続的に供給・循環される。

循環冷却システム：

冷却は循環系統で維持されるが、発熱量の低下等により自然冷却に切り替えられる可能性もある。水質

は浄化系により維持される。浄化系は主に燃料デブリ切削作業に伴い発生する固体粒子の除去と溶解性核種の除去を主な機能とするが、一方で水質管理には防錆剤添加等の腐食抑制機能の展開も検討されている。また、循環冷却水は軽水を使用するため中性子の減速能がある。燃料デブリの扱いにおいて、形状管理や質量管理のみで未臨界維持管理が不十分な場合等においては中性子吸収能のあるホウ素を含む五ホウ酸ナトリウムを冷却水に使用することも考えられ、ホウ素濃度調整システムの検討も進められている。

負圧管理システム：

燃料デブリをとりわけ気中で切削する場合は、ダストの発生が考えられるため、外部への放射性物質の放出を防止するために負圧勾配の形成が行われる。格納容器内を主とした領域での負圧維持やその排気の浄化システムの検討・開発を進めている。

水素発生対策：

高放射線環境下での水の放射線分解により水素が発生することが知られている。現状は格納容器内の窒素置換と排気によりリスクは低減されている。負圧勾配によるバウンダリ形成時には掃気によって対処されうる。取り出された燃料デブリは収納管等の容器に一旦格納されて一時保管設備へ移送される。移送プロセスや保管設備での水素発生については移送時間や保管設備でのベント及び乾燥処理による水素発生量の抑制等による対策が検討されている。

3-2. 燃料デブリ取り出し工法

前項で述べた安全設計・環境制御を前提に、燃料デブリ取り出しに対する作業上の要求、例えば取り扱う量や所要時間（スループット）及び収納・移送・保管工程からの要求事項等に適切に応えつつ、燃料デブリ取出し工法の技術開発を進めている。高線量かつ狭隘な設備内の作業となるため遠隔作業かつ耐放射線性の高さ等さまざまな性能要求も想定されている。干渉物の解体・撤去、燃料デブリの判定、切削加工・収集を十分な速度で行うなど個々の作業プロセスの開発の他、作業機器や監視機器及び支援装置の開発、アクセス、回収、メンテナンス方法及び付帯設備の設置・運用等開発内容は多岐にわたる。また、結果としてのスループットや作業線量等の実現性にかかわる評価も加えられ、事業者の実施するエンジニアリングへの有効なインプットとなるべく開発を推進している。

燃料デブリへのアクセスの視点からは格納容器側面（建屋 1 階レベル）からの開口・アクセス、及び格納容器上方（建屋 5 階レベル）からの開口・アクセスの 2 種類が現実的と考えられている。近年の戦略プランでは PCV 底部の燃料デブリ取り出しの検討を優先する旨方針が示されており、当機構では側面からの開口・アクセスとして格納容器の穿孔による新たな開口、及び既存の機器ハッチの開放（または開口）の 2 ケースを中心に、その工法や投入する遠隔機器類、作業方法等の開発を推進している。

---

*Kenro Takamori[1]

[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning

2019年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」廃炉に向けた技術開発の現状
Progress of R&D for the decommissioning of The Fukushima Daiichi NPS

(5) 総括・廃炉検討委員会の取り組み

(5) Efforts of Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

*宮野 廣[1,2]
[1]廃炉委委員長，[2]法政大学

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所事故(東電福島事故)を防ぎ得なかったことを真摯に受け止めて、平成26年度（2014年）に「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」(「廃炉委」)を設置し、活動を進めている。

福島第一原子力発電所で進められている事故炉の廃炉は、世界でも初めてのチャレンジであり、英知を集めた対応が求められる。これに対しては、日本原子力学会は、学術的な支援と提言等を行うための活動として「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会（廃炉委)」を中心に、関係機関と協調し、関連学協会とも連携して学術的な課題の解決に貢献すべく取り組んでいる。さらに、学際的活動として、36学協会が参加する「福島復興・廃炉推進に貢献する学協会連絡会」と協調し、福島第一の廃炉の情報を提供し、学術界全体として協力体制を構築し、更なる活動の拡大を図っている。

2. 2018年度の活動

東京電力福島第一原子力発電所の廃炉は、事故炉の廃炉としてかつて経験のない技術的な挑戦を伴いつつ、極めて長期にわたり継続される事業である。この問題に長期に取り組み、事故炉の廃炉が安全かつ円滑に進むよう技術的・専門的な貢献を行う活動を進めている。

廃炉委では、個別検討課題に取り組むために分科会を設置し活動を進めている。事故進展に関する未解明事項のフォローWG や、建屋の構造性能検討分科会、ロボット分科会、廃棄物検討分科会に加え、今年度は「リスク評価分科会」が成果をまとめ活動を終え、新たに燃料デブリ取り出しでのリスク評価に着目した「廃炉リスク評価分科会」を設置し、福島第一の廃炉をリスク評価に基づき進めるためのリスク評価法を確立すべく支援を進めている。成果は、原子力学会のHP（下記）にまとめている。

（http://www.aesj.net/activity/activity_for_fukushima/public）

今年度は、廃炉委として議論しなければならない課題を取り上げ、専門家で深く議論すべくテーマ毎のワークショップを開催してきた。

・１F廃炉ー廃炉の論点と対応
・事故炉の安全確保と管理目標
・廃炉とサイト修復の最終の姿に向けた廃棄物の取り扱い
・廃炉における放射性廃棄物・放射線の閉じ込めのためのバウンダリの考え方
・自然事象に対する事故炉の安全性評価
・ロボットの信頼性をどのように担保するか

などの検討を行ってきた。これらの成果は報告書として広く活用されるように逐次公開して行く。

3. 今後の活動

学会は社会とのインタープリターの役割があり、福島第一の廃炉の現状、課題とその解決策などの説明や意見聴衆は重要なものである。専門家集団として、積極的に課題解決の支援を続ける。

---

*Hiroshi Miyano[1,2]
[1]Chair.of 1F Decommissioning Committee AESJ, [2]Hosei Univ.

Planning Lecture | Over view Report | Over View Report 1 - The University of Tokyo, Yayoi Research Conference - Techniques and application of atomic and molecular spectroscopic analysis-

[1G_PL] Research developments using excellent properties of Lasers III

Chair:Shuichi Hasegawa(Univ. of Tokyo)

Wed. Mar 20, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room G (Common Education Bildg. 2 2F No.26)

[1G_PL01] Diagnostic technology for electric power equipment using laser-induced breakdown spectroscopy

*Takashi Fujii[1] (1. Univ. of Tokyo)

[1G_PL02] Theoretical study on aerosol caused by laser processing

*Hiroyuki Furukawa[1] (1. Inst. Laser Tech.)

[1G_PL03] Development of trace radioactive isotope analysis by resonance ionization and laser absorption spectroscopy

*Hideo Tomita[1] (1. Nagoya Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

2019年春の年会

総合講演・報告 1　東京大学弥生研究会 —原子・分子の分光分析技術とその応用—

レーザーの特長を利用した研究開発Ⅲ

Research developments using excellent properties of Lasers III

（1）レーザー誘起ブレイクダウン分光を用いた電力設備診断技術

(1)Diagnostic technology for electric power equipment using laser-induced breakdown spectroscopy

*藤井 隆
東京大学

1. はじめに

がいしやブッシングに代表される電力流通設備の汚損は、電力系統の絶縁信頼性や機器の長期信頼性に影響を及ぼす可能性があるため、汚損物の化学組成の同定や定量計測は、汚損状況の正確な評価のために重要である。しかしながら、現在、がいしの汚損状況は、筆あらい法やソルトメータを用いたパイロットがいしの汚損採取により、汚損物の可溶成分と等価の電気伝導度を有する NaCl の密度に換算した等価塩分付着密度として評価されている。これらの汚損度評価方法は、主にオフサイトかつオフライン計測であり、また、付着物質の化学組成同定のためには別途化学分析を行う必要がある。これらの代わりに、レーザー誘起ブレイクダウン分光（Laser-Induced Breakdown Spectroscopy: LIBS）を用いた汚損度評価手法を用いることにより、がいし付着物質の多成分、オンサイト、迅速、かつ遠隔計測が可能になり、運用中のがいしに対する汚損状況の正確な評価が期待される [1,2]。

筆者らは、電力中央研究所において、LIBS を用いた塩分付着密度（Salt Deposit Density; SDD）の遠隔計測技術の開発を行ってきた [3-5]。本講演では、これらの研究成果に関して紹介する。

2. 実験方法

実験配置を図 1 に示す。測定ターゲットとしては、①磁器がいしを模擬した、表面が平らな磁器製サンプル（以下、平板サンプルと呼ぶ）、②現在広く一般に使用されている磁器がいしである懸垂がいし（250 mm 懸垂がいし、SU-120CN）を用い、人工汚損試験において用いられる手法の一つであるどぶ漬け法を用いて汚損させた。エネルギー150 mJ、パルス繰り返し 10 Hz の Nd:YAG レーザーの第 2 高調波を、10 – 20 m 離れた位置に設置した測定ターゲットに集光し、プラズマを生成した。プラズマからの発光は、レーザー集光光学系の近傍に設置した主鏡直径 152 mm のニュートン型望遠鏡を用いて集光し、分光器と ICCD カメラにより分光した。

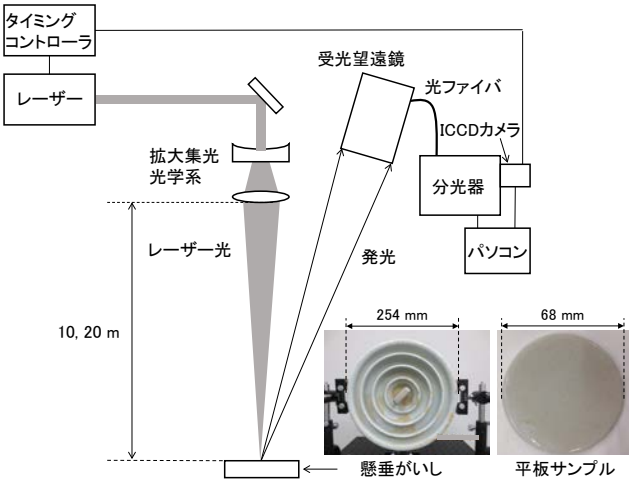


図 1. 実験系

3. 実験結果

3-1. 平板サンプルを用いた実験

平板サンプルを用い、離隔距離 20 m において付着塩分に由来する Na と Cl の発光を計測した [4]。実験の様子を図 2 に示す。Na (819.48 nm)に関しては、最も低い SDD（0.009 mg/cm^2）においても発光が観測され、0.612 mg/cm^{2}まで発光強度は SDD に対して単調増加した。Cl (837.59 nm)に関しては、SDD が 0.076 mg/cm^{2}以上の

サンプルにおいて発光が観測され、0.736 mg/cm^{2}まで発光強度は単調増加した。以上の結果より、Na (819.48 nm)と Cl (837.59 nm)の発光を用いることにより、0.009～0.7 mg/cm^2 の濃度範囲で SDD の遠隔計測の可能性が示された。これは、国内の送変電設備のほぼ全塩害汚損区分に対応する。また、66 kV 送電鉄塔の標準的な腕金高さは 20 m とされている [6]。従って、本手法を用いることにより、国内の送変電設備のほぼ全塩害汚損区分に対して、 SDD の遠隔計測の可能性が示された。

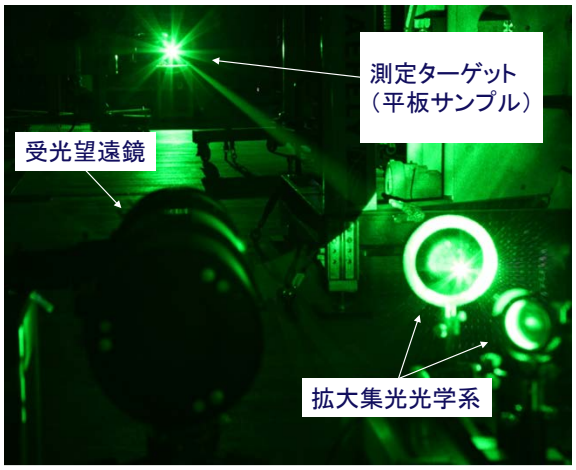


図 2. 離隔距離 20 m での遠隔計測の様子 [4]

3-2. 懸垂がいしを用いた実験

懸垂がいしを測定ターゲットに用い、離隔距離 10 m において、Cl (837.59 nm)の発光強度の SDD 依存性を計測した [5]。懸垂がいしは光学台に対して垂直になるように固定し、がいしの上面および下面それぞれにおいて、中心から 45 度間隔の放射上の 8 個のラインごとに 7 点、合計 56 点レーザー照射を行った。Cl (837.59 nm)の発光強度は、SDD が 0.007 mg/cm^{2}から 0.598 mg/cm^{2}において単調増加する傾向を示した。これは、計測条件が異なるため発光強度の絶対値は異なるものの、平板サンプルを用いて行った結果と同様の傾向である。また、がいし下面の汚損分布は、その複雑な形状に起因して上面より不均一になりやすく、発光強度にも局所的な変化が観測された。しかしながら、発光強度の面全体の平均は、上面と下面の計測において、SDD 依存性に大きな変化はなかった。これらの結果より、本手法は複雑な形状を有する実がいしに対しても適用可能であると考えられる。

4. まとめ

離隔距離 20 m において、平板サンプルに付着した塩分の遠隔計測を行い、Na (819.48 nm)と Cl (837.59 nm)の発光強度が、0.009～0.7 mg の濃度範囲において単調増加することを示した。これにより、国内の送変電設備のほぼ全塩害汚損区分に対して SDD の遠隔計測の可能性を示した。また、離隔距離 10 m における懸垂がいしの計測において、Cl (837.59 nm)の発光強度の SDD 依存性が平板サンプルを用いて行った結果と同様の傾向を示した。これより、本手法は複雑な形状を有する実がいしに対しても適用可能であると考えられる。

謝辞

本稿で紹介した研究成果は、（一財）電力中央研究所において得られたものである。

参考文献

[1] Laser Cross, No. 313 (2014, Apr.) ISSN0914-9805.
[2] 藤吉晋一郎、本田親久、村岡克己、前田三男：レーザー研究、第 20 巻、第 12 号、pp. 29-36 (1992).
[3] 藤井隆、元木浩平、屋地康平、江藤修三：電力中央研究所　研究報告　H15016 (2016).
[4] 藤井隆、元木浩平、屋地康平、江藤修三、堀田栄喜、末包哲也：電力中央研究所　研究報告　H16008 (2017).
[5] 藤井隆、屋地康平：電力中央研究所　研究報告　H17007 (2018).
[6] JEC-127、電気学会電気規格調査会標準規格、送電用支持物設計標準、1979.

*Takashi Fujii
The University of Tokyo

2019年春の年会

総合講演・報告 1　東京大学弥生研究会 —原子・分子の分光分析技術とその応用—

レーザーの特長を利用した研究開発　Ⅲ

Research developments using excellent properties of Lasers III

（2）レーザー加工時に発生するエアロゾルに関する理論的解析

(2) Theoretical study on aerosol caused by laser processing

*古河 裕之[1]，大道 博行[1]

[1]レーザー総研

1. はじめに

「2018 年度　英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業　共通基盤型原子力研究プログラム」において、研究開発課題「レーザー加工により発生する微粒子の解析と核種同定手法の開発」が採択された。本講演にて報告する研究課題は、蒸気及び微粒子の発生に関する理論的研究であり、上記プログラムとは独自に、かつ同プログラムで得られた実験データを参考にしつつ、相補的に研究を行うものである。

レーザー加工技術を原子力施設の安全な廃止措置等に適用するためには、レーザー加工により発生する微粒子の直径がマイクロンメーターオーダー以下となるエアロゾルを外部に放出しない、ことが非常に重要である。大きな粒子サイズであれば、回収は一般的には容易になる。レーザー加工は、照射パワー密度が高く、高速切断等が可能であり、産業界で広く使われている。一方、そのために、レーザー照射部に溶融液体のみでなく蒸気も発生し、人体にとって有害な、特に原子力においては、放射性物質を含む直径 1 μm 以下の微粒子が発生してしまう危険性がある。本研究では、大気中でのレーザー照射に加え、水中でのレーザー照射もモデリングし、金属の高速切断に伴い発生する可能性が高い、蒸気及び微粒子発生のメカニズム等の理論的評価を行う。蒸気が発生した場合の微粒子の大きさ、蒸気と液体の割合等の理論的評価を行う。それらを、蒸気及び微粒子の閉じ込めに資するデータとしてまとめる。図 1 は、大気中でレーザーを金属に照射した場合の溶融現象、蒸気の発生現象と測定装置を表した概念図である。

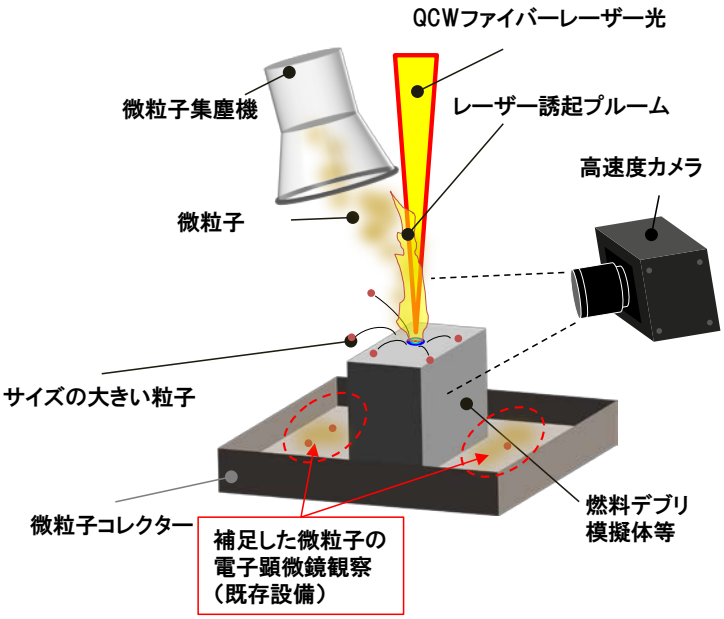


図 1　大気中でレーザーを金属に照射した場合の溶融現象、蒸気の発生現象と測定装置を表した概念図

*Hiroyuki Furukawa[1] and Hiroyuki Daido[1]

[1]Institute for Laser Technology

2. 本研究の目的

レーザー加工に関しては、物質の状態が「固体、固液混相、液体、気液混相」等の多岐にわたり、それらが混相状態として存在する。照射レーザーのパワー密度が高いと、これらの混相状態を経て、蒸気及び微粒子が発生する場合がある。蒸気及び微粒子の発生の様子は、照射レーザーのパワー密度、波長、パルス幅、パルス波形などにより、大きく変化する。

凝縮の基本的なメカニズムは、過冷却である。気体が何らかの理由で、局所的に気体のまま沸点以下の温度に低下すると、そこが凝縮核となる。気体を構成する原子は、発生した凝縮核の周囲に集まり、微粒子を構成する。その大きさは、冷却速度と気体の密度により決まる。図 2 は、過冷却による微粒子の生成の概念図である。

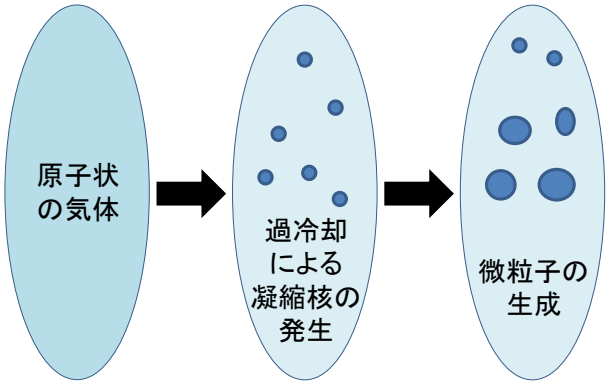


図 2　過冷却による微粒子の生成の概念図

上記に述べた、蒸気の凝縮による微粒子生成を、理論的に定量的に評価できる数少ない理論モデルの一つとして、Lukiyanchuk モデルがある。Lukiyanchuk モデルは、初期に、ある状態の原子状の金属蒸気が存在するとし、それが完全断熱球対称膨張を行うと仮定し、任意の時刻、任意の空間において、凝縮率、及び微粒子の直径等を求めることができるモデルである。凝縮率とは、ある微小空間において、全原子数に対する微粒子の構成に使われた原子の割合、である。Lukiyanchuk モデルは、蒸気の流体運動として「完全断熱球対称膨張」を仮定しており、任意の流体運動に適用するには基礎式の書き換えが必要である。

水中でレーザーを照射した場合に起こる現象は、大気中でレーザーを照射した場合と比べ、さらに複雑である。水圧効果による金属蒸気の閉じ込めは、膨張を抑え粒径を大きくするが、水による金属蒸気の冷却効果は、粒径の微小化をもたらすなど、相反する効果が競合し、生成される微粒子の大きさに複雑な影響を与える。図 3 は、水中でレーザーを金属に照射した場合の溶融現象、蒸気の発生現象、微粒子の発生を表した概念図である。大気中の場合と比べ、金属蒸気の膨張が抑制され、微粒子の大きさが大きくなり、金属の溶融領域も深くなる可能性もあり、定量的な評価が期待される。

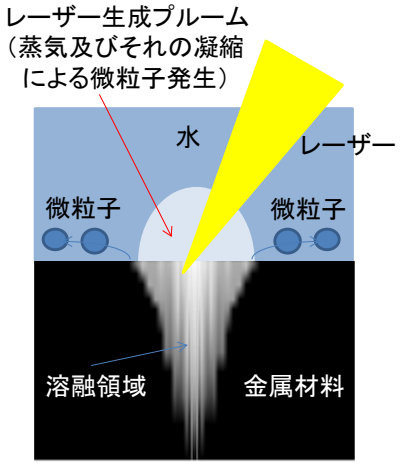


図 3　水中でレーザーを金属に照射した場合の溶融現象、蒸気の発生現象を表した概念図

3. 講演者のこれまでの研究成果

本講演者は、2003 年度から 2007 年度まで行われた、文部科学省リーディングプロジェクト「極端紫外(EUV)光源開発等の先進半導体製造技術の実用化」において、直径 20 μm 程度の錫ドロップレットターゲットにプレパルスレーザーを照射した場合の、ナノメートルオーダーの微粒子が生成される可能性について、Lukiyanchuk モデルを用いて解析した。多数の微粒子が生成されエアロゾル状態になると、メインパルスレーザー（CO_2 レーザー）との相互作用が、バルクの低密度プラズマとの相互作用と大きく異なる可能性があり、発光効率の最適化等に影響を与える可能性がある。図 4 は、錫ドロップレットターゲットにプレパルスレーザーを照射した場合の、微粒子生成の計算モデル (Lukiyanchuk モデル) の概念図である。図 5 は、求めた微粒子の直径分布と凝縮率分布である。

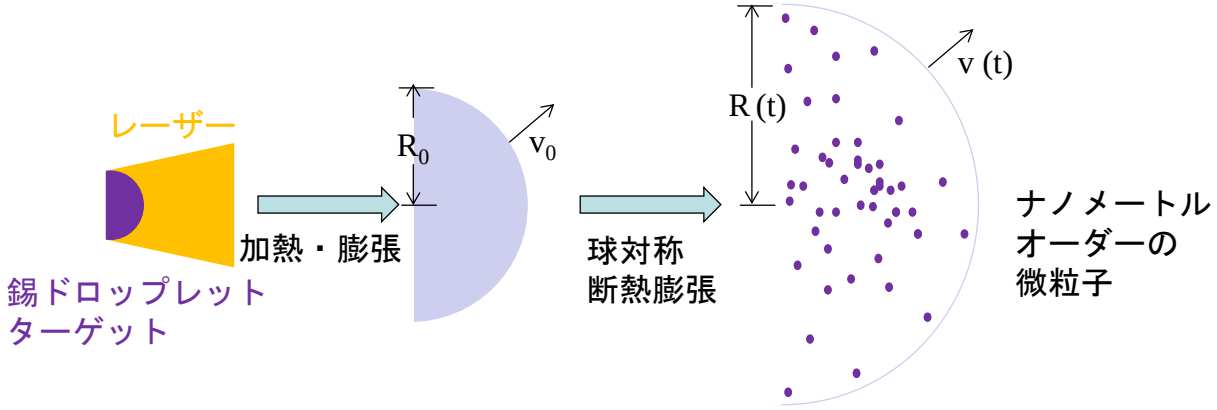


図 4　錫ドロップレットターゲットにプレパルスレーザーを照射した場合の、
微粒子生成の計算モデル (Lukiyanchuku モデル) の概念図

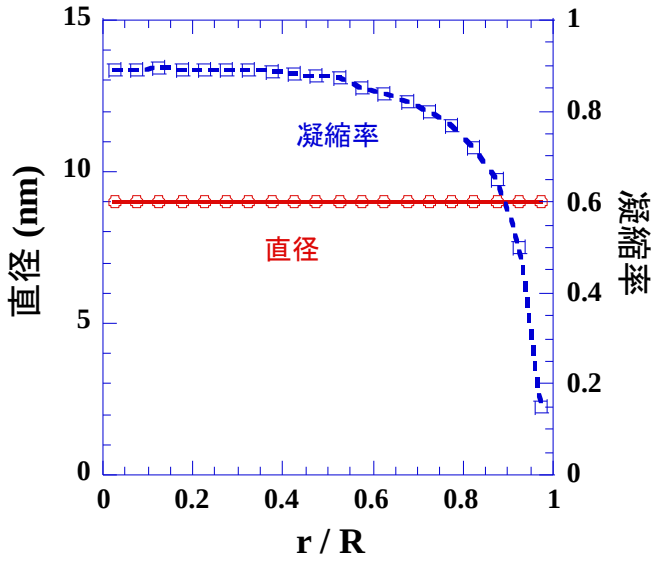


図 5　求めた、ある時刻のクラスターの直径分布と凝縮率分布

本講演者は、2003 年度から 2006 年度まで行われた、高速点火レーザー核融合炉プラント設計委員会「高速点火レーザー核融合炉発電プラントの概念設計」において、核融合生成α粒子等により加熱された液体壁からの蒸発金属中の微粒子生成について、Lukiyanchuk モデルを改良し、液体壁のアブレーション解析コードに組み込み、蒸気中の微粒子の粒径と凝縮率等の評価を行ってきた。図 6 は、液体壁レーザー核融合炉の炉壁表面近傍での課題、図 7 は、高速点火レーザー核融合炉プラント設計「KOYO-fast」に基づいて、液体壁からの蒸発金属のクラスター化を評価し求めた、ある時刻のクラスターの直径分布と凝縮率分布である。

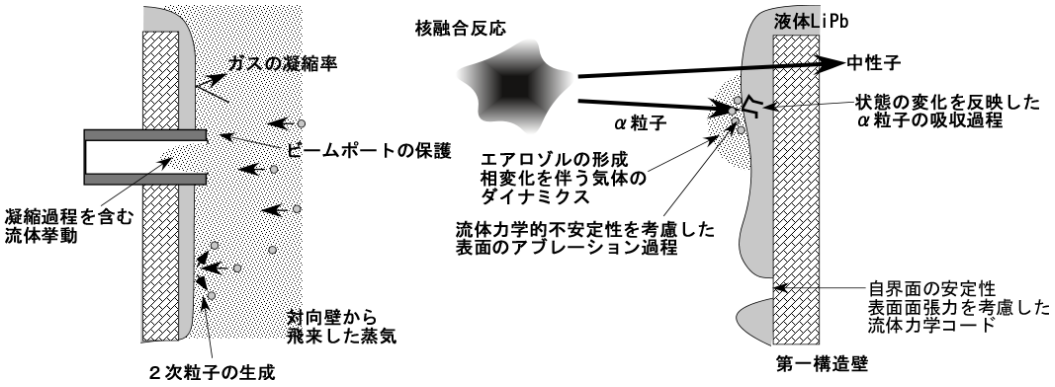


図 6　液体壁レーザー核融合炉の炉壁表面近傍での課題

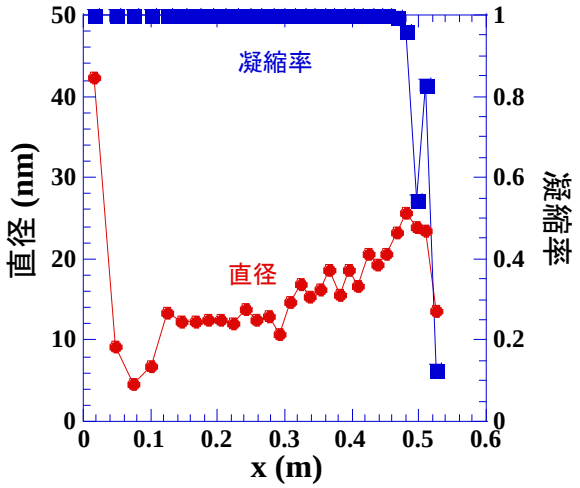


図 7　ある時刻のクラスターの直径分布と凝縮率分布

4. パルス幅 10 ms の高強度パルスレーザーをサンプルに照射した場合の、1 次元シミュレーション

レーザー加工において、使用が想定されるレーザーのパラメーターを用いて、1 次元のシミュレーションを行い、温度分布の時間発展を評価した。パルス幅は 10 ms、強度は 5×10^4 W/cm^2、対象物質はタングステン、とした。融点は 3695 K、沸点は 5828 K である。レーザーの吸収はランバート則に従うとし、吸収長 δ= 100 nm の場合とδ= 1 μm の場合で 0.2 ms 時の温度分布の比較を行った。結果を図 8 に示す。蒸発は、表面から非常に薄い領域で起こり、微粒子発生は蒸気の温度密度に大きく影響を受けるので、微粒子発生に関してこの温度分布の差異は無視できない。固体金属のレーザーの吸収長は数十 nm 程度である。

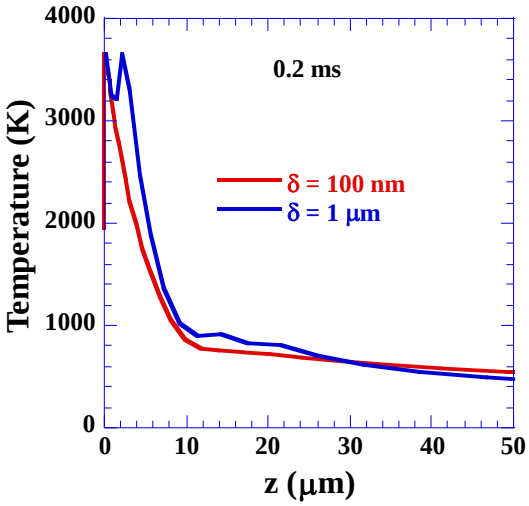


図 8　吸収長 δ= 100 nm の場合とδ= 1 μm の場合の 0.2 ms 時の温度分布の比較

5. 今後の課題

固体から始めて、10 ms のレーザー加工のシミュレーションを行うのは、計算時間的に大変難しいものがある。ある程度溶融池ができた時点を初期値とし、そこからの蒸発現象をシミュレーションする方向で、検討を行う。また、得られた温度分布等から、蒸気、微粒子等の発生を評価する。

2019年春の年会

総合講演・報告 1　東京大学弥生研究会 —原子・分子の分光分析技術とその応用—

レーザーの特長を利用した研究開発 Ⅲ

Research developments using excellent properties of Lasers III

(3) レーザー共鳴イオン化および吸収分光と用いた微量放射性核種分析法の開発

(3) Development of trace radioactive isotope analysis by resonance ionization and laser absorption spectroscopy

富田 英生[1]

[1]名古屋大学

1. はじめに

従来の放射線計測では分析が困難な核種（例えば、長半減期核種）に対しては、放出される放射線を計数するのではなく、対象核種の原子数を計数する手法で放射能を定量することが有用である。近年のレーザー光源やそれを用いた分光学的手法の進展に伴い、レーザーを用いた高感度放射性核種分析法が注目されている。名古屋大学ではこれまでに、レーザー共鳴イオン化とキャビティーリングダウン分光（Cavity Ring-Down spectroscopy: CRDS）に基づく分析法の開発を進めてきた。本発表では、これらの原理と微量放射性核種分析への適用例について報告する。

2. レーザー共鳴イオン化に基づく放射性核種分析

測定対象核種の原子をイオン化し、質量分析により同位体を分析する場合、質量スペクトル上の同重体干渉を防ぐために元素分離などの複雑な化学的前処理が必要とされ、迅速な分析が制限される。そこで、元素選択的なイオン化が可能であるレーザー共鳴イオン化に基づく放射性核種分析法の開発を進めている。共鳴イオン化とは、単原子のエネルギー準位において、2つの準位間の差に相当する波長（共鳴波長）を持ったレーザーを照射することにより、共鳴的に対象原子を励起させ、イオン化を行う方法である（図 1 参照）。各元素の単原子のエネルギー準位は元素固有であることから、複数の共鳴遷移を経ることで、高い元素選択性を有するイオン化が実現できる。

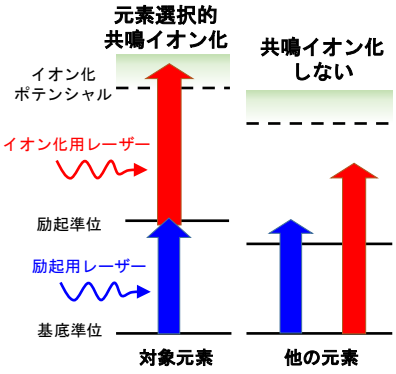


図 1 レーザー共鳴イオン化の原理

共鳴イオン化用レーザー光源として高繰り返し率チタンサファイアレーザーを開発し、集束イオンビームによる分析試料の微小領域スパッタリングで生成した2次中性原子の共鳴イオン化に適用することで、福島第一原子力発電所周辺で採取された放射性 Cs 含有微粒子中の放射性 Cs 同位体マイクロイメージングを実証した[1]。

3. キャビティーリングダウン分光に基づく放射性核種分析

光共振器内での多重反射を用いたレーザー吸収分光である CRDS は、超高感度な分光法として知られている（図 2 参照）。放射性炭素同位体 ^{14}C を対象に、高感度で簡便かつ迅速に分析が可能な CRDS に基づく ^{14}C 分析システムの開発を行っている。気体分子の振動・回転準位は、それを構成する同位体の種類（質量）により僅かに異なるため、^{14}C を含む CO_2（$^{14}CO_2$）による光吸収量を選択的に CRDS にて測定できれば、^{14}C の定量が可能である。中赤外量子カスケードレーザーを用いた CRDS プロトタイプシステムを開発し、その定量性を評価した。また、^{14}C をトレーサーとした動物における薬物動態試験に適用し、その有用性を実証した[2]。

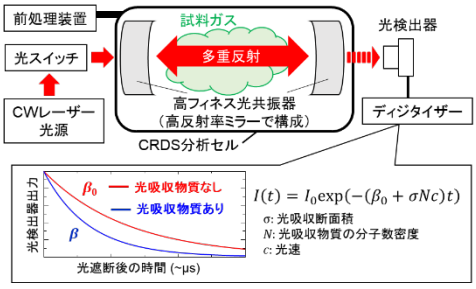


図 2　キャビティーリングダウン分光の原理

謝辞　本研究の一部は、JST 先端計測分析技術・機器開発プログラム、AMED 先端計測分析技術・機器開発プログラム, JSPS 科研費 18H03469, 中部電力原子力安全技術研究所 公募研究（一般）の支援を受けて実施されました。

参考文献　[1] T. Sakamoto *et al.*, Analytical Sci. **34**, 1265 (2018).　[2] V. Sonnenschein *et al.*, J. Appl. Phys. **124**, 033101 (2018).

*Hideki Tomita[1]

[1]Nagoya Univ.

Planning Lecture | Technical division and Network | Health Physics and Environment Science Division

[1H_PL] Student and Young researcher's view of research on health physics and environment science

Chair:Takumi Saito(Univ. of Tokyo)

Wed. Mar 20, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room H (Common Education Bildg. 2 2F No.27)

[1H_PL01] Study of radiation distribution measurement for the decommissioning of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Yuta Terasaka[1,2] (1. JAEA, 2. Nagoya Univ.)

[1H_PL02] Monitoring techniques for investigating the distribution of radiocesium in bottom sediment

*Kotaro Ochi[1] (1. JAEA)

[1H_PL03] Radiation Monitoring using Manned Helicopter

*Akira Futemma[1] (1. JAEA)

[1H_PL04] Advancement of Airborne radiation monitoring

*Miyuki Sasaki[1,2] (1. JAEA, 2. Nagoya Univ.)

[1H_PL05] Challenges in evaluating social impacts in the early phase of an accident

*Jun Hirouchi[1] (1. JAEA)

[1H_PL06] Challenges of radiation protection in existing exposure situation

*Kazuji Miwa[1,2] (1. JAEA, 2. Univ. of Tokyo)

©Atomic Energy Society of Japan

2019年春の年会

保健物理・環境科学部会セッション

学生・若手研究者たちが考える保健物理・環境科学研究

Student and young researcher’s view of research on health physics and environment science

（1）1F 廃炉のための放射線分布測定研究

(1) Study of radiation distribution measurement for the decommissioning of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*寺阪 祐太[1,2], 佐藤 優樹[1], 森下 祐樹[1], 冠城 雅晃[1], 宇佐美 博士[1], 鳥居 建男[1]

[1]原子力機構, [2]名古屋大学

1. はじめに

福島第一原子力発電所（以下、1F）敷地内では作業者の線量低減対策を実施するため、サーベイメータを用いた線量率分布測定が定期的に行われている。しかし、サーベイメータが測定できるのは「場」の線量率であり、放射線源の位置の情報を得ることは難しい。場の線量率に加えて放射線源の位置を正確に把握することで、作業者の線量低減だけでなく今後除染計画を立案する上で有益な情報を得ることができる。1F 原子炉建屋内には局所的ではあるが表面線量率が Sv/h オーダーのホットスポットも存在するため、これらのホットスポットが場の線量率を引き上げている場合、その分布を測定することは作業者の線量低減の観点から極めて重要である。さらに内部被ばく防護の観点からは、アルファ線放出核種の位置分布測定も重要である。このような問題意識から、原子力機構・廃炉国際共同研究センター放射線イメージング技術開発 Gr では 1F 廃炉のための放射線分布測定法に関する研究開発を実施してきた。本発表では、当研究グループが実施している放射線分布測定に関する複数の取り組みについて紹介する。

2. 1F 廃炉のための放射線分布測定に対する取り組み

当グループでは 1F の高線量率環境下で放射線分布を遠隔で可視化するためにコンプトンカメラを使用している。コンプトンカメラは散乱体と吸収体の 2 つの放射線センサーに対するエネルギー付与位置・付与量から放射線の飛来方向を特定するデバイスである。本研究では浜松ホトニクス社と早稲田大学が開発した GAGG（$Gd_3Al_2Ga_3O_{12}$）シンチレータと MPPC（Multi Pixel Photon Counter）をセンサーに用いたコンプトンカメラをベースとして 1F 仕様に小型化した。単に放射線の飛来方向を測定するだけでなく、遠隔操作機器、多視点測定、周辺環境 3D モデルと組み合わせた「遠隔での放射線分布 3D 可視化」技術として開発・整備し、1F 原子炉建屋内で放射線分布可視化の実証試験を実施した。

高線量率環境下での放射線分布測定に対する取り組みとして、シンチレーション光ファイバーの高線量率対応に関する研究にも取り組んでいる。シンチレーション光ファイバーは光ファイバー状のプラスチックシンチレータで、ファイバー両端への光の到達時間差から放射線入射位置を特定する飛行時間法が 1F 汚染水タンクからの汚染水漏洩監視等の現場で応用された例がある。当グループでは飛行時間法の高線量率対応及び飛行時間法に代わる高線量率測定手法を開発することで、コンプトンカメラ等のガンマ線イメージャーでは測定できない高線量率測定、狭隘部及び水中の測定、純ベータ核種の分布測定等への応用を目指している。

1F 原子炉建屋内作業環境には ^{137}Cs や ^{90}Sr といったガンマ・ベータ線源のみならずアルファ線放出核種も存在する可能性があり、それらの吸入・経口摂取による内部被ばくリスク低減のため、1F 作業環境でのアルファ線放出核種の検知が求められている。当グループではベータ線に対する感度を減らした極薄 GAGG シンチレータと MPPC を組み合わせたアルファ核種可視化検出器を開発し、1F 原子炉建屋内測定に応用することで核燃料由来のアルファ核種の検知に成功した。

上記の例のように 1F 原子炉建屋内の様々な線種の核種の分布を測定する手法を当グループでは開発している。これらの取り組みは、現在でも月間の被ばく線量が数 mSv に及ぶ例も多い 1F 作業者の方々の被ばく線量低減を目指しており、1F 廃炉のみならず保健物理の立場からも極めて重要と考えられる。

*Yuta Terasaka[1,2], Yuki Sato[1], Yuki Morishita[1], Masaaki Kaburagi[1], Hiroshi Usami[1], Tatsuo Torii[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Nagoya Univ.

2019年春の年会

保健物理・環境科学部会セッション

学生・若手研究者たちが考える保健物理・環境科学研究

Student and Young researcher's view of research on health physics and environment science

（2）水底の底質中放射性セシウム分布のモニタリング技術について

(2) Monitoring techniques for investigating the distribution of radiocesium in bottom sediment

*越智 康太郎[1]

[1]日本原子力研究開発機構　福島環境安全センター

1. 緒言

広範囲の水域に降下した放射性セシウムは、降雨による出水に伴い河川上流域から湖沼を介し、最終的には海洋へと移行する。事故から 8 年経過した現在、水域における放射性セシウムは底質中に蓄積しており、その濃度分布の把握は課題となっている。水域は小規模（ため池）、中規模（湖沼およびダム）、大規模（海洋）の三つに大別できる。従来、水域における底質中放射性セシウム分布をモニタリングする際は、エクマンバージ型採泥器やコアサンプラー型採泥器により底質試料を採取し、Ge 半導体検出器により試料を分析する手法が用いられてきた。対象とする環境の規模が大きいほど、従来法では環境全体の放射性セシウムの分布を網羅的に知ることが困難となる。そこで、対象とする水域の環境および規模に応じて水底の放射性セシウム濃度を直接的に計測できる in situ 測定技術の開発を試みた。本発表では、原子力機構が進めてきた底質中の放射性セシウムの分布を迅速かつ簡便にモニタリングする In situ 測定技術について概説する。

2. モニタリング技術

直接的な水底の放射線検出技術の確立を目指し、耐水性の γ 線スペクトロメータの開発を行った。検出器は、水域の規模に合わせて、小規模用には手動で取り扱えるもの、中規模用には潜水型のロボットに搭載できるものおよび大規模用には無人船に搭載できるもの [1)] の 3 種類開発した。セシウム濃度への換算は、γ 線スペクトル上の放射性セシウムの全吸収ピークの計数率と、同地点で実際に採取した底質試料中放射性セシウム濃度の関係から、換算係数 (Bq kg $^{-1}$ cps^{-1}) を算出した。換算係数により求めた濃度を市販の GIS ソフトウエアで Kriging により内挿補間し、対象水域全体での放射性セシウム濃度コンターマップを作成した。

また、得られた γ 線スペクトルのエネルギー帯毎の計数率比を指標とし、底質中放射性セシウムの深さ方向の分布の情報を得ることを試みた。ため池において in situ 測定により取得した γ 線スペクトル情報および同地点で採取した堆積物コア試料の分析結果から求めた重量緩衝深度を比較した [2)]。比較した結果、両者の関係は正の相関関係を示し、その相関関係から農業用ため池底の重量緩衝深度の分布マップの作成を試みた。

3. 結言

上記の技術により、ため池底の放射性セシウム分布を可視化することによって、水域内の放射性セシウム分布についてこれまでより深い考察が可能となる。例えば、小規模な水域では、ため池の面積、土地利用、流入および流出口の数といった条件によりその分布の状況は変化する。一方、中規模な水域では比較的水深が小規模水域に比べ大きいため、前述の条件に加え、流水による底質の鉛直的なかく乱もモニタリング結果に影響を与えうる。海洋でのモニタリング結果は、河口からの距離、水底の起伏の有無といった条件により変化すると考えられる。また、小規模水域で測定できるようになった深さ方向の分布情報は、経時的な変化を確認できるだけでなく、浚渫の必要性の判断など政策的な意思決定に反映できる。本技術の適用により、広範囲の底質中放射性セシウム分布の網羅的評価、中長期的なモニタリングの継続を引き続き実施していく。

参考文献

1) 眞田ら, *J. Adv. Mar. Sci. Tech. Soc.*, **24**, (2018) 9-18.

2) K. Ochi et al., *Anal. Chem.*, **90**, (2018) 10795-10802.

*Kotaro Ochi[1]

[1]JAEA Fukushima Environmental Safety Center

2019年春の年会

保健物理・環境科学部会セッション

学生・若手研究者たちが考える保健物理・環境科学研究

Student and Young researcher's view of research on health physics and environment science

(3) 有人ヘリコプターを用いたモニタリングについて

(3) Radiation Monitoring using Manned Helicopter

*普天間　章[1]，工藤　保[1]

[1]日本原子力研究開発機構

2011年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震に起因する津波により、東京電力 (株) 福島第一原子力発電所事故 (福島原子力発電所事故) が発生し、周辺環境に放射性物質が拡散した。このような原子力災害において、放射性核種の拡散状況等を広範囲かつ迅速に測定する手段の一つとして、有人ヘリコプター (有人ヘリ) 等の航空機による放射線モニタリングが用いられる。我が国においては、スリーマイル島原子力発電所事故を契機とし、旧日本原子力研究所 (現日本原子力研究開発機構 (原子力機構)) を中心として、1980年から有人ヘリを用いた放射線モニタリングに係る技術開発が開始された。福島原子力発電所事故当時、「環境放射線モニタリング指針」の中で原子力災害時に有人ヘリによるモニタリングを実施するよう位置づけられていたものの、広範囲な測定に対応可能なデータ取得方法やデータ解析方法について、定型的に処理できるシステムが整備されていたとは言い難く、福島原子力発電所事故には即座に対応ができる状態ではなかった。

福島原子力発電所事故から約 1 ヶ月後、有人ヘリによるモニタリングが米国エネルギー省 (DOE) と文部科学省により開始された。モニタリング手法については原子力機構をはじめとする研究機関や企業等が集結し、DOEの手法を基礎としながら、急峻な地形が多いという日本独特な環境や放射性核種の拡散規模等の状況を加味して改良された。当該モニタリングにより、福島原子力発電所事故によって環境中に放出された放射性核種の拡散状況が明らかとなり、当時作成された放射性セシウムの地表面沈着量マップや地表面から 1 m 高さにおける空間線量率マップは避難指示区域設定の基礎資料となったほか、様々なメディアや研究に活用されている。2013年度に有人ヘリを用いたモニタリングは原子力規制委員会に移管され、福島第一原子力発電所を中心とする半径80 km 圏内及びその周辺地域を対象に、原子力機構が主体となり測定及び解析手法を精緻化しながら、2018年度現在でも継続的に実施している。このように、測定対象地域における放射性セシウムの地表面への沈着量や地表面から1 m高さにおける空間線量率の経時変化等に係る情報を原子力機構は提供してきている。なお、当該モニタリング結果は原子力規制委員会のホームページで随時公開されている。

福島原子力発電所事故に起因する上述のような情報の経時変化を示すだけでなく、2016年度からは全国の各原子力発電所を中心とする半径80 km圏内における有人ヘリによるモニタリングも開始し、各発電所周辺のバックグラウンド放射線量のデータ等、原子力災害時に放出される放射性核種に起因する空間線量率等の迅速な評価に資する情報を整備している。航空機を用いたモニタリングは「原子力災害対策マニュアル」において緊急時モニタリングの一環として実施するよう位置づけられており、原子力災害時には迅速な対応が求められる。このような背景から、原子力災害時における緊急時モニタリング対応の実効性向上に資するため、2017年度から一部の原子力防災訓練において有人ヘリによるモニタリングも実施するようになった。

以上のように、有人ヘリを用いたモニタリングにより得られる情報量は多く、かつ有用である。本発表では、原子力防災ツールの一つとして活躍が期待されている有人ヘリを用いた放射線モニタリングについて、測定手法やデータ解析手法を中心に概説する。

---

*Akira Futemma[1] and Tamotsu Kudo[1]

[1]Japam Atomic Energy Agency

2019年春の年会

保健物理・環境科学部会セッション

学生・若手研究者たちが考える保健物理・環境科学研究

Student and Young researcher's view of research on health physics and environment science

（4）上空からの放射線測定の高度化

(4) Advancement of Airborne radiation monitoring

*佐々木 美雪[1,2]

[1]日本原子力研究開発機構　福島環境安全センター

[2]名古屋大学　工学研究科

1. はじめに

福島第 1 原子力発電所事故後、環境中における広域な放射線分布の把握を目的とし、上空からの放射線測定技術の研究開発が行われている。上空からの放射線測定は短時間に広域を測定することができ、入域が困難な場所（森林や高線量地域等）でも測定することができるという利点がある。事故から 8 年経過した現在でも事故直後から行われてきた有人のヘリコプターを利用したモニタリングは原子力規制庁の事業として継続的に行われている。また、現在、技術革新の著しい、無人の飛翔体 (UAV) を用いた手法の開発も進められている。特に、農薬散布に用いられている無人のヘリコプターについては、福島第 1 原子力発電所周辺において継続的なモニタリングツールとして利用されている [1)]。一方、現在の手法は単純な無限平板の線源モデルを想定しているため、線量分布の位置分解能が地上測定と比較する上で十分でないことが課題であった。本発表では、逆問題解析手法を上空からの放射線測定に適用することによって、従来よりも位置分解能を高めることに成功した換算手法について紹介する。

2. 上空からの放射線測定値換算技術

従来、上空で測定されたガンマ線計数率を地上 1 m 高さでの空間線量率の値に換算するには、対地高度とガンマ線計数率の関係から得られる高度補正係数と、ガンマ線計数率とテストサイトの地上における空間線量率との比較から得られる空間線量率換算係数を用いることで地上 1m 空間線量率へと換算している。従来の換算手法は、平面で線源が均一に分布したモデルを基本とした換算手法であり、地形の凹凸や樹木等の遮蔽物を考慮していない。地形の凹凸等を考慮した換算手法の 1 つとして、逆問題解析を使用した換算手法の研究開発を発表者は進めてきた [2)]。逆問題による換算手法は、放射線測定情報に加え、周辺の地形情報及びその情報を元にした空気による減衰、土壌散乱の影響、樹木による遮蔽等のパラメータから計算を実施する。本手法は、福島県内の様々なサイトで上空からの数値と地上の測定値のデータセットを取得してパラメータの最適化を実施することで精度向上が図られている。

一方、換算の精度は上記のパラメータに依存し、今回実施した実測値からの最適化は人手も手間も膨大となる。そこで、これまで取得したビックデータを元に、機械学習を用いた換算技術の研究開発を進めている。様々な体系における放射線測定データを蓄積し、そのデータをもとに学習させ換算式を作成することで、従来に比べより簡便に換算対象ポイントにおける空間線量値等の算出が可能と考えられる。今後は遠隔放射線測定における逆問題解析を用いた換算手法開発に加え、機械学習を用いた換算手法の開発を進めていくことで、将来的には 3 次元的な放射線測定を可能になると考えられる。

参考文献

1) Y. Sanada et al., *J. Environ. Rad.*, **192**, (2018) 417-425.

2) M. Sasaki et al., *Prog. Nucl. Sci. Tech.*, **6**, (2018) in press.

---

*Miyuki Sasaki[1,2]

[1]JAEA Fukushima Environmental Safety Center

[2]Nagoya University, Graduate School of Engineering

2019年春の年会

保健物理・環境部会セッション

学生・若手研究者たちが考える保健物理・環境科学研究

Student and young researcher’s view of research on health physics and environment science

（5）事故初期における住民への影響を評価する上での課題

(5) Challenges in evaluating social impacts in the early phase of an accident

廣内　淳[1]

[1]日本原子力研究開発機構　安全研究センター

原子力施設事故時において、放射性物質の環境中への放出から住民への被ばく評価までに多くのパラメータが関与する。例えば、大気拡散過程では、乾性沈着速度、洗浄係数などが挙げられ、被ばく線量を評価する際には、各核種の放射能濃度のみならず、建物の遮蔽係数、生活習慣などが挙げられる。住民への影響を詳細に評価するには、これらのパラメータを一つ一つ調査していく必要があるものの、全てのパラメータを調査するのは現実的でなく、影響度の大きいパラメータから順次調査していくことが重要である。本発表では、発表者自身の研究を踏まえて、事故初期における住民への影響を評価するうえでの課題を述べる。

原子力施設事故発生後、緊急時モニタリングの一環として広範囲に空間放射線量率及び放射能濃度が測定される。線量率は放射能濃度測定と比較して容易に測定可能であり、放射性物質の放出後の防護措置を実施すべきかの判断基準である運用上の介入レベル（OIL）としても利用されている[1]。しかしながら、線量率のみでは核種組成の情報が含まれておらず、例えば原子力施設事故初期時の甲状腺吸収線量評価で重要なヨウ素がどの程度含まれているか等の情報は含まれていない。一方で放射能濃度測定は測定準備から結果を得るまでの時間が長く、福島第一原子力発電所事故時では、半減期の短いヨウ素、キセノンに関するデータを早期に入手することは困難であった。それ故、線量率のみならず核種組成（可能であれば放射能濃度）の情報も即座に得ることが重要であると考える。核種組成が得られれば、被ばく評価のみならず、上述した OIL にも貢献できると考える。原子力災害対策指針では、地上沈着した放射性核種組成が明確になった時点で必要な場合には OIL 初期設定値は改定されると記載されている。核種組成を即座に入手する手法の一つとして、発表者も考案したモニタリングポストに設置されている NaI(Tl)検出器の波高分布解析が考えられる[2]。しかしながら、NaI(Tl)検出器では 10 μGy h^{-1}を超えると波高分布解析ができなく、核種組成の情報を得ることができなくなるため、高線量率場でも早期に核種組成を取得する手法を考案する必要がある。

核種組成の情報を取得できる状態になったとしても、内部被ばくを正しく評価できない可能性がある。ヨウ素は他の核種とは異なり、大きく分けて 3 つの物理・化学形状（粒子状物質、CH_3I などの反応性の低いガス状、I_2などの反応性の高いガス状）が観測され、環境中ではそれぞれ異なった挙動をする。チェルノブイリ事故時には、これらの形状が観測され、場所によりその組成が異なることが示されている[3]。この原因として、各形状の乾性沈着速度、洗浄係数が異なること、さらに光化学反応により各形状間で分解/生成が行われていることが挙げられる。屋内への侵入、マスク等による除去もヨウ素の形状によって異なる可能性があり、ヨウ素による被ばくをより詳細に評価するためにはヨウ素の環境中での挙動について調査する必要がある。

参考文献

[1] 原子力規制委員会, 原子力災害対策指針（平成 30 年 10 月 1 日一部改正）.

[2] Y.Terasaka et al., J. Nucl. Sci. Technol., 53, 1919-1932, 2016.

[3] IAEA, Report of the Chernobyl ^{131}I Release Working Ground of EMRAS Theme 1, 2012.

*Jun Hirouchi[1]

[1]JAEA Nuclear Safety Research Center

2019年春の年会

保健物理・環境科学部会セッション

学生・若手研究者たちが考える保健物理・環境科学研究

Student and Young researcher’s view of research on health physics and environment science

（6）現存被ばく状況における放射線防護の課題

(6) Challenges of radiation protection in existing exposure situation

*三輪 一爾[1,2]

[1]日本原子力研究開発機構

[2]東京大学

東京電力・福島第一原子力発電所の事故により、現在の日本には現存被ばく状況にあると考えられる地域が存在する。既存の放射線安全管理の方針は歴史的には計画被ばく状況を想定して組み立てられ、その考え方を他の被ばく状況にも適用できるよう、少しずつ視野を広げて進化させてきた経緯がある。したがって、実在する複雑な現存被ばく状況下での活動に関して、放射線防護の手段として既存の法令やその適用に関する考え方をそのまま踏襲するにはまだ十分ではない場合もあり得る。現実に直面している被ばく環境における放射線防護の考え方の整理を進め、必要となる新しいルールの策定が望まれている。整理のためのケーススタディとして、これまでに、現存被ばく状況における放射性物質で汚染した物の搬出[1)]や廃棄物の管理[2)]についての検討がなされてきた。

本研究では、現存被ばく状況における放射線防護の考え方の整理のためのケーススタディとして、放射性物質で汚染した物品の再生利用に関する可能性を検討する。現存被ばく状況における汚染した物品の再生利用を検討する上では、計画被ばく状況にて実施されているクリアランスとは異なった考え方のもと再生利用が行われる場合も考えられるので、解決すべき放射線防護上の課題が多く生じる可能性がある。ここではそれらの課題の中から、現存被ばく状況を適用する環境の明確化について扱いたい。なお、ここで想定する再生利用の可能性を検討する対象物を、1F 事故によって発生した放射性物質で汚染した土壌やがれき（コンクリート、鉄）とする。

現存被ばく状況における放射線防護を考える上では、どういった環境と状況が「現存被ばく状況」に該当するのかを明確に整理しておく必要がある。ここでは放射線災害後に生じる環境としての現存被ばく状況について検討する。現存被ばく状況の定義は ICRP　Publ.103 (2007) において「管理についての決定をしなければならない時に既に存在する、緊急事態の後の長期被ばく状況を含む被ばく状況」と定義づけられている。しかし、この定義だけでは、被ばくレベルの観点からその環境を現存被ばく状況とすべきか否かの判断することはできない。ICRP　Publ.103 では現存被ばく状況における放射線防護の参考レベルとして 1~20mSv/y を示しているが、被ばく線量が 1mSv/y 以下の場合は防護対策をとらなくてよいとの明らかなコンセンサスはない（注：過去には介入免除レベル 1mSv/y が ICRP Publ.82 (1999)において提唱されているが、現存被ばく状況との関連での具体的な議論はない）。現存被ばく状況を適用できる環境をより明確にするための追加的な考え方として、「緊急時に発生した線源によって、環境中の人の被ばく線量が放射線防護上有意に上昇しうる状況」といった視点が利用できないか、議論したい。

参考文献

1)　放射線防護委員会、現存被ばく状況における汚染した物の搬出のためのガイドライン、H28. 6. 2

2)　D. Sugiyama, Jpn. J. Health Phys., 47 (1), 30~33 (2012)

*Kazuji Miwa[1,2]

[1]JAEA

[2]University of Tokyo

Planning Lecture | Board and Committee | Standard comitee

[1I_PL] Safety Fundamentals on Decommissioning of Nuclear Fasilities

Chair:Kouji Okamoto(Univ. of Tokyo)

Wed. Mar 20, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room I (Common Education Bildg. 2 3F No.30)

[1I_PL01] Necesaty of optimized safety basis on decommissioning

*Kouji Okamoto[1] (1. Univ. of Tokyo)

[1I_PL02] Developing the safety fundamentals on decommissioning in Japan

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

[1I_PL03] Panel Discussion

*Kouji Okamoto[1], *Ken-ichi Tanaka[2] (1. Univ. of Tokyo, 2. IAE)

©Atomic Energy Society of Japan

2019年春の年会

標準委員会セッション

原子力施設の廃止措置の安全の考え方と標準への展開
Safety Fundamentals on Decommissioning of Nuclear Facilities

（1）廃止措置の安全の考え方

(1) Necessity of optimized safety basis on decommissioning

*岡本　孝司[1]
[1]東京大学

（2）廃止措置の安全原則

(2) Developing the safety fundamentals on decommissioning in Japan

*田中　健一[1]
[1]IAE

1. はじめに

この企画セッションは，原子力施設の廃止措置という段階の特徴を踏まえた安全の考え方及び原子力学会　基盤応用・廃炉技術専門部会　廃止措置分科会が IAEA の安全原則を参照して策定を進めている廃止措置の安全原則について講演を行い，これらについて聴講者から広くご意見をいただくと共に廃止措置の安全について議論を深めていくことを目的とする。

2. 廃止措置の安全上での特徴

廃止措置の段階に移行した原子力施設は，運転中と異なり静的な状態となっている。さらに，施設が使用していた核燃料物質等（核燃料（新燃料，使用済燃料），核原料物質，核燃料物質など廃止措置にあたり譲渡しの対象となるもの）を廃止措置対象施設外に搬出した後は，放射能インベントリも大幅に減少する。このような点を踏まえると廃止措置対象施設（以下，「対象施設」という。）の原子力安全（放射線安全）に係る状況は運転中とは明らかに異なるものであり，対象施設の安全も運転段階のものとは異なる視点に基づいたものでなければならない。

廃止措置の安全を考える上では，次のような廃止措置の特徴が重要になる。

(1) 対象施設は，静的な状態にあること（異常時において基本的に事象の進展を考慮する必要のない状態）
(2) 対象施設に存在（残留）している放射性物質の量は運転中に比べはるかに減少していること
(3) 対象施設の設備，構造物及び機器（SSC s）の状況が廃止措置の進捗に従い変化していくこと
(4) 廃止措置の進捗に伴い対象施設に残留している放射性物質の量が順次減少していくこと
(5) 作業者の労働安全のリスクが放射線被ばくのリスクより大きくなること
(6) 放射線被ばくのリスクは，廃止措置で実施する工事により一時的に増大することはあるが，工事の終了又は中断により元の状態戻る又は元の状態より低い状態になること

3. 廃止措置の安全の要件

廃止措置の安全上の特徴を踏まえ合理的に計画し，実施していくための安全に係る主な要件は次の通りである。

---

*Koji Okamoto[1]　*Ken-ichi Tanaka[2]
[1]University of Tokyo.　[1]The Institute of Applied Energy[2]

3-1. 放射線防護

対象施設に廃止措置に固有の特徴が存在するとしても，原子力施設の安全としての第１の要件は，人に対する放射線防護と環境に対する放射線防護である。廃止措置は，計画被ばくの下に実施され，周辺公衆及び作業従事者の被ばくは ALARA の下に管理される。また，計画外の事象に伴う潜在被ばくにおいても線量限度を超えることのないこととし，同様に ALARA の下に管理される。放射線防護のための施策は，廃止措置の特徴を考慮し，後述のグレーデッドアプローチの適用により最適化される。

3-2.グレーデッドアプローチ

対象施設の安全の確保のために適正な資源投入を実現し，安全で合理的な廃止措置を実現可能とするためにグレーデッドアプローチ（GA）の適用は必須の事項である。GA の適切な適用では，対象施設の‘どこに’，‘どれだけ’，‘どのような’放射性物質が存在するかという施設の特性を正確に把握することが必要である。その上で，施設の特性に応じて達成すべき安全の目標に対して最適な施策を講じていくことが求められる。過度な安全要求並びにそれに対応する過度の安全対策及びそれに伴う過度の資源投入は，場合によっては本来重点を置くべきところを疎かにしてしまうという恐れがあり，安全対策の不合理さの原因となる。これにより廃止措置全体の安全をかえって損なう可能性がある。廃止措置の特徴を踏まえ，対象施設の特性に則した GA に基づく適正な資源投入が廃止措置の安全に必須の事項である。

3-3.リーダシップ

廃止措置は，安全に確保に関する明確な意思及び効率的及び効果的な遂行に対する意思の表明の下に計画され，実施される。廃止措置の遂行に係る確固たる目標を掲げ，目的意識を示すリーダシップは，廃止措置の推進及び完遂に不可欠なものである。廃止措置は数十年という長期にわたる事業である。目標や目的意識は，廃止措置の実施主体（事業者）又は社会環境の変化により見直しが必要な場合もあり得る。しかし，期間を通して，意志を明確に表明し続け，リーダシップを維持し，その意思が廃止措置に関係する者に正しく理解され，浸透していることが求められる。

3-4.プロジェクトマネージメントと

廃止措置は，プロジェクトの 2 つの構成要素である独自性及び有期性を有している。独自性とは，その業務を構成する個々の作業がいずれも「(その業務で) はじめて行うこと」であり，計画時に想定していない未知の事象発生の可能性があることをいう。廃止措置の場合，対象施設内に複数の SSCs が設置されている場合があるが，設置場所や使用履歴などに違いがあることから，まったく同じも事を繰り返しおこなうということはない。また，SSCs を解体し，撤去していくことで対象施設内の状況も廃止措置の進捗に伴い変化している。有期性とは，期間が設定されていること，「始まりと終わりのあること」である。廃止措置は，対象施設の運転を停止し，廃止措置計画の認可を受けて開始され，終了の確認をもって終了となる。その期間は，複数の工事工程に分割され段階的に進んでいくものである。

プロジェクトには，確立されたマネージメントの方法があり，プロジェクトマネージメントと呼ばれている。プロジェクトである廃止措置は，このマネージメントの手法を適用することで効率的かつ効果的に推進可能となる。そのような円滑な推進が，廃止措置全体の安全に結びつくものである。

3-5. 廃止措置の方策（Strategy）

廃止措置の段階で最も安全な状態とは，廃止措置が終了した状態である。廃止措置の期間途中で停滞して，工事途中の不安定な状態が長く続くようなことは安全上あってはならない。このようなことを発生させないために，廃止措置の開始に先立ち事業者の経営状況，投入可能な資源，社会環境及び法令の枠組みを考慮して，明確なリーダシップの下に方策を策定し，その方策に基づく計画立案を行うことが求められる。

4. 廃止措置の安全原則

4-1.IAEA の安全体系

IAEA では，原子力安全を確実なものとしていくため，原子力全般にわたる安全の原則を定めた‘基本安全原則（Fundamental Safety Principles:SF-1）’[1)]の下に，原子力事業に関連する 7 つの項目について‘一般安全要件（General Safety Requirements : GSR）’を定めている。さらに，この下に定められる個別の安全要件や安全指

針が定められており，原子力安全はこの体系の従って達成されていくものとされている。廃止措置に関する安全要件は，6 番目の GSR である GSR.Part.6 Decommissioning of Facilities[2)]に示されている。

4-2.GSR.Part.6 の安全要件

GSR. Part. 6 は，８つの章からなり，合計で 15 の安全要件が示されている。図 1 は GSR. Part. 6 の目次を示したものである。ここでは，「人の防護と環境の防護」を冒頭に据え，この達成のために 3 つの要件を示している。ここでは，防護と安全について最適化すること，GA を適用すること及び安全評価により廃止措置の活動の妥当性が検証されることを求めている。

2 番目には廃止措置に関連する者の役割が示されている。廃止措置を安全かつ合理的に計画し実施していく第一義の責任は，事業者にあるとし，それを推進していくための政府と規制機関の役割が示されている。事業者，政府及び規制機関は，廃止措置を行う「プレイヤ」としてそれぞれの役割を確実に果たしていくことが求められている。

プロジェクトとしての廃止措置を円滑かつ効果的に実施していくための統合的な管理の仕組みについて 3 番目に示されている。投入可能な資源を効果的に管理し，適切に投入していくことが廃止措置の安全を確実にすることにつながるということが示されている。

明確な方向性を示し，それに従って業務を遂行していくことで効率的かつ効果的な業務の遂行が可能となる。このために廃止措置の方策は必須のものである。明確な意思の下に推進し完遂することで安全が確実なものになることが 4 番目に示されている。

資金の確保は，廃止措置の完遂に必須の事項である。資金が不足することで，廃止措置が遅延する，または，中断することのないようにすることを求めている。

以降の 3 つの章で，廃止措置の計画，実施及び終了のそれぞれについて安全の要件が示されている。

1. INTRODUCTION . . . 1
Background (1.1–1.13) . . . 1
Objective (1.14) . . . 3
Scope (1.15–1.22) . . . 4
Structure (1.23) . . . 5
2. PROTECTION OF PEOPLE AND PROTECTION OF THE ENVIRONMENT . . . 6
Requirement 1: Optimization of protection and safety in decommissioning (2.1–2.3) . . . 6
Requirement 2: Graded approach in decommissioning (2.4–2.5) . . . 6
Requirement 3: Assessment of safety for decommissioning (2.6–2.7) . . . 7
3. RESPONSIBILITIES ASSOCIATED WITH DECOMMISSIONING (3.1) . . . 7
Requirement 4: Responsibilities of the government for decommissioning (3.2) . . . 7
Requirement 5: Responsibilities of the regulatory body for decommissioning (3.3) . . . 8
Requirement 6: Responsibilities of the licensee for decommissioning (3.4) . . . 9
4. MANAGEMENT OF DECOMMISSIONING . . . 11
Requirement 7: Integrated management system for decommissioning (4.1–4.7) . . . 11
5. DECOMMISSIONING STRATEGY . . . 12
Requirement 8: Selecting a decommissioning strategy (5.1–5.5) . . . 12
6. FINANCING OF DECOMMISSIONING . . . 13
Requirement 9: Financing of decommissioning (6.1–6.5) . . . 13
7. PLANNING FOR DECOMMISSIONING DURING THE LIFETIME OF THE FACILITY . . . 14
Requirement 10: Planning for decommissioning (7.1–7.8) . . . 14
Requirement 11: Final decommissioning plan (7.9–7.16) . . . 15
8. CONDUCT OF DECOMMISSIONING ACTIONS . . . 17
Requirement 12: Conduct of decommissioning actions (8.1–8.5) . . . 17
Requirement 13: Emergency response arrangements for decommissioning (8.6) . . . 18
Requirement 14: Radioactive waste management in decommissioning (8.7–8.10) . . . 18
9. COMPLETION OF DECOMMISSIONING ACTIONS AND TERMINATION OF THE AUTHORIZATION FOR DECOMMISSIONING . . . 19
Requirement 15: Completion of decommissioning actions and termination of the authorization for decommissioning (9.1–9.7) . . . 19
REFERENCES . . . 21
CONTRIBUTORS TO DRAFTING AND REVIEW . . . 23

図1 IAEA GSR.Part.6 の目次 [2)]

IAEA が定める安全体系の適用は，それが加盟国それぞれの原子力を取り巻く状況の最大公約数として定められたものであることを踏まえ，我が国固有の実情に合わせていくことが肝要である。これらの安全要件は，普遍性のあるものであるが，教条的な適用は必ずしも原子力安全の達成に利すものではないことを意識すべきであろう。IAEA の安全体系に示される普遍的な安全の原理及び個々の要件の根底にある考え方を正しく理解し，我が国の実情に合わせた廃止措置の安全の原則が求められる。

5. 廃止措置の安全の原則

廃止措置分科会では，IAEA の安全体系を参照し，国内の実情を反映した，国内における廃止措置の安全の原則の策定を進めている。

5-1.廃止措置の目的

分科会では，廃止措置を可能な限り円滑かつ速やかに完遂することを廃止措置の目的として求めることとする。これは，放射線被ばくについて不安定な状態から速やかに最も安全な状態である終了の状態を達成す

ることを目指すとするものである。

5-2.廃止措置の安全原則

分科会では,14 個の安全原則を定めている。これは GSR.Part.6 の要件及びその根底にある考え方を参照し,前述の目的達成に必要な事項を示している。14 個の安全原則は次の通りである。

(1) 廃止措置における放射線防護
(2) 廃止措置時の労働安全
(3) 廃止措置終了後の安全確保
(4) グレーデッドアプローチ
(5) リーダシップ
(6) 廃止措置の方策
(7) プロジェクト管理
(8) 廃止措置の計画
(9) 廃止措置の実施
(10) 廃止措置の終了
(11) 核燃料物質等の取扱
(12) 放射性廃棄物の管理
(13) 廃止措置に必要な資金の確保
(14) 廃止措置における役割

6. まとめ

本企画セッションでは，廃止措置の特徴及び安全の要件を示し，廃止措置の安全を確実にするために求められる重要な事項を明らかにしていく。また，IAEA の安全要件を紹介し，ここに示される普遍的な安全の原理と共に安全要件の根底にある考え方を説明する。これらを踏まえ，国内における廃止措置を安全に遂行し完遂するために策定を進めている安全原則を説明する。このセッションを通して廃止措置の特徴とそれを反映した安全の考え方や取るべき施策について活発な議論がなされていくことを期待する。

参考文献

1) IAEA,‘Safety Fundamental Principals’, Safety Fundamentals No.SF-1(2006)
2) IAEA, ‘Decommissioning of Facilities’ General Safety Requirements Part 6 No.GSR Part6(2014)

2019年春の年会

標準委員会セッション

原子力施設の廃止措置の安全の考え方と標準への展開
Safety Fundamentals on Decommissioning of Nuclear Facilities

（1）廃止措置の安全の考え方

(1) Necessity of optimized safety basis on decommissioning

*岡本　孝司[1]
[1]東京大学

（2）廃止措置の安全原則

(2) Developing the safety fundamentals on decommissioning in Japan

*田中　健一[1]
[1]IAE

1. はじめに

この企画セッションは，原子力施設の廃止措置という段階の特徴を踏まえた安全の考え方及び原子力学会　基盤応用・廃炉技術専門部会　廃止措置分科会が IAEA の安全原則を参照して策定を進めている廃止措置の安全原則について講演を行い，これらについて聴講者から広くご意見をいただくと共に廃止措置の安全について議論を深めていくことを目的とする。

2. 廃止措置の安全上での特徴

廃止措置の段階に移行した原子力施設は，運転中と異なり静的な状態となっている。さらに，施設が使用していた核燃料物質等（核燃料（新燃料，使用済燃料），核原料物質，核燃料物質など廃止措置にあたり譲渡しの対象となるもの）を廃止措置対象施設外に搬出した後は，放射能インベントリも大幅に減少する。このような点を踏まえると廃止措置対象施設（以下，「対象施設」という。）の原子力安全（放射線安全）に係る状況は運転中とは明らかに異なるものであり，対象施設の安全も運転段階のものとは異なる視点に基づいたものでなければならない。

廃止措置の安全を考える上では，次のような廃止措置の特徴が重要になる。

(1) 対象施設は，静的な状態にあること（異常時において基本的に事象の進展を考慮する必要のない状態）
(2) 対象施設に存在（残留）している放射性物質の量は運転中に比べはるかに減少していること
(3) 対象施設の設備，構造物及び機器（SSC s）の状況が廃止措置の進捗に従い変化していくこと
(4) 廃止措置の進捗に伴い対象施設に残留している放射性物質の量が順次減少していくこと
(5) 作業者の労働安全のリスクが放射線被ばくのリスクより大きくなること
(6) 放射線被ばくのリスクは，廃止措置で実施する工事により一時的に増大することはあるが，工事の終了又は中断により元の状態戻る又は元の状態より低い状態になること

3. 廃止措置の安全の要件

廃止措置の安全上の特徴を踏まえ合理的に計画し，実施していくための安全に係る主な要件は次の通りである。

---

*Koji Okamoto[1]　*Ken-ichi Tanaka[2]
[1]University of Tokyo.　[1]The Institute of Applied Energy[2]

3-1. 放射線防護

対象施設に廃止措置に固有の特徴が存在するとしても，原子力施設の安全としての第１の要件は，人に対する放射線防護と環境に対する放射線防護である。廃止措置は，計画被ばくの下に実施され，周辺公衆及び作業従事者の被ばくは ALARA の下に管理される。また，計画外の事象に伴う潜在被ばくにおいても線量限度を超えることのないこととし，同様に ALARA の下に管理される。放射線防護のための施策は，廃止措置の特徴を考慮し，後述のグレーデッドアプローチの適用により最適化される。

3-2.グレーデッドアプローチ

対象施設の安全の確保のために適正な資源投入を実現し，安全で合理的な廃止措置を実現可能とするためにグレーデッドアプローチ（GA）の適用は必須の事項である。GA の適切な適用では，対象施設の‘どこに’，‘どれだけ’，‘どのような’放射性物質が存在するかという施設の特性を正確に把握することが必要である。その上で，施設の特性に応じて達成すべき安全の目標に対して最適な施策を講じていくことが求められる。過度な安全要求並びにそれに対応する過度の安全対策及びそれに伴う過度の資源投入は，場合によっては本来重点を置くべきところを疎かにしてしまうという恐れがあり，安全対策の不合理さの原因となる。これにより廃止措置全体の安全をかえって損なう可能性がある。廃止措置の特徴を踏まえ，対象施設の特性に則した GA に基づく適正な資源投入が廃止措置の安全に必須の事項である。

3-3.リーダシップ

廃止措置は，安全に確保に関する明確な意思及び効率的及び効果的な遂行に対する意思の表明の下に計画され，実施される。廃止措置の遂行に係る確固たる目標を掲げ，目的意識を示すリーダシップは，廃止措置の推進及び完遂に不可欠なものである。廃止措置は数十年という長期にわたる事業である。目標や目的意識は，廃止措置の実施主体（事業者）又は社会環境の変化により見直しが必要な場合もあり得る。しかし，期間を通して，意志を明確に表明し続け，リーダシップを維持し，その意思が廃止措置に関係する者に正しく理解され，浸透していることが求められる。

3-4.プロジェクトマネージメントと

廃止措置は，プロジェクトの 2 つの構成要素である独自性及び有期性を有している。独自性とは，その業務を構成する個々の作業がいずれも「(その業務で) はじめて行うこと」であり，計画時に想定していない未知の事象発生の可能性があることをいう。廃止措置の場合，対象施設内に複数の SSCs が設置されている場合があるが，設置場所や使用履歴などに違いがあることから，まったく同じも事を繰り返しおこなうということはない。また，SSCs を解体し，撤去していくことで対象施設内の状況も廃止措置の進捗に伴い変化している。有期性とは，期間が設定されていること，「始まりと終わりのあること」である。廃止措置は，対象施設の運転を停止し，廃止措置計画の認可を受けて開始され，終了の確認をもって終了となる。その期間は，複数の工事工程に分割され段階的に進んでいくものである。

プロジェクトには，確立されたマネージメントの方法があり，プロジェクトマネージメントと呼ばれている。プロジェクトである廃止措置は，このマネージメントの手法を適用することで効率的かつ効果的に推進可能となる。そのような円滑な推進が，廃止措置全体の安全に結びつくものである。

3-5. 廃止措置の方策（Strategy）

廃止措置の段階で最も安全な状態とは，廃止措置が終了した状態である。廃止措置の期間途中で停滞して，工事途中の不安定な状態が長く続くようなことは安全上あってはならない。このようなことを発生させないために，廃止措置の開始に先立ち事業者の経営状況，投入可能な資源，社会環境及び法令の枠組みを考慮して，明確なリーダシップの下に方策を策定し，その方策に基づく計画立案を行うことが求められる。

4. 廃止措置の安全原則

4-1.IAEA の安全体系

IAEA では，原子力安全を確実なものとしていくため，原子力全般にわたる安全の原則を定めた‘基本安全原則（Fundamental Safety Principles:SF-1）’[1)]の下に，原子力事業に関連する 7 つの項目について‘一般安全要件（General Safety Requirements : GSR）’を定めている。さらに，この下に定められる個別の安全要件や安全指

針が定められており，原子力安全はこの体系の従って達成されていくものとされている。廃止措置に関する安全要件は，6 番目の GSR である GSR.Part.6 Decommissioning of Facilities[2)]に示されている。

4-2.GSR.Part.6 の安全要件

GSR. Part. 6 は，８つの章からなり，合計で 15 の安全要件が示されている。図 1 は GSR. Part. 6 の目次を示したものである。ここでは，「人の防護と環境の防護」を冒頭に据え，この達成のために 3 つの要件を示している。ここでは，防護と安全について最適化すること，GA を適用すること及び安全評価により廃止措置の活動の妥当性が検証されることを求めている。

2 番目には廃止措置に関連する者の役割が示されている。廃止措置を安全かつ合理的に計画し実施していく第一義の責任は，事業者にあるとし，それを推進していくための政府と規制機関の役割が示されている。事業者，政府及び規制機関は，廃止措置を行う「プレイヤ」としてそれぞれの役割を確実に果たしていくことが求められている。

プロジェクトとしての廃止措置を円滑かつ効果的に実施していくための統合的な管理の仕組みについて 3 番目に示されている。投入可能な資源を効果的に管理し，適切に投入していくことが廃止措置の安全を確実にすることにつながるということが示されている。

明確な方向性を示し，それに従って業務を遂行していくことで効率的かつ効果的な業務の遂行が可能となる。このために廃止措置の方策は必須のものである。明確な意思の下に推進し完遂することで安全が確実なものになることが 4 番目に示されている。

資金の確保は，廃止措置の完遂に必須の事項である。資金が不足することで，廃止措置が遅延する，または，中断することのないようにすることを求めている。

以降の 3 つの章で，廃止措置の計画，実施及び終了のそれぞれについて安全の要件が示されている。

1. INTRODUCTION . . . 1
Background (1.1–1.13) . . . 1
Objective (1.14) . . . 3
Scope (1.15–1.22) . . . 4
Structure (1.23) . . . 5
2. PROTECTION OF PEOPLE AND PROTECTION OF THE ENVIRONMENT . . . 6
Requirement 1: Optimization of protection and safety in decommissioning (2.1–2.3) . . . 6
Requirement 2: Graded approach in decommissioning (2.4–2.5) . . . 6
Requirement 3: Assessment of safety for decommissioning (2.6–2.7) . . . 7
3. RESPONSIBILITIES ASSOCIATED WITH DECOMMISSIONING (3.1) . . . 7
Requirement 4: Responsibilities of the government for decommissioning (3.2) . . . 7
Requirement 5: Responsibilities of the regulatory body for decommissioning (3.3) . . . 8
Requirement 6: Responsibilities of the licensee for decommissioning (3.4) . . . 9
4. MANAGEMENT OF DECOMMISSIONING . . . 11
Requirement 7: Integrated management system for decommissioning (4.1–4.7) . . . 11
5. DECOMMISSIONING STRATEGY . . . 12
Requirement 8: Selecting a decommissioning strategy (5.1–5.5) . . . 12
6. FINANCING OF DECOMMISSIONING . . . 13
Requirement 9: Financing of decommissioning (6.1–6.5) . . . 13
7. PLANNING FOR DECOMMISSIONING DURING THE LIFETIME OF THE FACILITY . . . 14
Requirement 10: Planning for decommissioning (7.1–7.8) . . . 14
Requirement 11: Final decommissioning plan (7.9–7.16) . . . 15
8. CONDUCT OF DECOMMISSIONING ACTIONS . . . 17
Requirement 12: Conduct of decommissioning actions (8.1–8.5) . . . 17
Requirement 13: Emergency response arrangements for decommissioning (8.6) . . . 18
Requirement 14: Radioactive waste management in decommissioning (8.7–8.10) . . . 18
9. COMPLETION OF DECOMMISSIONING ACTIONS AND TERMINATION OF THE AUTHORIZATION FOR DECOMMISSIONING . . . 19
Requirement 15: Completion of decommissioning actions and termination of the authorization for decommissioning (9.1–9.7) . . . 19
REFERENCES . . . 21
CONTRIBUTORS TO DRAFTING AND REVIEW . . . 23

図1 IAEA GSR.Part.6 の目次 [2)]

以降の 3 つの章で，廃止措置の計画，実施及び終了のそれぞれについて安全の要件が示されている。

IAEA が定める安全体系の適用は，それが加盟国それぞれの原子力を取り巻く状況の最大公約数として定められたものであることを踏まえ，我が国固有の実情に合わせていくことが肝要である。これらの安全要件は，普遍性のあるものであるが，教条的な適用は必ずしも原子力安全の達成に利すものではないことを意識すべきであろう。IAEA の安全体系に示される普遍的な安全の原理及び個々の要件の根底にある考え方を正しく理解し，我が国の実情に合わせた廃止措置の安全の原則が求められる。

5. 廃止措置の安全の原則

廃止措置分科会では，IAEA の安全体系を参照し，国内の実情を反映した，国内における廃止措置の安全の原則の策定を進めている。

5-1.廃止措置の目的

分科会では，廃止措置を可能な限り円滑かつ速やかに完遂することを廃止措置の目的として求めることとする。これは，放射線被ばくについて不安定な状態から速やかに最も安全な状態である終了の状態を達成す

ることを目指すとするものである。

5-2.廃止措置の安全原則

分科会では,14 個の安全原則を定めている。これは GSR.Part.6 の要件及びその根底にある考え方を参照し,前述の目的達成に必要な事項を示している。14 個の安全原則は次の通りである。

(1) 廃止措置における放射線防護
(2) 廃止措置時の労働安全
(3) 廃止措置終了後の安全確保
(4) グレーデッドアプローチ
(5) リーダシップ
(6) 廃止措置の方策
(7) プロジェクト管理
(8) 廃止措置の計画
(9) 廃止措置の実施
(10) 廃止措置の終了
(11) 核燃料物質等の取扱
(12) 放射性廃棄物の管理
(13) 廃止措置に必要な資金の確保
(14) 廃止措置における役割

6. まとめ

本企画セッションでは，廃止措置の特徴及び安全の要件を示し，廃止措置の安全を確実にするために求められる重要な事項を明らかにしていく。また，IAEA の安全要件を紹介し，ここに示される普遍的な安全の原理と共に安全要件の根底にある考え方を説明する。これらを踏まえ，国内における廃止措置を安全に遂行し完遂するために策定を進めている安全原則を説明する。このセッションを通して廃止措置の特徴とそれを反映した安全の考え方や取るべき施策について活発な議論がなされていくことを期待する。

参考文献

1) IAEA,‘Safety Fundamental Principals’, Safety Fundamentals No.SF-1(2006)
2) IAEA, ‘Decommissioning of Facilities’ General Safety Requirements Part 6 No.GSR Part6(2014)

(Wed. Mar 20, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room I)

[1I_PL03] Panel Discussion

*Kouji Okamoto[1], *Ken-ichi Tanaka[2] （1. Univ. of Tokyo, 2. IAE）

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network | Advanced reactor division

[1J_PL] Current status of international cooperation in advanced reactor development and future R&D issues (Innovation creation)

Chair:Akira Yamaguchi(Univ. of Tokyo)

Wed. Mar 20, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room J (Common Education Bildg. 2 3F No.32)

[1J_PL01] Current status of international cooperation in fast reactor development

*Hiroyuki Ohshima[1] (1. JAEA)

[1J_PL02] Future R&D issues in fast reactor development

*Koji Morita[1] (1. Kyushu Univ.)

[1J_PL03] Current status of international cooperation in high-temperature gas reactor development

*Kazuhito Asano[1] (1. Toshiba ESS)

[1J_PL04] Future R&D issues in high-temperature gas reactor development

*Hirofumi Ohashi[1] (1. JAEA)

[1J_PL05] Discussion

©Atomic Energy Society of Japan

2019年春の年会

新型炉部会セッション

新型炉の国際協力の現状と今後の研究開発課題（イノベーションの創出）

Current status of international cooperation in advanced reactor development and future R&D issues (Innovation creation)

（1）高速炉の国際協力の現状

(1) Current status of international cooperation in fast reactor development

*大島　宏之[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

高速炉サイクルは、プルトニウム等の長寿命 TRU 核種を燃料として活用出来るため、ウランの利用効率を飛躍的に向上させ、廃棄物（使用済燃料）の減容化・潜在的有害度低減に繋がることから、世界的に開発が進められている。高速炉の中には、ナトリウム冷却高速炉（SFR）、鉛冷却高速炉（LFR）等、冷却材別に幾つかの種類があるが、以下では、原子力機構が国際協力を進めている SFR を取り上げて紹介する。

世界各国での SFR の開発状況を図 1 に示す。ロシアは、閉じた燃料サイクルを伴う軽水炉と高速炉を並行して運転し、原子力発電設備容量を段階的に拡大する「2 炉型（2 Component System）戦略」を進めている。2015 年末に実証炉 BN-800 の送電を開始しており、現在 2030 年までの建設を目途に商用炉 BN-1200 の設計が鋭意進められている。中国も、ロシアからの導入技術と独自開発技術を織り交ぜて、2010 年には実験炉 CEFR の送電を開始し、次の実証炉 CFR600 の建設を 2017 年 12 月に開始した。インドでは、SFR は天然ウラン燃料重水炉とウラン 233（トリウム起源）燃料新型重水炉の中間炉として位置づけられており、フランスからの導入技術を用いた実験炉 FBTR に続く原型炉 PFBR の今年中の運転開始に向けて努力している。フランスは、原型炉フェニックス、実証炉スーパー・フェニックスの建設・運転経験を有している。現在は稼働中の SFR は無く、次期炉 ASTRID 設計作業の今後の動向が注目されている。米国は、現在複数の企業が SFR を

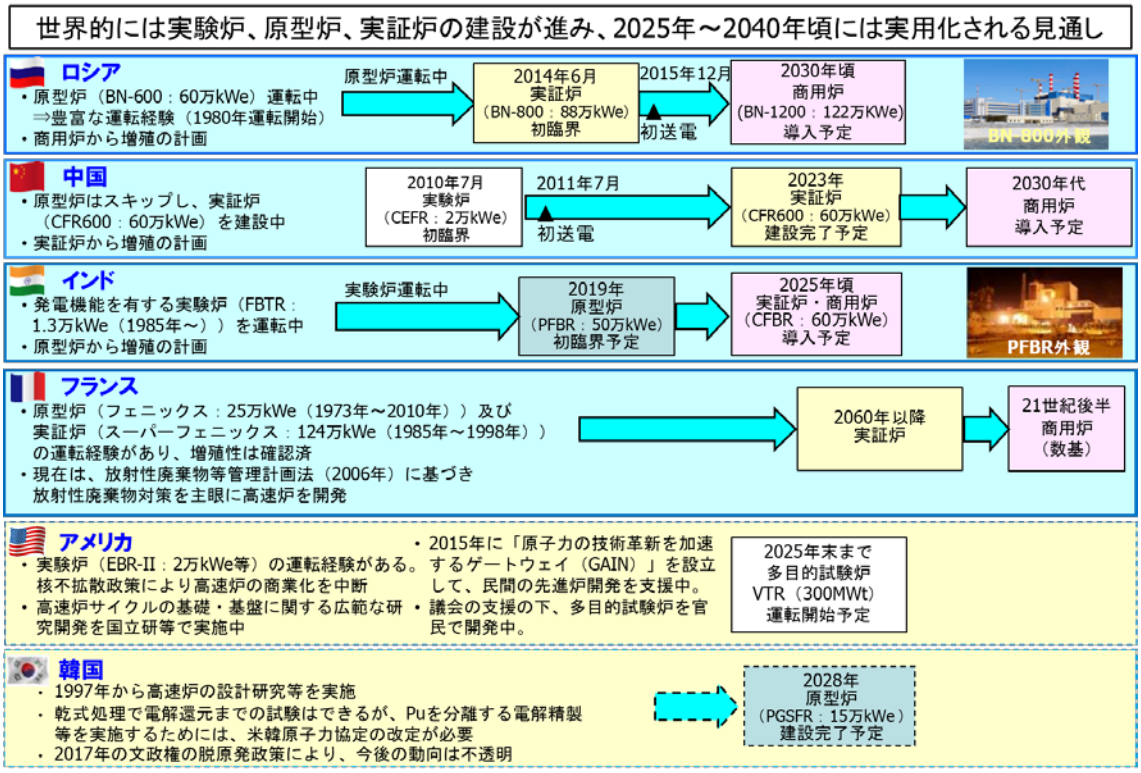


図 1　世界におけるナトリウム冷却高速炉（SFR）の開発状況

含む先進炉の設計作業を進めており、これらの支援のため GAIN（国立研の資源活用）や SFR 多目的試験炉 VTR(Versatile Test Reactor)の開発が官民で進んでいる。韓国は、原型炉計画を有していたが、政権交代による影響があり、今後の動向が注目されている。

各国が SFR 研究開発を進める中、我が国もエネルギーセキュリティの確保等を目的として、国際協力を活用しつつ実証炉の設計研究段階まで進めてきた。昨年 12 月には原子力関係閣僚会議において高速炉開発に関する戦略ロードマップ（RM）が決定され、「これまで培った技術・人材を最大限活用し、多様な高速炉技術の競争を促進」、「民間の創意工夫を取り入れ、各ステークホルダーが適切な役割を果たし国内外の動向を想定して技術開発を推進」などの基本的な考え方、今後 10 年程度の開発ステップ（技術間競争促進→絞り込み・重点化→今後の開発課題・工程検討）、国際協力の活用（二国間や多国間でのネットワーク活用）などが示された。

このような国内外情勢の中で、我が国が進めている SFR 研究開発に関する主な国際協力関係を図 2 に示す。本稿では、これらの国際協力の現状を紹介する。

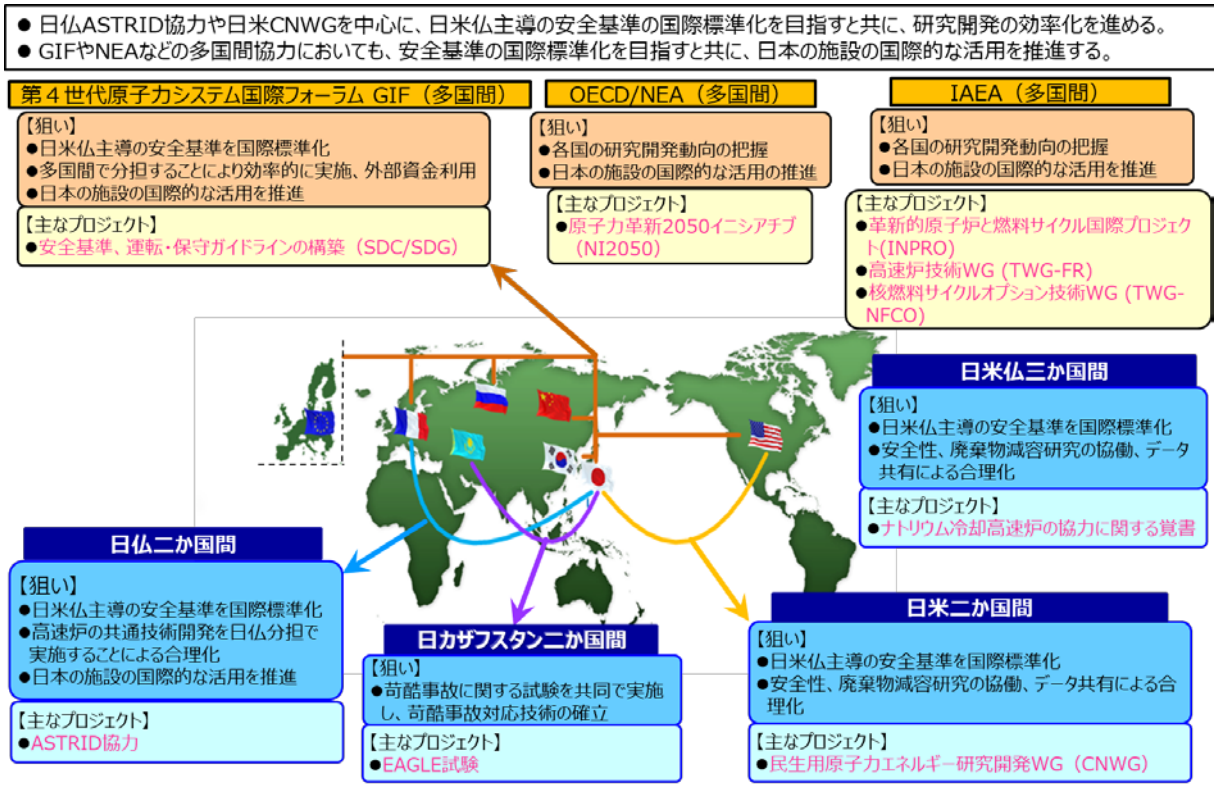


図 2　高速炉サイクル技術開発に関する日本の主な国際協力関係

2. 多国間協力

2-1. 第４世代原子力システム国際フォーラム(GIF)における高速炉協力

2006 年に、日本、フランス、米国、EU、韓国の間で、第 4 世代原子力システム国際フォーラム（GIF：Generation IV International Forum）を通じた SFR システム取決め（Phase I）が署名された。その後、中国、ロシアの参加を経て、2016 年 2 月には 10 年間延長するための取り決めが 6 か国 1 国際機関の間で署名され（中国、EU は、他 5 ヶ国より遅れて署名）、Phase II として活動が継続されている。

現在、①先進燃料、②機器・BOP、③安全・運転性、④システム統合・評価の各プロジェクトについて、参加国による署名が行われ共同研究が実施されている。また、第 4 世代炉の“安全設計クライテリア(SDC)”と“安全設計ガイドライン(SDG)”の検討を日本主導のタスクフォースとして実施している [1]。各プロジェクトの最近の動向は以下のとおりである。

① 先進燃料プロジェクト：日本、フランス、米国、韓国、EU、中国、ロシアが参加し、ドライバー燃料、MA 含有核変換燃料、及び高燃焼度燃料の 3 分野において、評価、最適化、及び実証を目指した協力を

実施している。対象となる燃料形態は、酸化物、金属、窒化物、及び炭化物であり、燃料物性、燃料製造、照射試験・照射後試験、被覆管材料、その他の各分野について情報交換が行われている。2007 年 3 月に開始された本プロジェクトは、2018 年 4 月に Phase2 に係る研究協力を開始したところである。

② 機器・BOP プロジェクト：日本、フランス、米国、韓国が参加し、ISI&R、先進エネルギー変換技術、ナトリウム漏えい及び漏えい後の事象評価、蒸気発生器、ナトリウム運転技術及び新規ナトリウム試験設備の各分野について情報交換を実施している。中国及びロシアが新規参加を希望しており、両国のプロジェクトプランの審議が進行中である。

③ 安全・運転性プロジェクト：日本、フランス、米国、韓国、EU、中国、ロシアが参加し、炉心安全、崩壊熱除去系・自然循環、シビアアクシデント、外部事象、炉停止系、格納設備・ソースターム、コード検証、PRA、ナトリウム・水・コンクリート反応、安全設計、安全解析の各分野について情報交換が行われている。米国・FFTF 炉で実施された 2 次系除熱喪失時の固有安全性確認試験結果を用いたベンチマークが提案され、ベンチマーク参加国を募集中である。。

④ システム統合・評価プロジェクト：日本、フランス、米国、韓国、EU、中国、ロシアが参加し、参加国が提案するプラント概念の評価を実施している。また、提案概念に基づき、R&D ニーズの検討を実施している。

2-2. 経済協力開発機構原子力機関（OECD/NEA）を通じた国際協力

OECD/NEA では、Nuclear Innovation 2050 (NI2050) – A Roadmap to a Carbon-free Energy Future[2]を 2015 年 7 月に立ち上げ、米国、フランス、ロシア、日本を始めとする 18 か国、EU、IAEA 等が参加してキックオフ会合(Workshop)が開催された。今後の世界的なエネルギー需要の高まりと地球温暖化への対応のため原子力の果たすべき役割がますます大きくなる中で、放射性廃棄物の管理や環境適合性、経済性向上など次世代原子力技術の開発を促進することがその目的である。2030 年頃までと 2050 年を見通した長期課題に分けて核分裂原子炉と燃料サイクルの技術課題について、研究開発とこれを支えるインフラの整備を始めとする国際的な研究協力プログラムの立ち上げに向けて議論がなされた。2015 年から 2018 年秋にかけてアドバイザーパネル会合、専門家会合を重ね、9 つの R&D プログラムがまとめられた。SFR 関連では、Advanced Components for Generation IV: DHRS to foster safety and economics という件名でシビアアクシデントを含む事故時の崩壊熱除去の安全性向上について、様々な体系での試験、解析評価を含む計画が原子力機構から提案されている。2018 年末までで活動に一区切りがつけられ、成果をまとめたレポートの作成が進んでいる。今後は、提案された各プログラムの具体化が、OECD/NEA を始めとする様々なチャンネルで展開されることになる。

この他、SFR に関連した活動として、各国における新型炉の開発動向のサーベイ、これに基づく炉心材料及び構造材料開発やその規格基準化における炉型共通技術課題の摘出、その解決の方向性に関する議論及びレポート作成等の活動が専門家会合において継続されている。

2-3. 国際原子力機関（IAEA）を通じた国際協力

IAEA においては、協力研究計画等を審議する高速炉技術ワーキンググループ（TWG-FR）を通じて、各国の高速炉技術に関する研究開発動向等の情報交換、国際協力研究の調整等を行っている。毎年開催されている TWG-FR 会合は、直近では 2018 年 5 月に中国で開催された。また、TWG-FR の元で、米国 EBR-II や中国 CEFR での試験データを用いたベンチマーク解析、ナトリウムに関するデータベース構築(NAPRO)など共同研究プロジェクトが進められるとともに、各種情報交換（知識データベース、ナトリウム試験施設のブックレット作成等）が行われている。

この他、革新的原子炉及び燃料サイクルに関する国際プロジェクト（INPRO）を通じて、評価手法の開発や改良、サイクル諸量評価を実施、さらに、核燃料サイクルオプション技術ワーキンググループ（TWG-NFCO）を通じて、毎年燃料サイクル諸活動への提言及び各国の核燃料サイクルに係る情報交換を行っている。

3. 二か国間協力

3-1. 米国との協力

日米二か国間協力は、日米政府間の「民生用原子力協力に関する二国間委員会」の下に発足した日米民生

用原子力研究開発協力作業部会(CNWG)の一環として実施されている。CNWG は、1) 新型炉、2) 核燃料サイクル・廃棄物管理、3) 軽水炉の分野における研究開発の協力から構成され、SFR に関わる協力は 1) の枠組みで実施されている。

具体的には、SFR 構造材料、モデリング＆シミュレーション、金属燃料炉心・安全評価に関わる協力が進行中である。2018 年 5 月 24 日に行われた第 6 回 CNWG 本会議では、日米双方の原子力政策や研究開発動向について紹介があった後、日米間の共同研究を通じて、研究施設の相互利用を促進する方策について議論がなされたほか、各分野における協力の進捗状況の報告が行われ、日米二国間協力関係をより一層強化することが合意された。

3-2. フランスとの協力

平成 26 年 5 月、日仏両政府はフランスの第 4 世代 SFR の実証炉である ASTRID に関して、研究開発を実施する主体や協力期間、意思決定の枠組み等を規定する「第 4 世代原子炉 ASTRID 計画及び高速炉協力に係る日本当局とフランス共和国原子力・代替エネルギー庁の間の取決め」に署名した。さらに、平成 26 年 8 月には、日仏両国の実施機関間で「日本原子力研究開発機構、三菱重工業株式会社、三菱 FBR システムズ株式会社とフランス共和国原子力・代替エネルギー庁、AREVA NP との ASTRID 計画及び SFR の協力に関する実施取決め」を締結した。これら取決めに基づき高速炉分野での系統・機器の設計や、関連する解析・試験等に係る協力を着実に進めてきた [3]。

本協力では、日仏共通の設計技術として、特に重要性の高い安全性向上技術やタンク型炉の原子炉構造関連技術に着目した 10 項目の設計分野（崩壊熱除去系、受動的炉停止機構、免震技術、過酷事故緩和設備（コアキャッチャ）等）について協力を進めている。例えば、崩壊熱除去系に関しては、仏のタンク型炉における知見と日本の信頼性の高い技術を組み合わせることにより、タンク型炉に適合した信頼性の高い強制循環方式の崩壊熱除去系の設計概念を補助系や配置を含めて構築した [4]。R&D 分野においては、炉心燃料、炉技術、シビアアクシデントに着目した計 26 項目の分野について、データや技術オプションを拡充しつつ日仏の役割分担を通じたコスト低減・開発リスク低減を図り、合理的な研究開発を進めている。本協力を通じ、フランスの経験から得られたタンク型炉特有の知見を獲得し、国内タンク型炉に係る系統設計や機器設計に資する知見を蓄積している。また、共通 R&D 項目の継続及び拡大に向けた日仏実証炉の仕様共通化について、ワーキンググループを設置して日仏間で協議を進めており、現実施取決め期間（~2020 年）以降の協力については、現ワーキンググループでの評価結果を踏まえて今後協議することとしている。

3-3. カザフスタンとの協力

高速炉分野におけるカザフスタン共和国との協力は、1998 年より本格的に開始された。この協力は EAGLE（Experimental Acquisition of Generalized Logic to Eliminate recriticalities）計画と称され、SFR での炉心損傷事故（CDA: Core Disruptive Accidents）時に生じる再臨界の問題を対象に、同国の国立原子力センター（カザフ NNC）が所有する試験用原子炉施設 IGR（Impulse Graphite Reactor）等を用いた試験研究を展開してきた。IGR では燃料集合体規模の燃料を溶かす試験を実現させ、これまで核加熱により燃料ピン束を溶融させて溶融燃料の移行挙動に関わる様々なデータ・知見を蓄積するとともに、溶融燃料を炉心領域から流出させる設計方策が再臨界問題の排除に有効であることを確認してきた。現在は第 3 期 EAGLE 計画が進められており、再臨界が防止された後の長期的な燃料の再配置と冷却を主要課題とした試験研究を展開している。本計画の実施により炉心損傷事故の影響が原子炉容器内に格納できることが示され、高速炉の安全性向上に大きく貢献することが期待される。

3-4. その他の国際協力

・日独仏 SIMMER 開発協力

SIMMER は SFR における CDA の高精度シミュレーションを目的とした核熱流動の総合安全解析コードである。原子力機構は本コードの開発を主体的に進めるとともに、1995 年から 20 年以上にわたって欧州研究機関と共同で改良および実験的検証を進めてきた。この協力により、欧州各機関で蓄積された安全試験データを用いたコード開発、体系的かつ計画的に実施した検証研究の分担実施、および各機関における SFR 安全解析への適用研究、を通じて SIMMER を SFR の安全評価における国際的な標準的手法として整備するとい

う成果を得てきた。今後も各国における高速炉開発状況に対応しつつ、国際的な安全研究分野の技術・人材を最大限に活用し、高速炉実用化のための安全評価技術基盤の確立に貢献することを目的として、国際協力体制を維持・強化する。

4. おわりに

本稿では、我が国の SFR 研究開発における国際協力の現状を紹介した。研究開発における国際協力は、評価手法や規格基準類の整備・国際標準化、インフラの共同利用や試験データの相互補完による研究開発自体の合理化・効率化、そして人材育成の観点から有効である。他電源との競争の激化など原子力を取り巻く社会環境は大きく変化していることから、世界的にもリソースの共有を促進する動きが活発化している。今後は、原子力関係閣僚で決定された RM に基づき我が国の研究開発を進め、実用化のための技術基盤の確立とイノベーションの促進に取り組んでいくことになるが、その際には各国の政策状況の変化に柔軟に対応しながら、米国やフランスを中心とした二か国間協力や GIF 等の多国間協力をさらに戦略的に活用することで、効果的かつ効率的に高速炉サイクルの実用化に向けた研究開発を展開していくことが肝要である。

参考文献

[1] https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_93020/safety-design-criteria

[2] https://www.oecd-nea.org/ndd/ni2050/

[3] Frédéric VARAINE, et al., “The Collaboration of Japan and France on the Design of ASTRID Sodium Fast Reactor”, Proceedings of ICAPP 2017 (2017)

[4] Edouard HOURCADE, et al., “ASTRID Nuclear Island design: update in French-Japanese joint team development of Decay Heat Removal systems”, Proceedings of ICAPP 2018 (2018)

---

*Hiroyuki Ohshima[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

2019年春の年会

新型炉部会セッション

新型炉の国際協力の現状と今後の研究開発課題（イノベーションの創出）

Current status of international cooperation in advanced reactor development and future R&D issues (Innovation creation)

（2）高速炉の今後の研究開発課題

(2) Future R&D issues in fast reactor development

*守田 幸路[1]

[1]九州大学

1. はじめに

ウラン資源の利用を大幅に拡大できる高速炉サイクルは、長期に亘りエネルギーを安定供給し、「資源の有効利用」（ウラン資源の利用率の拡大）、「環境負荷低減」（放射性廃棄物の減容と潜在的有害度の低減）を達成できる可能性がある。2018 年 12 月に原子力関係閣僚会議にて決定された高速炉開発に関する「戦略ロードマップ」では、ウラン需給の現状等の政策環境・社会情勢を勘案すれば、高速炉の本格的利用が期待されるタイミングは 21 世紀後半のいずれかとなる可能性があるとされ、将来の不確実性に関するリスク、技術や経験の段階的な蓄積・発展の必要性を勘案しつつ、21 世紀半ば頃の適切なタイミングにおいて高速炉が運転開始されることが期待されるとされた。また、原子力を取り巻く社会環境が大きく変化していることを踏まえると、高い安全性を確保した上で、更なるコスト低減を志向した開発を行い、その際に、将来への不確実性にしなやかに対応できるアプローチが重要とされた。

また、日本原子力研究開発機構や大学の活動を中心とした原子力分野の研究開発・人材育成と、これらを支える研究開発基盤の維持・発展を図っていくことが必要とされた。また、原子力機構がこれまでに蓄積してきた高速炉開発を中心とする知見について、広く民間との共有を図るという視点の下、民間が取り組む多様な技術開発に対応できるニーズ対応型の研究基盤を維持していくことが必要とされた。さらに、原子力機構は、国内外の最先端の技術を取り入れつつ設計手法や安全基準等の我が国の技術を国際標準化する取組を実施することも必要とされた。

高速炉の開発は中長期に及ぶが、今後十年程度の研究開発の進め方として、①競争を促し、様々なアイディアを試す、②絞込み、支援を重点化、③今後の開発課題及び工程について検討するという３ステップで行うとされている。開発に当たっては、国際協力を活用しつつ、実用化のための技術基盤の確立とイノベーションの促進に取り組んでいくとされた。

上述の「戦略ロードマップ」を踏まえて、高速炉開発のアプローチと今後の研究開発課題について述べる。

2. 高速炉開発のアプローチ

2-1. 多様な炉概念と燃料形態

高速炉にはナトリウム冷却高速炉の他に、重金属冷却高速炉、ガス冷却高速炉、溶融塩冷却高速炉、超臨界圧冷却高速炉などの様々な炉型と、使用する燃料も酸化物燃料、金属燃料など、様々な仕様・組合せが考えられ、それぞれに技術課題が存在する。その中でもナトリウム冷却高速炉と酸化物燃料の組合せが燃料サイクル分野を含めて国際的にも実績がある。我が国では、1999 年から「FBR サイクル実用化戦略調査研究（FS）」が行われ、多様な炉概念と燃料形態に対する高速炉サイクルが検討された。2006 年には、開発目標への適合性と技術実現性の２つの視点から比較検討され、ナトリウム冷却酸化物燃料高速炉が主概念、ナトリウム冷却金属燃料高速炉が副概念として選定された。昨今では、米国、カナダ等を中心に、民間の創意工夫の中で多様な炉型が検討されている。

高速炉は実用化されるまでの開発期間が長期に亘ることから、現時点で未成熟な概念の開発が進展する可能性がある。この不確実さに備えるためには、国内外の多様な研究開発動向を注視し、様々な炉概念及び革

新技術に関するイノベーション研究の状況を把握するとともに、それらの中から将来の高速炉サイクルに寄与する可能性の認められる技術を取り込んでいく柔軟性を持つことが重要である。特に、大学や研究機関においては、実用化開発における主概念や技術の制約に囚われず、より幅の広い多様な炉型や革新技術について研究し、原子力研究の裾野を拡大していくことが望まれる。その際、学会のみならず産業界との意見交流の場を設け、研究活動の活性化を図るとともに、高速炉サイクルの研究開発を担う人材育成も図っていくことが重要である。日本原子力研究開発機構は、ナトリウム冷却炉を中心とした試験施設及び設計評価手法を有しているが、他の炉型への応用も可能なものも存在しており、将来の社会環境の変化を踏まえたより柔軟なアプローチにも対応していく必要がある。

2-2. 技術の絞込みに必要な観点

21 世紀半ば頃の適切なタイミングにおいて高速炉が運転開始されるためには、研究開発費の制約、技術成熟度、建設資金の調達等の観点から現実的なスケールの高速炉を想定する必要がある。そのとき、要求される高速炉は、第 4 世代炉の開発目標を満たす必要がある。すなわち、持続可能性、経済性、安全性及び信頼性、核不拡散抵抗性と核物質防護と整合性を考慮する必要がある。また、昨今の状況変化から、軽水炉との共生やエネルギー供給システムとの整合性の観点から機動性が求められている。このような観点で、今後の高速炉開発の技術の絞込みを行い、研究開発課題も整理していく必要がある。

3. 今後の研究開発課題

今後 5 年間は多様な炉概念を検討して技術間で競争していくことになる。しかしながら、多様な炉概念は設計検討中であり、研究開発課題が整理されていない状況である。5 年後に絞り込む際には研究開発課題も合わせて整理しておくべきである。

現状、技術成熟度の高いナトリウム冷却高速炉は高速増殖炉サイクル実用化研究開発（FaCT）において研究開発課題を整理している（JAEA-Evaluation 2011-003 参照）。そこで検討された高速炉概念は多数の革新技術を取り入れており、当時、既にイノベーションを創出していたとも言える。

ここでは、2011 年に整理されたものをベースとして、昨今の研究開発状況等を考慮して、研究開発課題の一部を整理する。特に、日本が単独開発してきたループ型炉ではなく、世界の趨勢となっているタンク型炉における課題についても考慮した。

3-1. 安全関連技術

制御棒長寿命化、受動的炉停止系、自然循環崩壊熱除去系、格納容器、再臨界回避技術、コアキャッチャー、免震システムが挙げられる。

我が国では、受動的炉停止系として自己作動型炉停止系を数十年に亘り開発してきており、実験炉「常陽」で機能確認まで完了している。これまで温度感知合金までの温度応答遅れを熱流動解析コードで評価しており、その妥当性を確認するための試験が必要である。

再臨界回避技術については、カザフスタンとの共同研究 EAGLE プロジェクトにおいて燃料流出挙動データを蓄積しており、シビアアクシデント解析コードの検証も進められているところである。今後、炭化ホウ素とステンレス鋼との共晶反応や燃料ピンの破損挙動等に関する試験データ及びモデル開発が引き続き必要である。

コアキャッチャーに至るまでの燃料再配置挙動に関するデータは限られており、設計検討と合わせてタンク型炉特有の下部プレナムにおける燃料－冷却材相互作用等の熱流動現象を含む再配置挙動データとモデル化、デブリベッド臨界性及び冷却性の評価に必要な試験及び解析コードの検証を行う必要がある。また、酸化物燃料とは異なる金属燃料についてもデータは限られており、今後精力的に取り組んでいく研究分野である。東京電力福島第一発電所事故を受けて、炉心溶融事故対策は極めて重要であり、着実に研究開発を進め、我が国で開発したイノベーション技術の国際展開を図るべきである。

原子炉容器径が大きくなるタンク型炉はより強固な免震システムを必要とする。水平免震技術が主流であ

るが、大型タンク型炉では上下動を抑制するため 3 次元免震システムを開発する必要があり、免震技術のイノベーションといえる。

安全評価上重要な課題としては、実用発電炉で規制要求されているリスク評価であり、高速炉の特徴に合わせて手法開発をする必要がある。また、放射性物質移行挙動についても試験技術の継承が懸念される分野であり、試験及び解析技術を維持し、設計及びリスク評価に活かしていく取組が必要である。

3-2. ナトリウム対策、運転保守技術

ナトリウム漏洩対策として漏洩検知の高度化、蒸気発生器におけるナトリウムー水反応対策として微小リーク検知性能向上、機構論的ナトリウムー水反応評価、ナトリウム中目視検査装置、運転・保全・補修技術などが挙げられる。

我が国では、1995 年にナトリウム漏洩事故を経験しており、その社会的影響は大きい。ナトリウムのリスクを低減することは社会への安心感を与えることができる。ナトリウムの化学反応を抑制できるイノベーションとして、ナノテクノロジーを駆使したナノ粒子分散型ナトリウムが期待できる。実際のプラントで使用するためには比較的大規模な試験が必要であるが、実用化に近い革新技術である。

諸外国では、蒸気発生器に代えて、超臨界炭酸ガスによる動力変換システムを検討しているところもある。技術成熟度は高くないが、長期にわたる開発の中では期待できる技術である。

運転保守技術には、「常陽」「もんじゅ」の知見が活用される。廃止措置の決まった「もんじゅ」は十分に知識データベース整備に活用して役目を果たすようにしていく必要がある。また、現実のプラントでの運転保守経験は将来のプラント開発に役立つことから貴重である。

3-3. 炉心燃料

内部ダクト付き燃料集合体製造加工技術、安全性向上・高燃焼度燃料設計手法開発に大きな課題は顕在化しておらず、今後、一部未実施の試験によるデータ取得により解決できるとの見通しである。高燃焼度燃料、ODS 鋼被覆管、マイナーアクチニド含有燃料、様々な設計手法の高度化については進展が期待できるものがあるが、照射試験が必要なものについて長期計画が必要になってくる。

仏 ASTRID では、ナトリウムプレナム付き軸方向非均質燃料炉心であったが、今後の様々な炉心設計に対する設計手法を整備しておくべきである。

3-4. 原子炉構造

コンパクト原子炉容器、大口径冷却系配管、回転プラグ簡素化、新型炉上部機構、炉心下部構造（炉心耐震、流量配分等）、新型燃料交換機など、一部追加の開発が必要だが、システムとしての成立性は確認されている。耐震性を向上されたタンク型炉の設計検討とあわせて、その設計の妥当性を確認する試験や解析手法の高度化が必要とされる。

3-5. 冷却系、その他

FaCT では、ポンプ組込み型中間熱交換器と高信頼性蒸気発生器（直管型二重伝熱管）をイノベーションと位置づけて開発を進めてきた。しかしながら、課題が顕在化したため開発リスクが高く、開発費が大きくなるとの判断から、今後の開発は継続しない方向である。このようにイノベーションにはリスクがあることを肝に銘じておくべきである。

ポンプ、中間熱交換器、蒸気発生器、燃料取扱設備、電気系装設備は、設計に応じて抽出される課題に対して取り組むものであり、現在は特に大きな課題は生じていない。我が国は、タンク型炉の炉内配管流動評価は経験がないことから、重要な課題である。

3-6. プラント全体を俯瞰した設計手法

今後の高速炉開発は、安全性や経済性等の要求が高くなり、設計成立範囲が小さくなるため、機器別に設

計していくのではなく、プラント全体を俯瞰した合理的な設計成立解を導く設計手法のイノベーションが必要である。多様な炉概念の性能評価をしていくためには、設計過程の大幅な合理化が求められる。マルチフィジックスシミュレーション技術を駆使して精緻なプラント設計により開発過程の合理化を図れば、モックアップ試験による総合試験等を削減して開発コストを低減できる。昨今の人工知能の技術を応用すれば、先行炉や海外炉などこれまでの知見を整備した知識ベースと有機的に連携することで、最適設計を探索できる。これをプラントの設計段階から廃止措置段階まで拡張すれば、運転や廃止計画においても役立てることが可能になる。

また、現在の原子力プラントのコスト増大の一因に、営業運転前に様々な問題が発覚していることが挙げられる。そこで、建設前の仮想プラントにおいて営業運転前に問題解決をしておくことが必要である。

原子力への信頼感を取り戻すためには安全性向上技術開発を継続的に取り組む必要がある。特に、高速炉特有技術課題である、再臨界事故防止、炉心溶融事故防止、冷却材の化学反応等の特有事故の抑止が将来の高速炉開発には必要であり、イノベーションが期待できる分野である。また、多様な概念に適用可能な技術開発も必要である。

3-7.安全設計方針、規格基準

高速炉の安全設計方針として、第 4 世代原子力フォーラムにおいて、ナトリウム冷却炉の安全設計クライテリアとガイドラインが整備されており、現在、IAEA や各国規制当局と議論がなされている状況である。他の炉概念においても、必要な設計要求をまとめる活動を実施中である。

高速炉の規格基準については、日本機械学会から設計・建設規格が発刊されているほか、維持規格等の体系整備が進められている状況であるが、今後は、リスク情報を用いた安全目標と技術規格のより密接な連携により、多様な高速炉概念に適用可能な規格・基準類の整備が必要である。

4. おわりに

2018 年 12 月に決定された「戦略ロードマップ」を踏まえて、これまでの開発状況を勘案して、高速炉開発のアプローチと今後の研究開発課題を整理した。21 世紀半ば頃の高速炉建設開始を考えれば、早期に研究開発課題を明確にして、課題解決に尽力するとともに、技術者の維持やサプライチェーンの維持を図る必要がある。そのためには、国、電気事業者、メーカー、研究機関が一体感をもって取り組む必要がある。特に、大学との共同研究を促進して、21 世紀半ば頃に活躍が期待される学生や若手研究者に高速炉開発の魅力を訴えていく必要がある。欧米も同様の状況であり、国際協力を有効に活用するとともに、我が国が国際標準化に主導権を発揮することを期待する。

---

* Koji Morita[1]

[1] Kyushu Univ.

2019年春の年会

新型炉部会セッション

新型炉の国際協力の現状と今後の研究開発課題（イノベーションの創出）

Current status of international cooperation in advanced reactor development and future R&D issues (Innovation creation)

（3）高温ガス炉の国際協力の現状

(3) Current status of international cooperation in high-temperature gas reactor development

*浅野　和仁[1]

[1]東芝エネルギーシステムズ

1. はじめに

高温ガス炉は、高い安全性（①自然に炉停止、②自然に冷却、③高い放射性物質閉じ込め能力）を有し、燃料の高効率利用による資源問題、熱利用による温室効果ガス排出量削減、さらには水素社会といった多方面への貢献が期待されている原子炉であり、日本では国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下、原子力機構）を中心として研究開発が進められている。原子力機構が所有する高温工学試験研究炉（HTTR）は東芝エネルギーシステムズ（以下、東芝 ESS）をはじめとする国内メーカーによって設計、建設され、平成 10 年に初臨界、平成 16 年に世界で初めて 950℃のヘリウムガス取り出しに成功するなど、高温ガス炉の基盤技術の確立に向けた研究開発の中心的な役割を担っている。HTTR については現在、新規制基準への適合性確認を受けた後の再稼働が待たれる状況にあるが、高温ガス炉技術には我が国が原子力安全に関する分野で世界に貢献し得るポテンシャルを有する原子力システムのひとつと考えられる。

高温ガス炉技術の研究開発は、「原子力長期計画」から続く国策として、「水素製造を含めた多様な産業利用が見込まれ、固有の安全性を有する高温ガス炉など、安全性の高度化に貢献する原子力技術の研究開発を国際協力の下で推進する」ことが「エネルギー基本計画」（平成 26 年 4 月閣議決定）ならびに「骨太の方針」「日本再興戦略 2014」（平成 26 年 6 月閣議決定）に明記された。こうした高温ガス炉開発の推進にあたっては、文部科学省が平成 26 年 7 月から 9 月にかけて、原子力科学技術委員会の下に「高温ガス炉技術研究開発作業部会」（主査：岡本孝司・東京大学大学院工学系研究科教授）を設置し、高温ガス炉技術の開発の必要性と方向性についての検討が行われ、将来の実用化を見据えた高温ガス炉技術の研究開発の今後の進め方について提言がなされた。

その一方で、海外における高温ガス炉の開発状況（図 1）としては、米国では DOE と産業界（NGNP 産業界アライアンスや X-Energy 社）による研究開発が推進されており、中国等の新興国では高温ガス炉の研究開発が積極的に進められるようになってきている。特に中国は 1990 年代から急速に研究開発を加速し、実証炉（HTR-PM）建設及び商用炉計画を推進している。また、インドネシアは離島における発電・熱利用の観点から 2031 年から商用炉としての導入を検討している。その他、カザフスタンでは将来的な商用炉の導入計画、韓国では熱利用を含めた実験炉計画等にもとづいた高温ガス炉システムの研究開発がそれぞれ進められている状況である。最近ではポーランドが高温ガス炉の実験炉と商用炉の開発計画を 2016 年より検討に着手している。

このような国際的な高温ガス炉を取り巻く動向の中で、平成 30 年 7 月に閣議決定された第 5 次エネルギー基本計画においては、「水素製造を含めた多様な産業利用が見込まれ、固有の安全性を有する高温ガス炉など、安全性の高度化に貢献する技術開発を、海外市場の動向を見据えつつ国際協力の下で推進する。」と謳われている。本稿では、国際的な高温ガス炉を取り巻く動向における、日本の高温ガス炉開発に関する国際協力の現状について述べる。

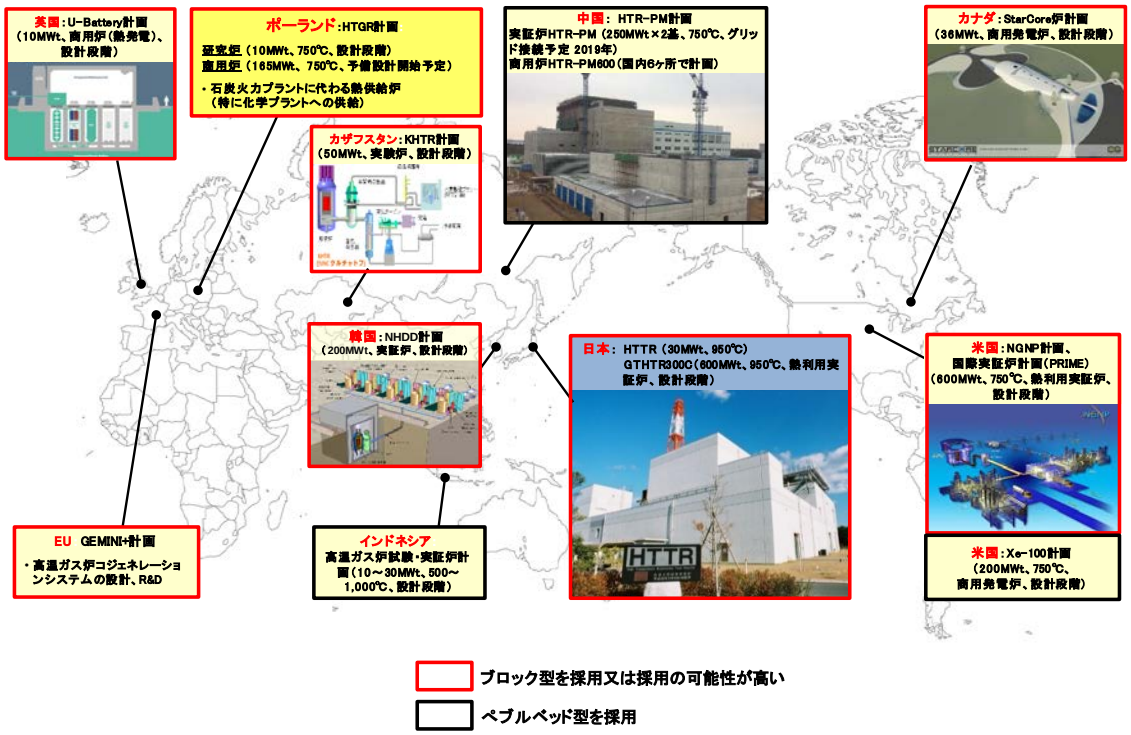


図１　世界の高温ガス炉開発の状況

2. 高温ガス炉開発に関する国際協力

2-1. ポーランドとの国際協力

ポーランドでは、天然ガス輸入依存からの脱却、石炭火力による二酸化炭素排出量削減等のため、熱利用を目的とした高温ガス炉導入に向けてポーランドエネルギー省が諮問委員会を設立し、2016 年から本格的な検討が開始されている。2017 年 5 月 18 日に開催された日・ポーランド外相会談において、「2017 年から 2020 年までの日本国政府とポーランド共和国政府との間の戦略的パートナーシップの実施のための行動計画」が署名され、経済・科学・技術協力の分野で原子力機構とポーランド国立原子力研究センター（NCBJ）との間における高温ガス冷却炉技術の研究開発に向けた協力を奨励することが明記された。これを受け、原子力機構は NCBJ との間で、ポーランドの高温ガス炉（実験炉及び商用炉）開発支援ならびに高温ガス炉技術の研究開発を共同実施することを目的とした高温ガス炉技術分野における研究協力覚書（期間：2017 年 5 月 18 日～2022 年 5 月 17 日）を締結した。本覚書のもとで以下の分野に関して人材交流も含めた協力が進められることとされている。

① 燃料、材料の照射特性評価、材料シミュレーション手法の開発：黒鉛、被覆粒子燃料等に関する共同照射試験、モンテカルロ法及び分子動力学法等による照射特性評価に関する協力
② ポーランドにおける熱利用のための高温ガス炉の設計：HTTR 及び水素製造設備の運転経験、並びに実用高温ガス炉の設計により得られた高温ガス炉熱利用システムの設計を活用した協力
③ 高温ガス炉のマーケット評価及び高温技術の一般産業分野への応用に関する検討：NCBJ によるポーランドや他の EU 諸国等における高温ガス炉、高温技術の需要評価、原子力機構による高温ガス炉システム及び要素技術の提示等を通じた国際的な高温ガス炉技術の展開に向けた協力

本協力を通して、NCBJ は HTTR で性能が確証された高温ガス炉技術を活用して、ポーランドに建設する高温ガス炉の設計、建設及び運転ライセンス取得を効率的に進めることが可能となる。一方、原子力機構は日本の高温ガス炉技術の出口戦略として、HTTR で実証された技術をポーランドの高温ガス炉で実証し、当該技術の国際展開と国際標準化を目指している。

日本とポーランドは覚書の締結以降、定期的に会合を開催している。2017 年 7 月には、文科省、東芝 ESS などの国内産業界及び原子力機構がポーランドエネルギー省及び NCBJ を訪問し、高温ガス炉導入に向けた成立性評価を協力して進めていくことで合意した。また、原子力機構と NCBJ の間における技術会合はこれ

までに 6 回開催され、燃料・材料開発、安全評価、炉心設計の 3 つの分野で研究協力実施のための取決めを締結する運びであり、ポーランド高温ガス炉計画（実験炉及び商用炉）に対する協力を推進することとしている。更に、2019 年 1 月には、ポーランドにおいて第 1 回高温ガス技術セミナーが開催され、東芝 ESS、東京大学及び原子機構から講師を派遣し、ポーランド国内の技術者、研究者等を対象に日本の原子力全般ならびに高温ガス炉の技術概要、設計や解析等に関する講義を実施するなど、人材育成の観点からも協力を進めている。当該セミナーの冒頭で東京大学と NCBJ との学術交流協定締結の署名式が行われており、本協定を通じて高温ガス炉の開発に不可欠な原子力基盤技術に関する研究開発の促進が期待される。

また、NCBJ がコーディネーターとなり、EU の研究開発ファンディング（HORIZON 2020）の下で高温ガス炉コジェネレーションシステムの研究開発プロジェクト（GEMINI+）が 2017 年 9 月から開始されている。GEMINI+の成果はポーランド商用炉の検討に反映される予定であることから、原子力機構も本プロジェクトに参加している。本プロジェクトは多機関が参加する国際協力であり、原子力機構の他には、EU の原子力コジェネレーション産業界イニシアチブ（Nuclear Cogeneration Industrial Initiative: NC2I）、米国 NGNP 産業界アライアンス、韓国原子力研究所（KAERI）等も参加している。本プロジェクトでは、欧州に展開される高温ガス炉コジェネレーションシステムの安全基準や安全性を高めたシステム概念、実証に向けた枠組みの構築を目的とし、経済性や安全性向上に資する革新的技術の開発、早期導入に向けた実証炉計画の策定を行う計画である。

2-2. 米国との国際協力

「原子力関連研究開発分野における協力に関する MEXT、DOE の間の実施取決め」に基づき、「高温ガス炉の研究開発に関する協力のためのプロジェクト取決め」が 2014 年 6 月に締結されている。この取決めの下で、原子力機構と米国エネルギー省（DOE）／アイダホ国立研究所（INL）が、日本の高温ガス炉技術の NGNP プロジェクトへの採用とそれに基づく国際標準化を目的として、研究資産や技術の相互活用、先進的シミュレーションコードの開発・検証、HTTR 熱利用試験計画の共同検討、ヘリウムガスタービン翼材料への核分裂生成物移行挙動評価手法の開発等の協力を進めている。

本協力ではまず、原子力機構と INL 間での解析コード入力データや解析結果等の大容量データの交換に向けたデータ共有環境が 2017 年度に構築された。本環境のもとで、HTTR 安全性実証試験の解析に向け、原子力機構の断面積データを用いた 3 次元原子炉動特性解析コード PHISICS/RELAP5-3D の改良と、当該コードを用いた崩壊熱ライブラリのデータベースの構築等が行われている。また、HTTR にヘリウムガスタービンと水素製造施設を接続した HTTR-GT/H2 プラントを用いた試験計画の検討に向け、原子力機構のプラント設計データを用いた過渡挙動評価モデルの構築や、タービン翼合金への核分裂生成物の安定同位体拡散試験実験に関するシミュレーションモデルの構築が進められている。

2-3. 英国との国際協力

核燃料製造会社である URENCO 社が提案する小型高温ガス炉 U-Battery 計画に対する協力として、2017 年 5 月に原子力機構は URENCO 社と高温ガス炉技術分野における研究協力覚書（期間：2017 年 5 月 18 日～2022 年 5 月 17 日）を締結した。本覚書では以下の分野で人材交流も含め協力を進めることとしている。

① 小型高温ガス炉の早期実用化に向けた高温ガス炉技術：核熱設計（伝熱・熱流動評価、臨界の最適評価、燃焼評価、動特性評価等）、安全設計（安全裕度、不確かさ評価等）、燃料・材料技術（材料特性評価、燃料製造技術、照射特性評価等）、冷却材中の不純物管理技術（許容不純物濃度、制御技術）等についての協力

② 建設リスク軽減及び経済性向上に関する検討：HTTR 及び水素製造設備の運転経験を活用した協力

本協力を通して、URENCO 社は HTTR で性能が確証された要素技術を獲得でき、効率的に高温ガス炉の設計、建設及び運転ライセンス取得が可能となる。一方、原子力機構は U-Battery 計画へ日本の高温ガス炉技術を展開し、ポーランド、カナダ等での技術実証の可能性を探り、日本の高温ガス炉技術の国際展開と国際標準化を目指している。

英国政府は 2015 年から小型モジュール炉の設計コンペを実施しており、U-Battery も本コンペに参加している。また 2017 年 12 月には今後 3 年間に革新的な新型モジュール型原子炉（AMR）の研究開発等を推進す

るために最大約 80 億円の拠出を公表し、U-Battery もこれに参加している。2018 年 6 月には第 1 フェーズとして、同資金の一部（約 6 億円）を活用して AMR のフィージビリティスタディを実施することが公表され、U-Battery も採択されている。

このように、英国では、小型高温ガス炉の実現に向けた活動が進展しており、原子力機構では、U-Battery 計画への協力を具体化するため、URENCO 社との協議を継続している。

2-4. 国際原子力機関（IAEA）を通じた国際協力

IAEA においては、ガス炉に関する技術委員会、協力研究計画（CRP）等の活動方針を審議するガス冷却炉技術ワーキンググループ（TWG-GCR）を通じて、原子力機構が各国における高温ガス炉技術に関する研究開発の動向等の情報の交換、国際協力研究の調整等を行っている。隔年で開催されている TWG-GCR 会合は、直近では 2017 年 10 月に IAEA で開催され、ポーランドが新たにメンバーとして参加するとともに、メンバーの登録手続中であるシンガポールがオブザーバー参加した。また、同期間中に原子力機構ウィーン事務所で開催されたセミナー「Prismatic High-Temperature Gas-cooled Reactor (HTGR)for its Development and Deployment」には、各国の TWG-GCR の委員が参加し、将来の高温ガス炉導入に向けた各国（日、波、米、英）の状況及び課題等について議論がなされた。

この他、「モジュラー型高温ガス炉の安全設計」に関する CRP では、日本原子力学会研究専門委員会で策定した安全設計方針（安全要件）の国際標準化を目指した活動が実施されている。また、第 61 回 IAEA 総会（2017 年 9 月）のサイドイベントとして、「Nuclear High Temperature Heat for Industrial Processes（原子力高温熱の産業利用）」が開催され、原子力機構からは HTTR を用いた水素製造等の熱利用システムの試験計画、商用高温ガス炉システムの設計等について報告し、IAEA における原子力の非発電分野（海水淡水化、地域暖房、水素製造等）の利用に関する協力を進めた。2018 年には、原子力水素製造技術の評価及び展開に関する CRP を開始した。その他関連する活動として小型炉の緊急時避難区域（EPZ）に関する CRP が 2018 年に発足、合理的な EPZ 設定のフレームワーク構築を目的とした検討に着手しており、東芝 ESS が検討に参画している。

2-5. 第 4 世代原子力システム国際フォーラム（GIF）を通じた国際協力

2006 年 11 月に、日本、仏国、米国、EU、韓国、カナダ及びスイスの間で、第 4 世代原子力システム国際フォーラム（GIF：Generation IV International Forum）を通じた超高温ガス炉（VHTR）システム取決め（フェーズ I）が署名された。その後、中国の参加、カナダの脱退を経て、2016 年 11 月には引き続き 10 年間活動を延長するためのフェーズ II の取り決めが 6 カ国 1 国際機関の間で署名され、その後、豪国が参加した。

現在、①燃料・燃料サイクル、②水素製造及び③材料の各プロジェクトについて、参加国による署名が行われ、共同研究が実施されている。さらに、4 つ目のプロジェクトとして④計算手法検証・ベンチマークプロジェクトの開始に向けた準備が進められている。各プロジェクトの最近の動向を以下に示す。

① 燃料・燃料サイクルプロジェクト：日本、仏国、米国、韓国、EU、中国が参加し、燃料照射試験・照射後試験、燃料物性試験、安全性試験、新型燃料、廃棄物処理、核燃料サイクル他の各分野について情報交換が行われている。これまでに 14 回の会合が開催され、最近では事故時における燃料・核分裂生成物挙動に関するベンチマーク解析を完了し、被覆層特性のラウンドロビン評価試験が進捗している。

② 水素製造プロジェクト：日本、仏国、米国、韓国、カナダ、EU が参加し、IS プロセス、高温水蒸気電解、Cu-Cl プロセスによる水素製造、原子炉接続技術の各分野について情報交換が行われており、これまでに 16 回の会合が開催されたれ、現在、中国の新規参加のための手続きが進められている。

③ 材料プロジェクト：日本、仏国、米国、韓国、スイス、EU、中国が参加し、各国が分担して取得した黒鉛、金属、セラミックスの材料ハンドブックのデータベース構築に向けて情報交換が行われている。

④ 計算手法検証・ベンチマークプロジェクト：日本、米国、中国、韓国、EU が参加を予定し 2019 年の締結を目指す新規プロジェクトであり、計算手法のランキング評価、数値流体解析、炉物理及び核データ、化学不純物の移行評価、プラント動特性解析の各分野について情報交換が計画されている

2-6. 経済協力開発機構原子力機関（OECD/NEA）を通じた国際協力

HTTR を用いた安全性実証試験である炉心流量喪失試験及び炉心冷却喪失試験に係る事業を、OECD/NEA 原子力施設安全委員会が LOFC プロジェクトとして、原子力機構（日本）、原子力規制委員会（米国）、原子

力委員会及び放射線防護原子力安全研究所（仏国）、施設・原子炉安全協会（独国）、韓国原子力研究所（韓国）、チェコ原子力研究所（チェコ）、KFKI 原子力研究所（ハンガリー）の参加の元で実施している。2010 年 12 月に、原子炉出力 30%の運転状態から 1 次ヘリウムガス循環機を全停止させ炉心流量を喪失させる試験を実施した。再稼働後には原子炉出力 100%での炉心流量喪失試験を実施しデータを提供する計画である。

2-7. 韓国との国際協力

原子力機構が 1994 年に韓国原子力研究所（KAERI）と締結した「韓国原子力研究所と日本原子力研究開発機構との間の原子力の平和利用分野における協力のための取決め」に基づき、高温ガス炉及び IS プロセス水素製造技術に関する情報交換会議を定期的に実施している。

2-8. 中国との国際協力

原子力機構が 1986 年に締結した覚書の下、公開情報に基づく情報交換を目的とした会議を実施しており、最近では 2017 年 11 月に中国清華大学核能及新能源技術研究院（INET、中国北京）で開催した。会議では、両国における高温ガス炉の開発状況、安全要件及び熱利用などについて情報交換を行い、熱化学水素製造法 IS プロセスの動特性解析コード開発及びモジュラー高温ガス炉の安全要件等の分野での今後の協力の可能性について検討することとしている。

2-9. その他の国際協力

(1) カザフスタン

原子力機構が高燃焼度化（100 GWd/t）設計を施し、HTTR 用燃料メーカーの原子燃料工業(株)が製造した国産・商用規模の新型高温ガス炉燃料の照射性能を把握するため、カザフスタン核物理研究所（INP）が国際科学技術センター（ISTC）のレギュラープロジェクトのもとで、2010 年から 2015 年にかけて当該新型燃料の照射試験を完了するとともに、新規プロジェクトとして 2017 年 3 月から 2 カ年計画で当該照射済新型燃料の照射後試験を実施している。

また、原子力機構が国立カザフスタン大学（KazNU）と締結している「原子力エネルギー技術に係る研究協力に関する取決め」に基づき高温ガス炉技術分野に関する研究協力、特に燃料材料に関する共同研究を進めている。

(2) インドネシア

インドネシア原子力庁（BATAN）が計画する高温ガス炉試験・実証炉（EPR：Experimental Power Reactor）計画に関し技術的な協力を行い、インドネシア民間企業が計画する商用高温ガス炉への日本技術の採用に向けた協力を進めている。BATAN では 2015 年にロスアトムが行った実験用ペブルベッド型高温ガス炉の概念設計を基に、独自に基本設計に展開するためのチームを構成して活動中である。

2017 年 8 月 21 日～25 日に、インドネシアのジョグジャカルタ市で開催された IAEA の「高温ガス炉の設計と安全要件に関するワークショップ」に原子力機構から講師として参加し、インドネシア原子力規制庁（BAPETEN）職員を対象に、高温ガス炉の設計と安全要件に関する講義を行っている。

3. おわりに

本稿では、高い安全性を有する高温ガス炉技術の研究開発に関して、国際的な高温ガス炉を取り巻く動向及び日本の高温ガス炉技術の国際展開の現状について述べた。日本は高温ガス炉技術の国際標準化や国際展開等に資する取組を中心とした国際協力を通じ、安全性の分野を中心に貢献を果たしている。日本の高温ガス炉技術の研究開発における国際協力・国際展開の在り方としては、過去に原型炉の運転経験等を持つ米国等との連携や、今後商用炉の導入を目指す新規導入国等、二国間取組の強化により相手国に応じた連携が行われてきた。また、多国間においては、IAEA や GIF の枠組みを活用した日本の技術の国際標準化に向けた取組等が強化されつつある。これらの国際協力を通じ我が国が多国間の取組をリードしていくにあたっては HTTR の早期再稼働が望まれる。今後、国際協力によって HTTR を用いた高温ガス炉技術の高度化並びに実用化に資する研究開発成果の創出に向けた取組が推進され、世界に誇る日本の優れた高温ガス炉技術が広く展開されていくことを期待したい。

*Kazuhito Asano[1]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Co.

2019年春の年会

新型炉部会セッション

新型炉の国際協力の現状と今後の研究開発課題（イノベーションの創出）

Current status of international cooperation in advanced reactor development and future R&D issues (Innovation creation)

（4）高温ガス炉の今後の研究開発課題

(4) Future R&D issues in high-temperature gas reactor development

*大橋　弘史[1]

[1]原子力機構

1. はじめに

高温ガス炉は、原子炉の基本構成要素である耐熱性の高いセラミックス製被覆燃料粒子、黒鉛減速材、不活性ヘリウム冷却材の特長を活用することで、優れた安全性を有するとともに、1,000℃近い高温熱を取り出すことが可能な原子炉である。これらの特長により、高温ガス炉は高効率なヘリウムガスタービン発電、製鉄分野での還元剤・燃料や運輸分野における燃料電池自動車に供給する水素の製造、石油精製や石油化学の熱源に用いる高温蒸気の製造、発電システムでの排熱を利用した海水淡水化や地域暖房などでの多様な熱利用が期待されている。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下、原子力機構）は、1998 年に初臨界を達成した高温工学試験研究炉（HTTR）を用いて、2004 年に世界で初めて 950℃のヘリウムガス取り出し、2010 年に 950℃の 50 日間高温連続運転に成功するなど、高温ガス炉の基盤技術の確立を進めている。これと並行し、高温ガス炉熱利用技術としてヘリウムガスタービン発電技術及び水を原料とした CO_2 フリーの大規模水素製造法である熱化学法 IS プロセス水素製造技術の研究開発、高温ガス炉の実用化像を提示するとともに実用化に必要な技術課題を摘出整理するための実用高温ガス炉の設計研究、HTTR を用いた高温ガス炉熱利用技術の総合実証試験（HTTR-GT/H_2試験）の検討などを推進している（図１）。本稿では、第 2 章に実用高温ガス炉システムの概要、第 3 章に実用高温ガス炉システムの実現に向けた今後の研究開発課題について述べる。

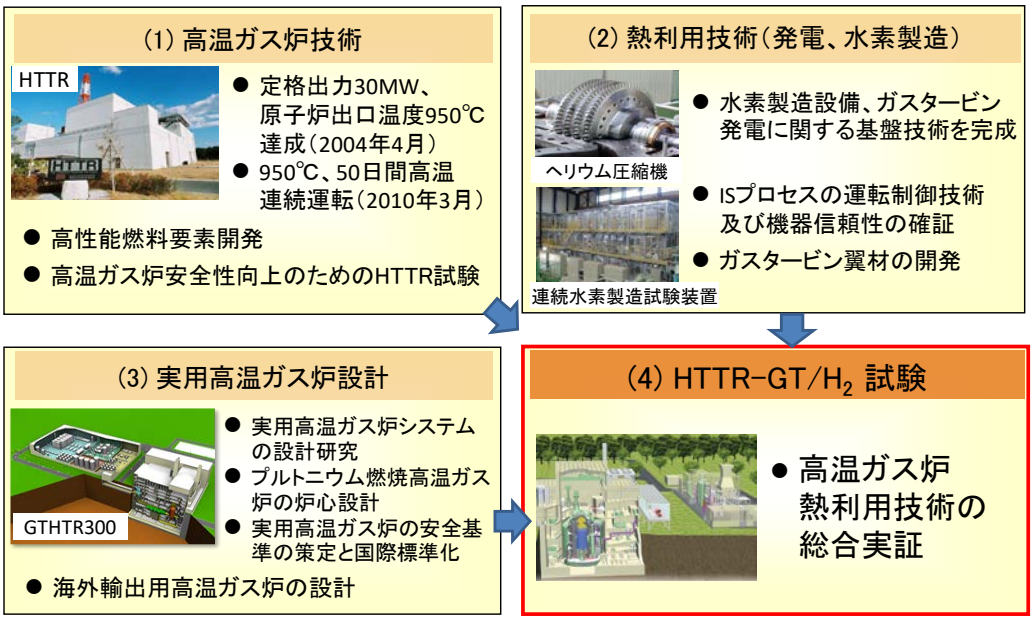


図１　原子力機構における高温ガス炉及び水素製造技術開発の概要

2. 実用高温ガス炉システム

2-1. 発電

高温ガス炉を用いた発電システムとしては、原子炉出口冷却材温度 750℃の高温ガス炉により製造された過熱蒸気（約 540℃、13 MPa）を用いた蒸気タービン発電高温ガス炉システム（HTR50S）（図 2） [1]、原子炉出口冷却材温度 850℃又は 950℃の高温ガス炉のヘリウム冷却材を用いた高効率なヘリウムガスタービン発電高温ガス炉システム（GTHTR300）（図 3）[2, 3]の設計検討が行われている。750℃の蒸気タービン発電高温ガス炉システムは既存技術の活用によって早期導入を目指したシステムであり、一方、ガスタービン発電高温ガス炉システムは今後 10 年程度を目途に研究開発を進め実証炉へと繋げていくべき高温ガス炉発電システムとして位置付けられている。

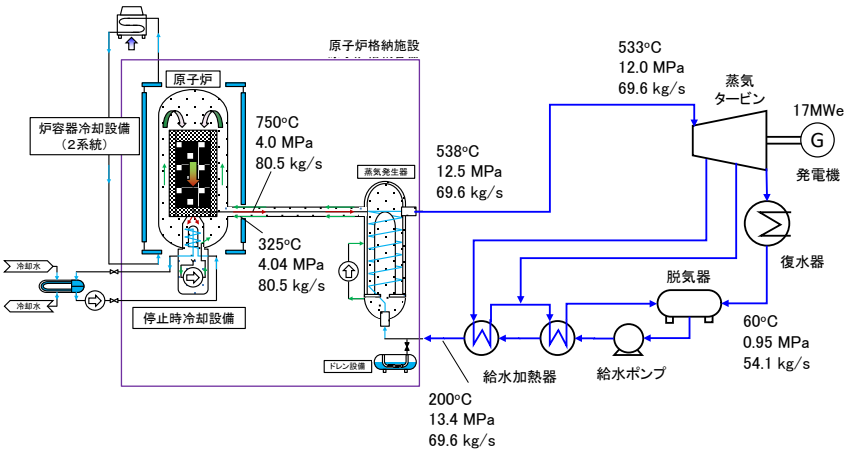


図 2　蒸気タービン発電高温ガス炉システム

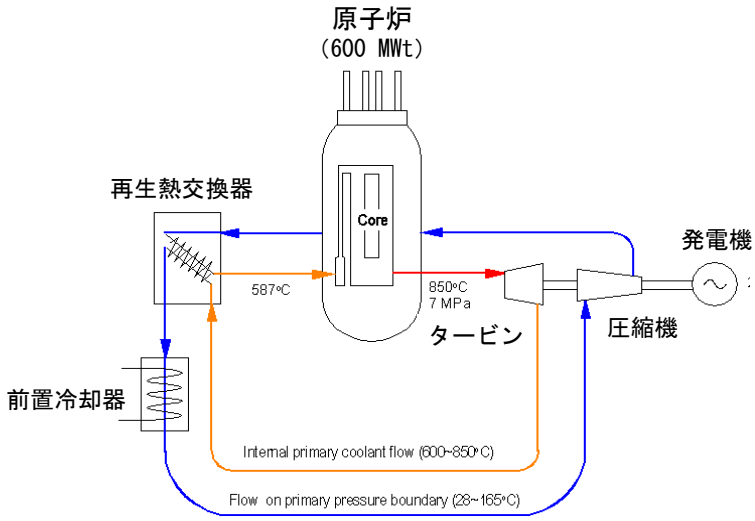


図 3　ヘリウムガスタービン発電高温ガス炉システム

2-2. 熱電併給

高温ガス炉では、産業プロセスの温度条件に応じてカスケード的に熱を利用することで、プラントの総合熱利用率を向上させることが可能である。プラント構成としてはいくつかの候補があるが、代表的な設計例は水素・電力併給高温ガス炉システム（GTHTR300C）（図 4）であり、原子炉出口冷却材温度 950℃の高温ガス炉を用いて、高温核熱をヘリウムガスタービン上流に設置した中間熱交換器を介して 2 次系に設置した水素製造施設に供給して水素を製造するとともにヘリウムガスタービンで発電を行うものである [4]。水素製造法としては、天然ガスの水蒸気改質法、高温水蒸気電解なども適用可能であるが、原子力機構では CO_2 フリーの大規模水素製造を目指す観点から、熱化学法 IS プロセスに焦点を当てた研究開発を進めている。

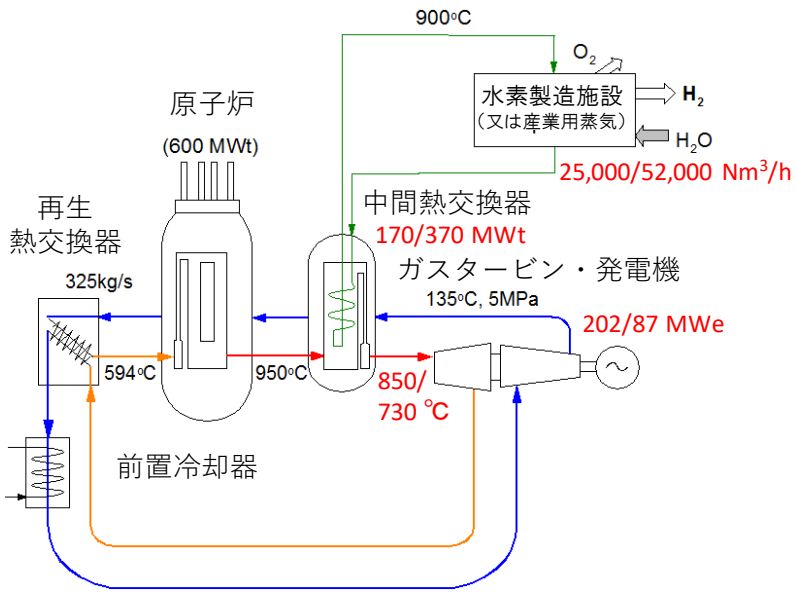


図 4　水素・電力併給高温ガス炉システム

3. 今後の研究開発課題

3-1. 燃料

燃料の研究開発においては、これまでに、被覆燃料粒子の商用規模の製造技術を原子燃料工業（株）と共同開発し、HTTR 環境を模擬した高温ヘリウムインパイルガスループ（OGL-1）試験等により、核分裂生成物（FP）の閉じ込め性能を把握し、照射後試験により各種物性値を取得、また、被覆燃料粒子の破損機構を解明し、HTTR 装荷燃料（燃焼度 33 GWd/t）の製造につなげた。現在は、燃焼度を 100 GWd/t まで上昇させた燃料を原子力機構が設計、原子燃料工業（株）が製造し、その照射性能を把握するため、カザフスタン核物理研究所（INP）が国際科学技術センター（ISTC）のレギュラープロジェクトのもとで、2010 年から 2015 年にかけて照射試験、2017 年 3 月から 2 カ年計画で照射後試験を実施している。

今後、850 ℃及び 950℃実用高温ガス炉で目標としている 160GWd/t の高燃焼度化燃料の開発、炉心の出力密度を HTTR の 2.5 MW/m^{3}から 6 MW/m^{3}に高めつつ安全性向上の観点から燃料温度を低減させるための除熱性能向上燃料要素の開発が必要である。更に、経済性、安全性の観点から、これらの燃料製造や燃料特性の知見を反映した実用高温ガス炉の燃料設計方針の作成が必要である。

3-2. 黒鉛

黒鉛材料の研究開発においては、これまでに、高強度で耐放射線性に優れた等方性黒鉛（IG-110）を東洋炭素（株）と共同で開発した。また、HTTR の黒鉛構造物に適用する黒鉛構造設計方針及び黒鉛検査基準を作成するとともに、黒鉛構造物の供用期間中検査手法を開発してきた。

今後、850 ℃及び950℃実用高温ガス炉の照射条件（照射温度、照射量）における黒鉛特性を取得し、黒鉛の設計曲線を検証・高精度化を図るとともに、HTTRを活用し炉心支持黒鉛構造物の経年劣化データの取得及び健全性の確認や供用期間中検査技術の検証を行う必要がある。

3-3. 金属・高温機器

金属材料・高温機器の研究開発においては、これまでに、通常運転時約 950℃の高温ヘリウム雰囲気中で使用可能な耐食・耐熱合金ハステロイ XR を三菱マテリアル（株）と共同で開発した。また、原子炉圧力容器用 2.25Cr-1Mo 鋼等のデータベースを確立し、HTTR の第 1 種機器の高温構造設計に適用する高温構造設計方針を作成した。更に、中間熱交換器や高温二重管など高温機器の要素試験を実施し　構造健全性を確認した。

今後、HTTR 試験により中間熱交換器の伝熱性能等の経年劣化の確認及びハステロイ XR のサーベイランス試験を実施する必要がある。また、実用高温ガス炉システムの設計では、HTTR には設置されていない蒸気発生器や HTTR での強制循環方式から自然循環方式に変更した炉容器冷却設備が採用されている。これらの新たな設備については、設計手法の確立、実機建設に先立ち製作性や性能確証のための実証試験が必要に

なると考えられる。

3-4. 炉工学

炉物理の研究開発においては、これまでに、高温ガス炉臨界実験装置（VHTRC）を用いてHTTRの核設計計算手法の精度が設計誤差範囲内に収まることを確認した。また、HTTRの燃焼中期までのデータを用いて、核設計計算手法の精度評価及び妥当性の検証を進めている。更に、実用高温ガス炉システムの炉心設計においては、HTTRから高性能化を図るための炉心設計手法の検討を進めている。

今後、HTTRにおいて燃焼末期までのデータを取得し、核設計計算手法について、燃料の燃焼を考慮した過剰反応度の計算精度評価及び妥当性の検証を実施する必要がある。更に、核データに起因する誤差評価や誤差低減の手法整備などが望まれる。

3-5. 安全性

高温ガス炉の安全性の研究開発においては、これまでに、炉心の耐震試験、１次冷却設備内面への放射性物質沈着挙動の把握、配管破断時の放射性物質離脱挙動の把握、空気侵入事故模擬試験、黒鉛酸化試験等を実施してHTTRの安全評価に必要なデータを蓄積し、安全解析コードの検証を行ってきた。HTTRの運転開始後は、安全性実証試験として原子炉出力30% からの炉心流量喪失試験によって高温ガス炉の固有の安全性を実証するとともに、得られたデータを用いて安全解析コードの高度化を図っている。また、最近では確率論的リスク評価手法の開発を進めている。

今後、HTTRを用いて、原子炉出力100%からの炉心流量喪失試験、原子炉出力30%において炉心流量の喪失とともに原子炉圧力容器外面から炉心を冷却する炉容器冷却設備の流量喪失させる炉心冷却喪失試験を実施する計画である。また、安全評価手法の高度化、特に蒸気タービン発電高温ガス炉システムにおいて、HTTRでは評価事象ではなかった１次冷却設備内面に沈着した放射性物質の水・蒸気による離脱挙動に関する評価手法の高度化が望まれる。更に、確率論的リスク評価などによって、継続的に高温ガス炉システムの安全性向上を図ることが重要である。

3-6. 安全基準の整備

高温ガス炉の安全基準の整備については、これまでに、軽水炉の安全基準を基に高温ガス炉の特長を考慮しHTTRの安全基準を策定した。その後、HTTRを用いた安全性実証試験などで実証された高温ガス炉の固有の安全性を考慮した実用高温ガス炉システムの安全基準を日本原子力学会研究専門委員会において検討した。現在は、IAEAの原子力エネルギー局が主導する協力研究計画（CRP）において各国の高温ガス炉専門家と国際標準の原案検討を実施している。

今後、HTTRを用いた被覆燃料粒子の核分裂生成物（FP）の閉じ込め性能の検証による安全基準の確証、GIFなどの国際的な枠組みやIAEA安全基準の策定を担当しているIAEA安全局での正式な安全基準策定プロセスに則った安全基準の検討が期待される。

3-7. 使用済燃料、黒鉛廃棄物

使用済燃料・黒鉛廃棄物の研究開発においては、これまでに、軽水炉の再処理工程へ接続するために必要な、高温ガス炉特有の前処理工程（解体工程、焙焼工程、破砕工程）の技術原理を確認してきた。

今後、これまでの研究開発をベースとして、HTTR使用済燃料を用いて高温ガス炉使用済燃料の再処理技術を検討する必要がある。黒鉛廃棄物については、黒鉛中の窒素量の測定やHTTRの燃料交換時に炉心から取り出したサーベイランス試験片中に含まれるC-14の放射能量を測定するなどし、黒鉛廃棄物中のC-14量の定量的評価手法を確立し、黒鉛廃棄物の処理処分方法の検討を実施する必要がある。

3-8. 水素製造技術

熱化学法ISプロセスによる水素製造技術の研究開発においては、これまでに、プロセスを定常維持するための運転制御技術、硫酸やヨウ化水素などの腐食性の高いプロセス流体を取扱うための工業材料製機器技術、水素製造効率向上のための分離膜（陽イオン交換膜）を用いたヨウ化水素濃縮技術などの研究開発を実施してきた。現在は、これらの技術を統合した連続水素製造試験装置を用いて、ISプロセスの耐食機器技術、連続運転技術の信頼性の検証するための連続水素製造試験を実施中である。

今後、連続水素製造試験によって、プラント全系の耐食機器の信頼性確証、ISプロセスの起動・停止、緊急

時の対応を含めた運転制御方法、長時間運転の安定性確証などの運転技術の検証を完了させる計画である。また、ヨウ化水素濃縮技術について、HIの濃縮によるHI分解時の消費エネルギーの低減に向けて、更なる分離膜の改良（HI濃縮時の温度（約100℃）に耐え、かつ、濃縮エネルギーが少ない分離膜の開発）及び大型膜の製膜技術を確立する必要がある。更に、硫酸分解器に用いるセラミックス製機器の高圧運転に必要なセラミックス構造体の設計方針を作成する必要がある。この他、経済性向上に向けて、ブンゼン反応器、硫酸分解器、ヨウ化水素分解器などの主要機器の小型化を図るための技術開発も必要である。

3-9. 発電技術

ヘリウムガスタービン発電技術の研究開発においては、これまでに、世界最高の圧縮機効率を有するタービン圧縮機、一般産業用熱交換器に比べ約10倍の熱交換密度を有する再生熱交換器用のコンパクト熱交換器を三菱重工業(株)と共同で開発してきた。

今後、ヘリウムガスタービン軸からのヘリウムガス漏洩を抑制するための軸シール技術、一般産業ガスタービンのメインテナンス方法の適用を可能とするため、ガスタービン翼へのFP沈着量の低減に関わる要素技術開発が必要である。

3-10. 高温ガス炉と熱利用施設との接続技術

接続技術の研究開発においては、これまでに、異常時に原子炉と熱利用施設を隔離するための高温隔離弁の要素技術開発、熱利用施設の異常に伴う熱負荷変動を吸収緩和する除熱機構の炉外試験による実証、可燃性ガス及び毒性ガスの原子炉への影響評価手法開発、熱利用施設へのトリチウム移行挙動評価手法開発などを実施してきた。また、HTTRを用いたヘリウムガスタービン発電技術及びISプロセス水素製造技術の総合性能試験に向けて、HTTRにヘリウムガスタービン発電施設及びISプロセス水素製造施設を接続したシステム（HTTR-GT/H2）のシステム設計、安全評価及び性能評価を実施してきた。更に、日本原子力学会研究専門委員会において、原子炉へ接続する熱利用施設を一般産業施設として設計、建設、運転するための安全基準案を作成するとともに、当該安全基準に適合するための設計について検討を実施してきた。

今後、熱利用施設の接続技術の確立に向けて、HTTR-GT/H2試験装置の設置許可を通じた原子力規制委員会による熱利用施設接続に係る安全基準の策定、適合のための設計方針や設計の妥当性確証、HTTR-GT/H2試験によるヘリウムガスタービン発電技術及びISプロセス水素製造技術の実証が必要である。

4. おわりに

本稿では、高い安全性を有する高温ガス炉技術及びその熱利用技術に関して、実用高温ガス炉システムの概要と今後の研究開発課題について述べた。今後、国内の産学官の連携あるいは国際協力の活用により、これらの技術課題が解決されて我が国の優れた高温ガス炉技術及びその熱利用技術が実用化に至り、当該技術が国際的な原子力エネルギー利用における安全性向上や二酸化炭素排出量削減、我が国のエネルギーセキュリティなどに貢献することを期待したい。

参考文献

[1] H. Ohashi, H. Sato, M. Goto, et al. ; “A small-sized HTGR system design for multiple heat applications for developing countries”, Internatiponal Journal of Nuclear Energy, Vol. 2013, Article ID 918567, 18 pages, http://dx.doi.org/10.1155/2013/918567

[2] X. Yan,, K. Kunitomi, T. Nakata, S. Shiozawa; “GTHTR300 design and development”, Nuclear Engineering and Design, Vol.222, pp.247-262 (2003).

[3] H. Sato, X. L. Yan, Y. Tachibana, K. Kunitomi: “GTHTR300—A nuclear power plant design with 50% generating efficiency”, Nuclear Engineering and Design, Vol.275, pp.190-196 (2014).

[4] K. Kunitomi, X. L. Yan, T. Nishihara, N. Sakaba, T. Mouri: “JAEA’S VHTR for Hydrogen and Electricity Cogeneration: GTHTR300C”, Nuclear Engineering and Technology, Vol.39, No.1, pp.9-20 (2007).

*Hirofumi Ohashi[1]

[1]JAEA

(Wed. Mar 20, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room J)

[1J_PL05] Discussion

第４世代原子炉のうち、開発が先行しているのはナトリウム冷却高速炉と高温ガス炉であり、国際的に開発競争が加速していると同時に、国際協力も活発化してきている。そこで、本セッションでは、ナトリウム冷却高速炉と高温ガス炉の国際協力（それぞれ、米・仏・露と米・ポーランド）の現状についてわかりやすく紹介する。一方、我が国はイノベーションの創出を通じた技術開発に取り組み、国際競争力を強化する必要がある。そこで、国内の産官学による研究開発の活性化のため、それぞれの炉について、イノベーションの創出にむけて、今後の研究開発課題を具体的に挙げる。

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network | Risk Subcommittee[Co-organized by Human Machine System Subcommittee]

[1L_PL] Importance of Human Reliability Analysis in Probabilistic Risk Assessment

Chair:Makoto Takahashi（Tohoku Univ.）

Wed. Mar 20, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room L (Common Education Bildg. 2 3F No.36)

[1L_PL01] Role and Challenges of HRA in Probabilistic Risk Assessment

*Takashi Takata[1]（1. Univ. of Tokyo）

[1L_PL02] Challenges and approaches on HRA Methods for Japan

*Yukihiro Kirimoto[1]（1. CRIEPI）

[1L_PL03] Applications &Challenges of HRA results to plant design via Human Factors Engineering

*Kenji Mashio[1]（1. MHI）

[1L_PL04] Panel Discussion

*Takashi Takata[1], *Yukihiro Kirimoto[2], *Kenji Mashio[3], *Hiroshi Ujita[4]（1. Univ. of Tokyo, 2. CRIEPI, 3. MHI, 4. AdvanceSoft）

©Atomic Energy Society of Japan

2019年春の年会

リスク部会セッション[ヒューマン・マシン・システム研究部会共催]

確率論的リスク評価における人間信頼性解析
Importance of Human Reliability Analysis in Probabilistic Risk Assessment

（1）確率論的リスク評価(PRA)における人間信頼性解析の位置づけと課題

(1) Role and Challenges of HRA in Probabilistic Risk Assessment

*高田　孝[1]
[1]東京大学

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所（以下、1F とする）の事故後、原子力施設が有するリスクを低減し、より安全性の高いものとする様々な努力がなされている。リスクとは、「危険の発生確率及びその危害の組合せ」[1]や、「(1)どのような悪い事象が起こりうるか、(2)それはどれほど起こりやすいか、及び(3)その影響はどれほどになり得るか、に対する答えの総称」[2]で示されるように不確かさを内在するものであり、得られたリスク情報を如何に活用するかが重要となる。

リスク評価手法の一つである、確率論的リスク評価（Probabilistic Risk Assessment, PRA）は、不確かさを含め定量的なリスク情報を得ることが可能であり、原子力施設における安全性向上の重要な要素の一つである。本報では、PRA 手法とその中で用いられる人間信頼性解析の位置づけについて概説し、より一層の安全性向上におけるリスク情報としての人間信頼性解析の課題について考察する。

2. PRA における人間信頼性解析の位置づけ

2-1. PRA の概要

PRA は大きく 3 つのレベルに分類される（図 1）。炉心損傷までを扱うレベル 1PRA では、炉心損傷頻度（Core Damage Frequency, CDF）に加え損傷に至るシナリオ分析や損傷モードの分類等が行われる。レベル 2PRA では炉心損傷後に格納容器の機能が喪失し、放射性物質が敷地外に放出されるまでを取り扱う。レベル 2PRA での主なアウトプットは、格納容器機能喪失頻度（Containment Failure Frequency, CFF）、早期大規模放出頻度（Large Early Release Frequency, LERF）やどのような放射性物質がどの程度放出されるか（ソースターム評価）である。レベル 3PRA では、敷地外に放出された放射性物質の周辺住民、環境への被ばくに関するリスクを評価する。

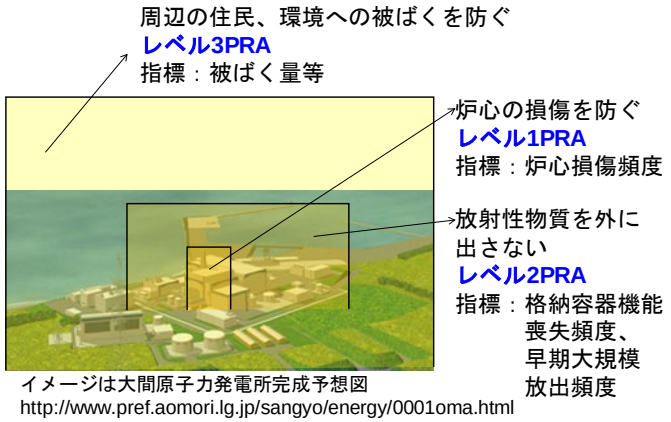


図 1 PRA のレベル

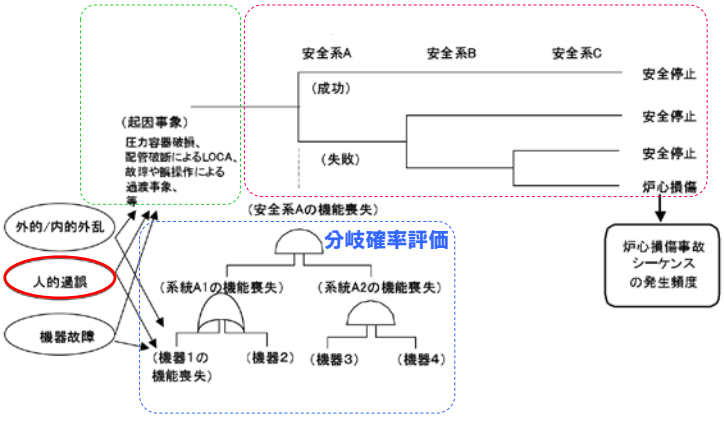


図 2 レベル 1PRA 手法の流れ[3]

図 2 にレベル 1PRA 手法の流れを示す[3]。レベル 1PRA では大きく、炉心損傷を伴う事故へ波及する可能性のある起因事象評価、起因事象発生後のシナリオをイベントツリー法により評価する事象進展評価、及びイベントツリーの各分岐確率をフォールトツリー法にて評価する分岐確率評価に分けられる。

*Takashi Takata[1]
[1]Univ. of Tokyo

2-2. PRA における人間信頼性解析の位置づけ

図 2 に示す通り、人間信頼性解析は人的過誤確率の算出として、起因事象評価及び分岐確率評価で用いられ、我が国では主に THERP（Technique for Human Error Rate Prediction）[4]が利用される。人的過誤確率は多様性、多重性を考慮した機器の機能喪失確率に比べると相対的に大きく、表 1 に示すように共通原因故障と並んでリスク指標における影響度は比較的高い（表中は Fussel-Vesely(FV)指標の上位であり、改善効果が高いランクと言える）。

表 1 内的事象レベル 1PRA における FV 重要度 [5]

順位	基事象（機器名-故障モード）	FV重要度
1	原子炉補機冷却水系 電動ポンプ運転継続失敗 共通要因故障	3.1×10^{-1}
2	原子炉補機冷却海水系 電動ポンプ運転継続失敗 共通要因故障	2.3×10^{-1}
3	原子炉補機冷却海水系 電動ポンプ起動失敗 共通要因故障	1.4×10^{-1}
4	残留熱除去系 系統操作失敗(認知/操作失敗の人的過誤)	8.0×10^{-2}
5	原子炉補機冷却水系 電動ポンプ起動失敗 共通要因故障	4.5×10^{-2}

THERP 手法は、手順書をベースとした人的操作を主な対象としており、手順書のない緊急時の対応や、かえって状況を悪化させるような間違った操作（コミッションエラー）に対応していない等のモデルとしての課題に加え、確率を出すために用いられるデータの精度（情報量）不足（特に国内作業者）も課題である（詳細は第 2 報）。

3. リスク情報としての人間信頼性解析の課題

人間信頼性解析のモデルとしての精度向上（より現実的な評価）は PRA の評価精度の向上観点で重要であるが、単に数値を出すツールとしての役割だけではなく、評価の過程で得られる様々なリスク情報を安全性向上に資することが重要である。特に人が関わる作業において不確かさを小さくすることは困難であり、絶対値の議論に加え、相対的な比較による安全性向上への指標としての役割も期待される。

例えば、1F 事故後の人的な安全性向上対策として緊急時の技術支援があり、シビアアクシデント時の対応を含む原子炉主任技術者の役割を明確化するとともに、その役割を踏まえた必要な資格要件を検討する[6]こととなっているが、人間信頼性解析を援用した定性、定量的な検討は十分には行われていない。また、PRA での評価は人間の過誤としての評価であるが、本来人間が介在することでポジティブな側面もある（第二種の安全、Safety-II とも呼ばれる [7]）。1F 事故においても、消火系を用いた代替注水経路の構築や荷揚げ中の重油タンカー沖出しといった実例が挙げられる。人間信頼性解析を援用したこれらの定性、定量化は、実践的な安全性向上の「見える化」や安全文化の醸成に資することが期待される。

4.まとめ

本報では、不確かさを含め定量的なリスク情報を得ることが可能であり、原子力施設における安全性向上の重要な要素の一つである確率論的リスク評価における人間信頼性解析の位置づけを概説し、安全性向上に係るリスク情報としての今後の人間信頼性解析の課題について、期待するところを述べた。数理的なモデルを用いた人間信頼解析は、人が介在することによるリスクの増加や安全性向上の一つの側面を捉えるものであり、関連する部会間でのより深い問題意識の共有や解決に向けた取り組みが望まれる。

参考文献

[1] JIS Z8051:2015 (ISO/IEC Guide 51:2014)
[2] U. S. NRC glossary, https://www.nrc.gov/reading-rm/basic-ref/glossary/risk.html
[3] 日本原子力学会誌, 48, 4, 2004.
[4] NUREG/CR-1278, U.S. NRC, 1983
[5] 第 125 回原子力発電所の新規性基準適合性に係る審査会合，資料 3-1, 2017.7.22
[6] 第 21 回発電用軽水型原子炉の新規制基準に関する検討チーム，資料 3, 2013.4.4
[7] 例えば、北村正晴（監訳），レジリエンスエンジニアリング-概念と指針，日科技連, 2012

2019年春の年会

リスク部会セッション[ヒューマン・マシン・システム研究部会共催]

確率論的リスク評価における人間信頼性解析
Importance of Human Reliability Analysis in Probabilistic Risk Assessment

（2）人間信頼性評価手法に関する課題と取り組み

(2) Challenges and approaches on HRA Methods for Japan

*桐本　順広[1]
[1]（一財）電力中央研究所

1. はじめに

東北地方太平洋沖地震による福島第一原子力発電事故以降、原子力発電所の安全性向上のために、従来の保守的アプローチによる決定論的リスク評価に加えて、発生頻度の低い残留リスクを評価する方法の一つとして確率論的リスク評価（PRA）を用いる技術の向上が進んでいる。外部事象ハザード、建物/設備のフラジリティ評価、事故シーケンス評価、機器故障率の精緻化など評価手法の改良やデータの精緻化が進められ、シビアアクシデント対策の追加や防潮堤や免震/耐震重要棟の追加設置、電源強化などにより安全性の向上が進んでいる。一方で、人的過誤事象（HFE: Human Failure Event）が全体的なリスクに及ぼす影響は相対的に大きくなり、リスク重要度への寄与度も増している。このため、人間信頼性評価（HRA）を可能な限り現実的なものとして、得られた知見を PRA モデルや対策改善にも反映できるような改善を進めていく必要がある。

2. HRA 手法の変遷と課題

我が国の従来の内的事象レベル 1 PRA では、人的過誤確率（HEP: Human Error Probability）の推定方法は、1983 年に開発された THERP（Technique for Human Error Rate Prediction、NUREG/CR-1278）のみを使用していた。このため、国内の各電力会社では米国原子力事業者の HRA でほぼスタンダードとして用いられている EPRI の HRA Calculator®を導入し、内的事象レベル 1 PRA の人間信頼性解析（HRA）を米国と同等の品質にする計画で進められている。

この計算ツールで主に用いている手法として、操作実行の過誤については THERP を用いるが、認知/診断の過誤については余裕時間の過多によって失敗確率を扱う HCR/ORE（Human Cognitive Reliability /Operator Reliability Experiments、EPRI TR-100259）手法、及び認知/診断の過誤に影響を及ぼす因子の複数の組み合わせをデシジョンツリーで分析した結果から失敗確率を扱う CBDTM（Cause-Based Decision Tree Method、EPRI TR-100259)を組み合わせて用いている。

これらはいずれも 80 年代に開発された手法であり、第 1 世代 HRA と呼ばれている。第 1 世代 HRA の基本的な考え方では、手順に準拠した人間の規範的行動をモデル化するために、機器の信頼性解析を応用した推定手法であり、各タスクへの行動形成因子(PSF: Performance Shaping Factor)による影響を考慮して HEP を推定する。近年では実際の人間の行動や過誤は、その作業の環境や物事の前後関係や文脈（Context）に依存した意思判断の結果として発生するものであり、機械のように偶発的故障とは異なると考えるモデルが提案されている。これらの認知を重視し文脈に関わる影響因子、状況因子から人的過誤確率（HEP）を推定する HRA は第 2 世代 HRA と呼ばれ、2000 年の ATHEANA（Technique for Human Event Analysis、NUREG-1624）などが開発されている。しかしながら第 2 世代 HRA では、行動心理学などを含め専門家による影響因子の分析に重点が置かれており分析者に依存する部分が大きいため、分析自体が難しいことと定量化の結果が分析者により安定しないことが課題点となっている。

2017 年に新たに IDHEAS（Integrated Human Event Analysis System、NUREG-2199）が NRC によって開発された。本手法は第 2 世代 HRA と同様に認知診断の失敗と過誤に至る文脈を重視し、これらの情報を定性分析過程で叙事知（Narrative）として文書化する。定量化には CBDTM でも用いられたデシジョンツリー手

法を多用し、各ツリーの最終 HEP 値は事前に専門家を交えた評価を行い解析結果のぶれを低減させる手法である。

3. HRANRRC における HRA 研究

上記の手法の開発の経緯から、今後の HRA では定性分析の段階で「叙事知(Narrative)」の重要性が認識された。「叙事知」とは、シナリオの状況に応じた環境や事象の組み込みなどの心理的影響要素、時系列に基づいた理解を発展させる現実の状況を詳細な説明である。したがって、HRA の定量化方法の種類にかかわらず、HRA の実施をサポートするために必要なプロセスである。そのため、NUREG-2199 の定性分析のコンセプトを導入した定性分析方法の強化と評価例の具体化を図った HRA ガイドが必要である。

またさらに HRA の実施において対応が必要な課題として、外部事象 PRA のための合理的な HRA を実施する必要があった。

3-1. HRA ガイドの開発

このため電中研の原子力リスク研究センター（NRRC）では、人的タスクの定性分析の実施プロセスを改善し、定量化手法の入力値の根拠を明確にするための実施方法を示した HRA ガイドを作成した。実施例としては、最初にフィードアンドブリード操作を含む事故シナリオを調べることによって、HRA ガイドの適用性確認を実施した。「叙事知」の文書化にあたっては、さらに発生可能性のある逸脱シナリオについても運転インストラクターとのインタビューで議論が行われた。これらの結果を HRA の入力値（時間分析、PSF など）に反映するための解釈のルールなどもガイドに記載された。HRA ガイドは、過酷状況下での HRA 事例検討などの結果を受けてこれらの知見を追加し、現在は公開版としての改定作業を行っている。

3-2. 過酷状況下 HRA の評価モデルの検討

我が国の安全性向上評価では課題として外的事象 PRA の高度化が必要である。特に優先的に行うべきものとして地震および津波 PRA があり、以後は火災や竜巻、複合事象等への対応が必要となる。したがって、これら外的事象 PRA に用いることができる HRA 手法の拡張/改善が必要となっている。前述された現在の HRA の定量化手法は基本的には内的事象レベル 1PRA における中央制御室の運転員対応を対象としているものであるため、複数のチームが関わる多重タスク、長期間に及ぶタスク、可搬型機器や屋外機器の操作等に適用可能な HRA 手法を検討している。したがって可搬型機器や津波影響の事故シナリオの HRA についての評価事例を検討した。

3-3. 人的過誤事象データベースの開発

現実的な HRA の結果を安全性向上に組み込んでいく取り組みのためには、定量化手法の高度化とともに、人的過誤率の推定に対して人間の特性や運用管理の実態にあったデータを用いて常に最新知見を反映する実施体制の構築が今後重要となる。国内の特性を反映し、内外にも説明性の高い人的過誤確率の値や、HRA の分析で扱うクリティカルタスクの特徴、頻出する context のデータを、単なる HRA のデータ収集のためではなく、発電所における訓練の事後ブリーフィングや改善にも活用可能な合理的な枠組みにより、結果的にデータが得られていくように考える必要がある。また、HRA はリスク情報として定量的な結果が利用されるため、国内の特徴を適切に扱うと同時にそれらの評価指標や分析方法については可能な限りの客観性を持つことも重要である。NRRC では米国 NRC の訓練時の情報を収集する SACADA2 等の人的過誤のデータベースのデータ収集の状況を調査し、今後の国内での実施方法に関しての検討行っている。

4. まとめ

本報告では、HRA 手法の開発の経緯、近年の手法改善・開発の状況を解説し、NRRC における HRA に関する課題対応と研究対応の概要を説明した。

---

*Yukihiro Kirimoto[1]

[1]Central Research institute of Electric Power Industry (CRIEPI)

2019年春の年会

リスク部会セッション[ヒューマン・マシン・システム研究部会共催]

確率論的リスク評価における人間信頼性解析
Importance of Human Reliability Analysis in Probabilistic Risk Assessment

(3) ヒューマンファクターエンジニアリングを通じたＨＲＡの原子力発電所設計への展開と課題

(3) Applications & Challenges of HRA results to plant design via Human Factors Engineering

*真塩　健二[1]
[1]三菱重工業株式会社

1. はじめに

人間信頼性解析（Human Reliability Analysis; HRA）は、確率論的リスク評価（Probabilistic Risk Assessment; PRA）の一部として、人的過誤率（Human Error Probability; HEP)を評価するモデルを提供することとしている一方、評価の使用者(設計者、分析者）が、失敗を起こし得る機器の設計、手順書など、人的要因(Human Factors)に係る問題点を認知し、設計の改善(Enhancement/improvement)を図ることを目的としている（THERP NUREG/CR-1278[1])。

米国の安全設計審査制度では、Human Factors Engineering (HFE）をプラント設計、運営のライフサイクルを通じて適用することを要求しており、同様に安全設計審査の一つとしている PRA/HRA とのインターフェースとして、リスク上重要な操作を特定して、これを HFE の観点からプラント設計（ヒューマンインターフェース設計、運転要領書設計、訓練計画など）へ展開し、その反映結果を審査することとしている。ここでは、先行する米国の安全設計審査制度における PRA/HRA と HFE のインターフェースについて概要を説明するとともに、導入する場合の課題等について述べる。

2. HFE プログラムの概要

HFE は、米国安全設計審査の一つとして、プラント設計～運転のライフサイクルを通じ、他の安全設計／プログラムとの人的な要因の側面からの係りを要求しており、具体的は図１に示す１２のエレメントから構成される(NUREG-0711[2])

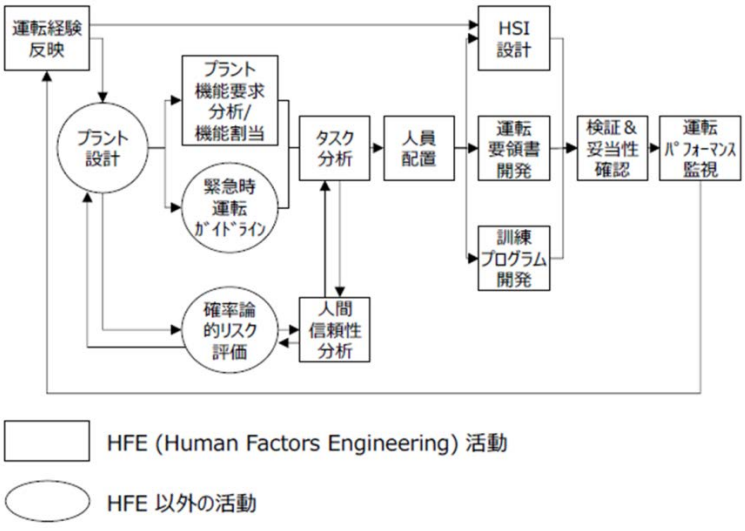


図１　HFE プログラム

*Kenji Mashio[1]
[1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

3. HRA と HFE のインターフェース

HFE プログラムでは、 PRA/HRA とのインターフェースとして、図２に示すようなインターフェースを纏めている。
ここで、ポイントとなるのが、”Treatment of Important Human Actions (TIHAs)” であり、PRA/HRA から重要な HA を抽出し、これを HFE プログラムを通じてプラント設計、運転要領書等のその他の設計、プログラムに展開することとしている。
また、タスク分析では、HRA のタスク分析と融合する形でタスクの分解、シーケンス展開、作業時間評価を行う。
ここでは、TIHAs におけるリスク上重要な HA の特定と抽出、及び、HFE の観点からのタスク分析の考慮事項について述べるとともに具体事例を示す。

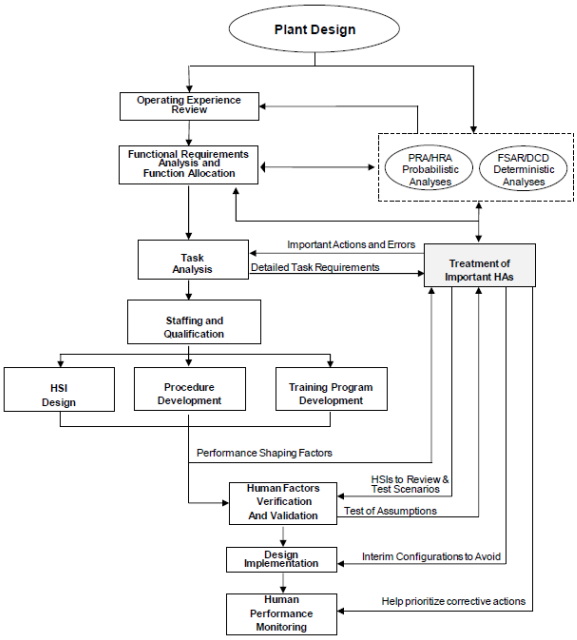


図２　HRA と HFE の I/F

4. リスク上重要なヒューマンアクション（HA)の決定プロセス（HRA⇒HFE)

PRA/HRA から HFE に展開するための、重要な HA の抽出には、PRA でのリスク指標（リスク変化(ΔCDF)及び２つのリスク重要度（FV: Fussell-Vesely, RAW: Risk Achievement Worth)を活用して抽出することとしている。
具体的には、NUREG-1764[3]に基づき、図３に示すステップにしたがって、リスク上重要な HA を抽出する。
当該プロセスは、PRA/HRA 分析者と HFE 専門家が協調して進めることとしている。

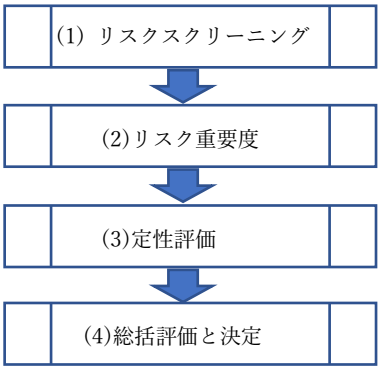


図３　重要な HA の抽出プロセス

5. タスク分析との関与（HFE⇒HRA）

HRA において、HEP を算出するために、運転員の作業の特定、作業の流れ（シーケンス)、作業環境／場所などイベントツリーやエラー率の影響因子（PIF）などを特定する必要があり、タスク分析が必要となる。

6. HFE/HRA インターフェースの適用事例と課題について

米国の新設、既設プラントの適用事例の紹介、及び最新 HRA 手法の我が国適用に対する課題について述べる。

参考文献

[1] NUREG/CR-1278, “Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Application” U.S. NRC, 1983
[2] NUREG-0711, Rev.3 “Human Factors Engineering Program Review Model” U.S. NRC, 2012
[3] NUREG-1764, Rev.1 “Guidance for Review of Changes to Human Actions” U.S. NRC, 2007

(Wed. Mar 20, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room L)

[1L_PL04] Panel Discussion

*Takashi Takata[1], *Yukihiro Kirimoto[2], *Kenji Mashio[3], *Hiroshi Ujita[4] （1. Univ. of Tokyo, 2. CRIEPI, 3. MHI, 4. AdvanceSoft）

現在、原子力発電所の活動にRIDM（リスク情報を活用した意思決定）の導入が進められており、定量的リスク情報の一つとしてPRAによるCDF値が中心的に利用されている。このCDF値の定量評価おいて人間の関与は人間信頼性解析（Human Reliability Analysis, HRA)で内包されているがHRAで想定している（保守的）シナリオと現場における安全性向上の取り組みの間には依然として乖離があることは否定できない。本セッションではヒューマンマシンシステム部会との共催でPRAにおける人間信頼性解析の課題に関して議論を行うことで、PRAにおけるHRAの問題点を共有し、課題解決に向けた取り組みを支援することを目的とする。

©Atomic Energy Society of Japan

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

[1M_PL] For succession and development of test techniques on materials irradiation research

Chair:Eiichi Wakai(JAEA)

Wed. Mar 20, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room M (Common Education Bildg. 2 3F No.37)

[1M_PL01] Any idea for successful inheritance of our "technologies" and "wisdom"?

*Hiroaki Abe[1] （1. Univ. of Tokyo）

[1M_PL02] Activities for succession of irradiation test and post irradiation examination techniques at JAEA

*Kunihiko Tsuchiya[1] （1. JAEA）

[1M_PL03] Activities for succession of post irradiation examination techniques at a hot laboratory in a private company

*Yuji Kitsunai[1] （1. NFD）

©Atomic Energy Society of Japan

2019年春の年会

材料部会セッション

材料照射研究に係る試験技術の継承と発展に向けて

For succession and development of test techniques on materials irradiation research

（1）技術と智慧の継承をどのような視点で整理したら良いと思いますか？

(1) Do you have any viewpoints aiming to succeed to "technologies" and "wisdom"?

*阿部弘亨[1]

[1]東京大学

材料研究は様々な分野で必要不可欠な学術領域であって、科学としては刺激に満ちてエキサイティングである。それゆえ、材料研究者はそもそもフレキシビリティが高く、課題探求能力、解決能力に溢れている。一方、技術の視点では、テーマがうつろいやすく、特定の領域の研究者人口の隆盛が激しく、技術や智慧の継承が難しい分野であるともいえる。いわばミクロ（個人）の視点では happiness を得やすいが、マクロな視点では時代の変遷とともに個々の分野の栄枯盛衰がみられることになる。

また、科学と技術は連続して深化しており、個別分野が深く深く掘り下げられ、そして幅が広がっていく。この一例として典型的なものが光合成とカルビン回路である。光化学反応（明反応）によって水から NADPH と ATP と酸素が作られ、前二者が駆動力となってカルビン回路（暗反応）が回り、二酸化炭素が固定されてデンプンを生産する、というものである。高々３行で説明できる反応であるが、現在の理解では詳細なマップはちょっとした部屋程度の大きさになる[1]。当然ながらこれは全ての分野で共通している。個人の能力の限界を考えれば全てを俯瞰することは難し。そして、その負の二次影響として研究者がごく限定された専門領域で（場合によっては自ら望んで）孤立するという現象が起きる。同様の懸念は日本化学会にもある[2]。

さらに、科学技術分野の栄枯盛衰は多くの事例がある。西洋の錬金術や日本の造兵学のように時代の流れに伴って消滅した分野もあれば、タービンの研究のように今どきの大学ではほとんど研究されなくなっている分野もある。これらに共通するのは、時代の要請の変遷、新興分野への研究者の流出、研究課題の枯渇等に起因していると考えられる。

原子力材料の分野はどうだろうか？福島の事故以降、再稼働は遅々とし、新しいプラントはできず、新しい炉型も提案しにくく、原子力分野の先細り感や閉塞感を感じている方が多いと推察される。しかし現実には、小型モジュール炉をはじめ新規の炉型提案もあり、事故炉デブリ対策、事故耐性燃料、核融合炉材料開発等、様々な研究が進行している。そしてこれらには材料研究の課題が満載であり、現状の研究者規模では全然足りない状況である。つまり、研究ニーズも課題も沢山あるのに閉塞感がある。私見を言えばこの閉塞感は多分に心理的であり、日本と海外の材料研究者の温度差にその論拠を見出すことができると考える。

原子力材料分野は衰退の途にあるのではなく、むしろ拡大の方向にある。先に論じた科学技術の深化と専門分野の自己狭隘化をヒントにすれば、科学技術の深化は私たちの活動の当然の結果であり避けられない。最近の材料研究は種々の先進技術の導入によって深化と拡大はますます加速されている。positive spiral に転ずる方策を講じるとすれば、専門分野の自己狭隘化と孤立化の回避にある。つまり、私たちは、科学者としての在り方を保ちつつも、積極的に自身の専門分野の壁を破り、隣の領域、ご近所の領域、はたまた遠方の領域の専門家に対し敬意をもって積極的に交流を積み重ね、仲間を作る活動を皆が意識を共有して継続することが肝要なのではと考える。

発表当日は問題提起を主とし、皆で知恵を出しあって議論させていただきたい。

参考文献

[1] http://biochemical-pathways.com/#/map/1

[2] http://www.chemistry.or.jp/roadmap/Roadmap.html#01

*Hiroaki ABE[1]

[1]University of Tokyo

2019年春の年会

材料部会セッション

材料照射研究に係る試験技術の継承と発展に向けて
For Succession and Development of Test Techniques on Materials Irradiation Research

（2）JAEAにおける照射試験及び照射後試験技術の継承に係る取組み

(2) Activities for Succession of Irradiation Test and Post Irradiation Examination Techniques at JAEA

*土谷　邦彦[1]，楠　剛[1]，神永　雅紀[1]
[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

原子力機構においては、2017～2028 年度まで（第4 期中長期目標期間末まで）を対象に、「施設の集約化・重点化」、「施設の安全確保」及び「バックエンド対策」を「三位一体」で整合性のある総合的な計画として具体化した「施設中長期計画」を2017年4月に公表した[1]。この中で国内唯一の材料試験炉であるJMTR も廃止施設として位置付けられた。一方、世界のほとんどの試験研究炉は、JMTRと同様に高経年化が進み、フランスのOSIRIS、カナダのNRU、ノルウェーのHALDEN など、高出力の試験研究炉の廃炉が相次いで決定されている。このような背景の下、原子力開発を安全かつ効率的に進めていくためには、これまで培ってきた技術を継承するとともに原子力開発に従事する人材の育成が重要な課題となる。

本発表では、JMTRで培ってきた照射技術及び照射後試験技術の技術継承及び人材育成の取り組みを中心に紹介する。

2. 試験研究炉の現状

2-1. 海外の試験研究炉の現状

2010年にOECD/NEAにおいて、「原子力の科学技術で必要とされる試験研究施設」に関する報告書が公表された[2]。この報告書では、各国の財政的な理由で既存の原子炉へのサポート、新たな原子炉の開発、計画や先進的な原子炉の研究に関する活動が抑制される傾向であること、これにより、今日までの原子力開発の過程で蓄積してきた試験データの維持・継承さえも危うくなる傾向であることなどが懸念されるとして、各国の原子力研究施設に関するデータベースが構築されている。本データベースは、国別、施設の種類(原子炉、加速器等)、利用領域(ADS、燃料研究など)またはその施設を所有する組織でまとめられている。

しかしながら、2015年にベルギーにあるBR-2は炉内構造物の更新を行い、今後10年間の運転継続が決まったものの、フランスのOSIRISは2016年、カナダのNRUは2017年に正式に廃止が決定された。また、高経年化による故障により頻繁に停止しているオランダのHFRについても2024年に廃止予定とされている。さらに、ノルウェーのHBWRは、2016年の放射能漏れ事故を契機に、2018年に正式に廃炉が決定された。一方、新たな次期照射炉として、JHR及びPALLASなどがあるが、建設が開始されているJHR以外はまだ計画もしくは設計段階であり、OECD/NEAの報告書が出されて以降、大きな進展はない。RI製造や中性子ビーム実験用の試験研究炉は、ヨルダン、韓国、アルゼンチン、ブラジル等で建設が計画されているが、軽水炉等の燃料・材料の照射試験を行うためには十分な中性子束が得られない。このような現状から、2025年頃には、世界に高出力の試験研究炉が3基程度（アジア圏(中国を除く)に限っては0基）となると予想されている。

2-2. 日本における照射試験炉の現状

2013年12月に試験研究炉に係る新規制基準が施行された後、現時点では国内で照射試験ができる試験研究炉は2017年に京大炉(KUR)再稼働したのみである。特に、JMTRにおいては、新規制基準が施行された後、耐震評価を実施していく中で新規制基準へ適合させるためには多額の改修費が必要とされ、再稼働を断念せざるを得なくなった。JRR-3においても、建家の改修などまだ数年を要し、早期の再稼働が困難な状況である。

JMTRは、軽水減速・冷却タンク型で熱出力50MWの汎用型材料試験炉であり、これまで、①動力炉国産技術の確立と国産動力炉の開発のための原子炉用材料、燃料等の照射実験、②放射性同位元素の生産及び③教育

訓練の目的として、発電用軽水炉燃料や材料の照射試験を中心に、新型転換炉、高速炉、高温ガス炉、核融合炉等の燃料・材料の照射試験に広く利用されてきた。また、大学を中心とした原子炉材料に係る基礎研究や人材育成、医療・工業用のラジオアイソトープの製造等にも活用される等、我が国の原子力に係る研究開発、利用の発展に貢献してきた。この間、様々な照射技術及び照射後試験技術の開発が行われ、世界に誇る照射データも提供してきた。これらの技術開発の詳細については、JAEAの報告書[3]としてまとめられているので本予稿では割愛する。

3. JMTRにおける技術継承及び人材育成の取組み

3-1. 海外照射の実績と取組み

JMTRでは、2005年度までの稼働中及び改修が決定された2006年度から現在まで、国際協力を活用して、JMTRでは困難な照射試験や再稼働に向けた各種計測・計装技術開発を行うために、海外炉を用いた照射試験を検討し、実施してきた。海外炉を用いた照射試験の実施においては、計画策定が非常に重要であり、十分に先方と議論する必要があるとともに、遠隔地で試験を実施することから、要望する照射データの取得が困難であること、試験試料の輸出管理が研究者のみでは対応が困難であることなどもリスクとして考慮する必要がある。また、試験準備から照射データを得るまでに最低でも3年と長期期間必要であることも、海外炉を用いた照射試験では考慮しておく必要があり、技術継承の他、人材の育成も必要不可欠となる。

JMTRでは、国際科学技術センター(ISTC)の国際協力等を活用して、照射試験を実施してきた。これらの照射試験の実績に基づいて、海外炉を用いた照射試験の利点・欠点等について紹介する。また、国内の試験研究炉の再稼働を見越して、これまでJMTRで培ってきた照射技術の技術継承への取組みについても紹介する。

3-2. 人材育成への取組み

JMTRでは、JAEAの人材育成センターで行っている研修の他、2010～2018年度の間、国内外の若手研究者・技術者を対象とした試験研究炉に係る実務研修を継続して実施してきた[4]。この間、2017年度までの8年間で9か国（カザフスタン、タイ、マレーシア、インドネシア、ベトナム、ポーランド、アルゼンチン、モンゴル、日本）から延べ201名が参加した。特に、今後のエネルギー需要の増大が想定されているアジア地域の研修生が多く、彼らは原子力エネルギーの必要性を強く認識していたため、研修にも積極的に取り組んでいた。本研修を通じて、培ってきた技術や知識の継承という観点から、本研修を有効に活用していくことを検討している。

4. おわりに

福島第一原子力発電所事故以降、原子力に対する安全性検証と安全強化に向けた取組みが行われている。エネルギーの安定供給の観点から、原子力発電はベースロード電源と位置付けられていることから、技術開発を通じて、より安全性を追求する必要がある。また、科学技術の向上に係る研究アクティビティを維持・発展させ、産業・医療分野での利用もあることから、照射技術や照射後試験技術を活用し、人材育成や技術継承を着実に行っていくことで、我が国がリーダーシップを発揮し、原子力分野への国際貢献を果たすことが必要と考えている。

参考文献

[1] 日本原子力研究開発機構,「施設中長期計画」, 平成 29 年 4 月(平成 30 年 4 月改正).
[2] 原子力機関経済協力開発機構編, 「原子力の科学技術で必要とされる試験研究施設(Research and Test Facilities Required in Nuclear Science technology)」, OECD 2010, NEA No. 6947 (2010).
[3] 原子力機構　照射試験炉センター, 「JMTR 照射試験・照射後試験に関する技術レビュー」, JAEA-Review 2017-016 (2017).
[4] 江口祥平, 他,「JMTR 及び関連施設を活用した実践型オンサイト研修(2017 年度)」, JAEA-Review2017-032 (2017).

*Kunihiko Tsuchiya[1], Tsuyoshi Kusunoki[1] and Masanori Kaminaga[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

2019年春の年会

材料部会セッション

材料照射研究に係る試験技術の継承と発展に向けて

For Succession and Development of Test Techniques on Materials Irradiation Research

（3）民間ホットラボ施設における照射後試験技術の継承に係る取組み

(3) Efforts concerning the inheritance of PIE technology at private hot laboratory facility

*橘内裕寿[1]

[1]日本核燃料開発株式会社

1. 概要

日本の民間ホットラボ施設は原子力プラントメーカによって使用済燃料の調査・研究を目的に設立され、高線量の使用済燃料を安全に取り扱い、効果的な試験を行うための技術として照射後試験技術が開発・向上してきた。その後シュラウドや制御棒など様々なプラント材料の不具合調査なども実施され、燃料以外の放射化金属の照射後試験技術についても技術の蓄積が進んだ。このように民間の照射後試験技術は主として電力会社のニーズに合わせて開発・維持・向上してきた背景がある。しかしながら、１Ｆ事故後、原子力プラントが停止したことから、プラント運転を前提とした照射後試験施設の電力ニーズが急激に低下し、さらには電力会社の原子力材料研究予算の大幅な削減が進んだことから、外部資金によって運営される照射後試験施設の技術力維持が難しい状況になっている。

照射後試験は高線量の燃料や材料を試験対象とすることから、ホットセルによる遠隔操作技術が必須であり、長さ 4m の燃料集合体をそのまま扱う技術、試験片を得るために切断・加工する技術、金属組織を観察するための埋め込み・研磨技術、強度試験等破壊試験を行う技術および分析のための前処理技術、電子顕微鏡による詳細観察技術などの遠隔操作が要求される。また、輸送キャスクを用いて使用済燃料や高線量の材料をプラントからホットセルまで輸送する技術も必要となる。

原子力プラントに関連する外部資金が減少する中、１Ｆ事故後に脚光を浴びている事故耐性燃料開発の大型プロジェクトを METI 国プロで立ち上げたり、１Ｆ燃料デブリの調査を既存のホットセルを活用して行うことなどで、燃料に関する照射後試験技術の維持、若手の育成を進めている。また、材料研究分野においては原子力委員会研究プラットフォームを通じて照射後試験に従事する研究者・技術者の技術力維持と人財育成のため照射材研究プログラムを一定の規模で確保出来るように働きかけている。

照射後試験技術の継承は技術のみならず安全意識の継承も重要である。今後も安全を最優先に、原子力の安全・安心を提供できる照射後試験技術を醸成していく。

*Yuji Kitsunai[1]

[1]Nippon Nuclear Fuel Development Co. Ltd.,

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

[1B01-03] Debris Treatment 1

Chair:Koichiro Takao(Tokyo Tech)

Wed. Mar 20, 2019 10:00 AM - 10:50 AM Room B (Common Education Bildg. 2 1F No.10)

[1B01] Basic study on actinide leaching and waste manegement of MCCI debris

*Yuji Kodama[1], Takayuki Sasaki[1], Taishi Kobayashi[1], Daisuke Akiyama[2], Akira Kirishima[2], Nobuaki Sato[2] (1. Department of Nuclear Engineering, Kyoto Univ., 2. Institute of Multidisciplinary Research for Advanced Materials, Tohoku Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM

[1B02] Study on the new solidification method for fuel debris using aluminosilicate

*Saya Watanabe[1], Daisuke Akiyama[1], Akira Kirishima[1], Nobuaki Sato[1], Hitoshi Mimura[2], Minoru Matsukura[2] (1. IMRAM, Tohoku Univ. , 2. UNION SHOWA K.K.)

10:15 AM - 10:30 AM

[1B03] The process of the debris in Fukushima site and the spent nuclear fuel

*Shotaro Akahori[1] (1. Medical faculty of Tokyo University)

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

MCCI デブリからのアクチノイド溶出機構および処理プロセスに関する基礎研究
（8）MCCI デブリのガラス固化に関する予察的検討

Basic Study on actinide leaching and waste management of MCCI debris

(8) Study on vitrification of MCCI debris

*児玉雄二[1], 佐々木隆之[1], 小林大志[1], 秋山大輔[2], 桐島 陽[2], 佐藤修彰[2]

[1]京大院・工、[2]東北大多元研

燃料成分として UO_2、コンクリート成分として CaO および SiO_2、燃料被覆管の酸化物として ZrO_2 を用い、これらを所定の比率で高温加熱処理した模擬 MCCI デブリを調製した。さらに、得られた模擬デブリにガラス主成分としての SiO_2, B_2O_3, NaO_2 を加えて大気雰囲気下で高温加熱処理したガラス固化試料を調製した。これに中性子照射して核分裂生成物 (FP) を生成し、水に浸漬した際の核種の溶出挙動を評価した。

キーワード：MCCI デブリ、ガラス固化、核分裂生成物、溶出挙動

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所事故において、炉心溶融に至った燃料の一部は格納容器下のコンクリート等と接触し、MCCI (Molten Core Concrete Interaction) デブリが形成されたと考えられている。同デブリはコンクリート構成元素を含むことから、健全な二酸化ウランと比して水への溶解性が高くなる可能性が懸念されるため、最適な処理・処分方法について様々な角度から検討する必要がある。再処理プロセスで生じる高レベル放射性廃液の安定化技術であるガラス固化は、種々の放射性核種の地下水への溶出を抑制する効果があり、燃料デブリの処理法としても検討に値すると考えられる。そこで本研究では、模擬 MCCI デブリ（以下、模擬デブリ）を調製し、ガラス固化した際の核種の水への溶解性について、幾つかの事例検討を行った。

2. 実験

模擬デブリは、例えば UO_2, CaO, SiO_2 の混合物を酸化雰囲気 (2%O_2)、1200℃で加熱し、$CaUO_4$ (cubic+trigonal) を得た。得られた模擬デブリにガラス成分 (SiO_2, B_2O_3, Na_2O) を 95wt% (GC05) および 85wt% (GC15) の含有率で乳鉢を用いて磨砕混合したものをアルミナ坩堝に入れて、大気雰囲気下で 4 時間、1200℃で加熱した。炉冷後、目視および XRD よりガラス固化の進行を確認した。さらに京大複合研にて試料を熱中性子照射し、γ 線スペクトル法により生成核インベントリを測定した後、中性 pH の水溶液にガラス固化試料を浸漬した。なお比較のために、ガラス固化していない(未処理)試料も用いた。所定時間(t)振とうの後、浸漬液の一部を孔径 0.45μm のメンブランフィルタでろ過した。U 濃度を ICP-MS で測定するとともに、蒸発乾固して点線源とした試料の放射能 $A_M(t)$を測定した。得られた結果から、$r_M(t) = A_M(t) / A_{i,M}$ の関係に基づいて核種 M の溶出率 $r_M(t)$ [1]を算出し、さらに U の溶出率 r_U で規格化した（以下、ウラン規格化溶出率 R_M）。

3. 結果と考察

結果の一例として、ガラス固化試料における模擬デブリの含有率が 5wt% (GC05)、15wt% (GC15) および未処理試料の外観および R_M を Fig.1 に示す。外観から、MCCI デブリとガラス成分との溶解反応の結果、生成物の性状は未処理のそれとは異なることが分かった。また、ガラス固化試料の R_M 値は、未処理試料よりも 1 桁程度低下した。マトリクスウランの溶出に対して FP 核種の溶出抑制が示唆された。このことから MCCI デブリのガラス固化処理が FP 核種の溶出抑制に有効であると期待される。発表当日は、他の模擬デブリ試料の結果と共に核種のウラン規格化溶出率についてさらに言及し、固相の状態との関連についても議論する予定である。

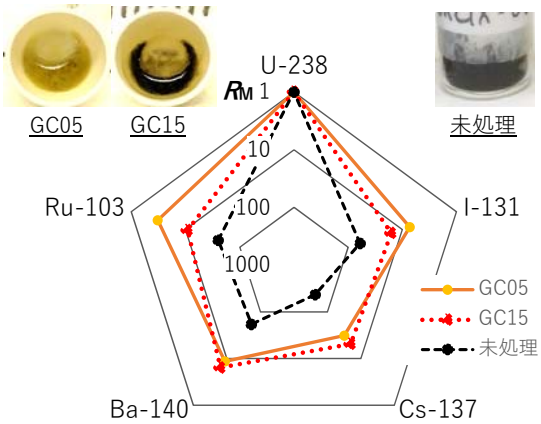


Fig. 1　ガラス化処理後の外観とウラン規格化溶出率 $R_M(t)$ (t = 4 週間)

謝辞: 本研究は、JSPS 科研費(JP16H02447)「MCCI デブリからのアクチノイド溶出機構および処理プロセスに関する基盤研究」の助成を受けて実施したものです。

参考文献: [1] T. Sasaki, Y. Takeno, T. Kobayashi, A. Kirishima, N. Sato, Leaching behavior of gamma-emitting fission products and Np from neutron-irradiated UO_2–ZrO_2 solid solutions in non-filtered surface seawater. J. Nucl. Sci. Technol., 3 (2016) 303-311.

*Yuji Kodama[1], Takayuki Sasaki[1], Taishi Kobayashi[1], Daisuke Akiyama[2], Akira Kirishima[2] and Nobuaki Sato[2]
[1]Kyoto Univ., [2]Tohoku Univ.

アルミノケイ酸塩鉱物による燃料デブリの新規固化法の研究

Study on the new solidification method for fuel debris using aluminosilicate

*渡部さや[1] 桐島陽[1] 秋山大輔[1] 佐藤修彰[1] 三村均[2] 松倉実[2]

[1]東北大多元研 [2]ユニオン昭和

いくつかのアルミノケイ酸塩鉱物を固化剤として用いた燃料デブリの新規固化法について検討した。ゼオライト、カオリン、アロフェン等の固化剤をウラン酸化物と混合し、圧縮成型後、大気雰囲気にて加熱して焼結固化体とした。また、固化体を純水に浸漬させて、アルミノケイ酸塩によるウラン溶出抑制効果の評価を行った。

キーワード:燃料デブリ、アルミノケイ酸塩、固化法

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故において生じた燃料デブリは、通常の核燃料サイクルで発生する廃棄物と異なる放射性廃棄物であり、未だ処理法が決まっておらず、今後最適な安定固化法を選択する必要がある。そこで、高い化学的安定性と陽イオン吸着能を併せ持つアルミノケイ酸塩鉱物に着目し、本研究ではアルミノケイ酸塩鉱物を固化剤として用いた燃料デブリの新規固化法について検討している。本報では燃料デブリの主成分であるウランの安定固化について報告する。

2. 実験

各種のアルミノケイ酸塩鉱物(A 型ゼオライト、カオリン、アロフェン、チャバサイト)とウラン酸化物(UO_2,U_3O_8)を重量比 1:1 で混合し、ペレット成型機を用いて 2MPa で 1 分間加圧し、圧縮成型体を作製した。圧縮成型体を大気雰囲気にて 600, 800, 1000℃の各温度で 1 時間加熱し焼結固化体とした後、密度測定、固相分析および一軸圧縮強度測定を行った。作製した焼結固化体を表面積 cm^2/溶液体積 cm^3 比= 0.1 cm^{-1} となるよう超純水に浸漬後、25℃に保持した振とう機にて 60rpmで振とうさせ、ウランの溶出実験を行った。サンプリングは実験開始から 3 日目、7 日目、14 日目、21 日目、28 日目に固液分離し、液相のウラン濃度を ICP-MS にて測定することにより、ウラン溶出量を求めた。

3. 結果と考察

焼結時に UO_2 を用いた焼結固化体は UO_2 が U_3O_8 に酸化することにより体積増加が起き自壊したが、U_3O_8 を用いたものは固化に成功した。ウランの浸出試験の結果から、すべての試料で浸漬時間の増加に伴いウランの溶出率が増加する傾向が見られた。ウランの溶出率は固化剤がカオリンの場合を除き、U_3O_8 のみの場合と同程度もしくはそれ以下となり、アルミノケイ酸塩添加によるウランの溶出抑制効果が確認された。特に固化剤がアロフェンの場合は長時間経過してもウラン溶出量がほとんど増加せず、優れたウラン溶出抑制効果があることが分かった。

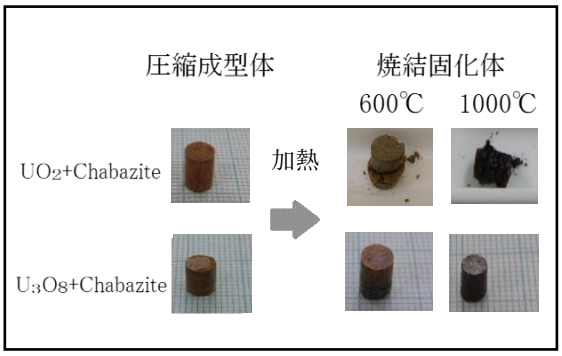


図 1 固化体の外観

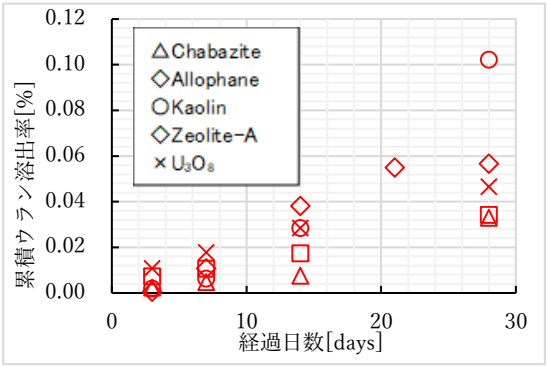


図 2 累積ウラン溶出率におよぼす浸漬日数の影響

*Saya Watanabe[1], Akira Kirishima[1], Daisuke Akiyama[1], Nobuaki Sato[1], Hitoshi Mimura[2], Minoru Matsukura[2]

[1]IMRAM, Tohoku Univ., [2]UNION SHOWA K.K.

デブリや使用済核燃料の処理方法について

The process of the debris and the spent nuclear fuel

*赤堀　将太郎[1]

[1]東京大学医学部, 株式会社スタンダードパワー

弊社では燃料デブリや使用済核燃料をフッ素もしくはフッ化窒素で処理し、その後溶融塩高速炉に入れて燃焼させる方法について研究開発していく。

キーワード：溶融塩炉、トリウム溶融塩炉、プルトニウム消滅

1. 緒言

燃料デブリや使用済核燃料の処理方法については、①フッ化物揮発法にて処理する②EBR2 の乾式処理に用いられた方法にて処理する③フッ素もしくは窒化フッ素にて乾式処理する、などの選択肢が考えられる。弊社では、「③→溶融塩高速炉」での発電のプロセスについて研究開発していく。

2. フッ化物溶融塩炉実現に向けて

2-1. 溶融塩炉の開発順序について

「材料と塩の選択→材料の腐食試験→概念設計→原子力規制庁に審査提出→試験炉運開→商業炉運開」この中で腐食制御と燃料合成のところは難易度が高いと考えられる。

2-2. 腐食制御について

塩中の不純物分析が困難、不純物と腐食速度との関係性が不明、溶融塩の組成は無限にあり、その系統的な研究が行われていない、といった障壁がある。

弊社では FLiNaK,NaF-NaBF4 などフッ化物溶融塩に対し溶融塩の純度と腐食速度の解明を行い、最適な材料組み合わせを 2019 年末までに検討する。

2-3. 溶融塩燃料製造について

デブリ、使用済核燃料を三フッ化窒素で処理し、反応温度を段階的に高めて放射性核種を分離するという燃料合成方法がある。[1]

①300℃において Tc と Mo を回収、②400℃において Nb,Pd,Sn などの貴金属類を回収③500℃においてウランを UF_6 として揮発回収④残留した Pu,Np,Am,Cm 等のアクチニド、ランタニド、その他 FP を濾過処理、という４ステップを踏む。

上記①と③については、米ベンチャーFLiBe Energy 社がワシントン州 PNNL にて実験を開始している。具体的には、LiF-BeF2-UF4 に FP の擬似物質として Mo を加えた溶液を NF3 にて処理し、ウラン燃料を UF6 として揮発させる実験を３億円程度の資金で２年間かけて行うとのことである。弊社では 2019 年末まで②や④の過程についても詳細に検討していく。

参考文献

[1] B. K. McNAMARA, et al., “Nitrogen Trifluoride-Based Fluoride-Volatility Separations Process: Initial Studies,” PNNL-26775 (Sep 2011)

---

*Shotaro Akahori[1]

[1]The medical faculty of Tokyo University, Standard Power, Inc.

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

[1B04-08] Nuclide Separation and Recovery 1

Chair:Hideki Tomita(Nagoya Univ.)

Wed. Mar 20, 2019 10:50 AM - 12:10 PM Room B (Common Education Bildg. 2 1F No.10)

[1B04] Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology

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

10:50 AM - 11:05 AM

[1B05] Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology

*Akihiro Suzuki[1], Yoichi Endo[1] (1. NFD)

11:05 AM - 11:20 AM

[1B06] Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology

*Keita Endo[1], Kuniyoshi Hoshino[1], Tetsuo Fukasawa[1], Akihiro Suzuki[2] (1. Hitachi-GE , 2. NFD)

11:20 AM - 11:35 AM

[1B07] Technical options of radioactive waste management for the second half of the 21st Century, inconsideration of Pu utilization and less environmentally impacted geological disposal

*Go Chiba[1], Masahiro Kawakubo[2], Hidekazu Asano[2] (1. Hokkaido University, 2. Radioactive Waste Management Funding and Research Center)

11:35 AM - 11:50 AM

[1B08] Technical options of radioactive waste management for the second half of the 21st Century, inconsideration of Pu utilization and less environmentally impacted geological disposal

*Yu Kobayashi[1], Go Chiba[1], Masahiro Kawakubo[2], Hidekazu Asano[2] (1. Hokkaido University, 2. Radioactive Waste Management Funding and Research Center)

11:50 AM - 12:05 PM

©Atomic Energy Society of Japan

MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発
（13）顆粒体製造における模擬高レベル廃液乾燥条件の検討

Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology

(13) Investigation of Drying Condition of Simulated High Level Liquid Waste for Granule Production

*遠藤 洋一[1]，鈴木 晶大[1]，大内 敦[1]，水迫 文樹[1]

[1] 日本核燃料開発株式会社

高レベル廃液から作製した顆粒体の元素分布の一様性を確保するためには、高レベル廃液の蒸発乾燥を短時間で実施し、激しく生じる気泡により混合状態を確保しながら乾燥させることが重要であることがわかった。ロータリーキルン（傾斜付き回転管状炉）内にて短時間で模擬廃液を乾燥させたところ、膜沸騰により管壁への付着も弱まり、管壁からの剥離及び焼成過程への移送も容易となった。

キーワード：柔軟な廃棄物管理法、ロータリーキルン法、高レベル廃液，顆粒体、乾燥プロセス

1. 緒言

将来確立する MA 分離変換技術への適用を目指し、再処理後の高レベル廃液を乾燥・仮焼・顆粒化し貯蔵する柔軟な廃棄物管理法の実用化開発[1, 2]を進めている。高レベル廃液から顆粒体を混合しながら一気に製造する手法としてロータリーキルン（傾斜付き回転管状炉）法を選定している。ロータリーキルンに投入された廃液は蒸発乾燥・仮焼・顆粒化のプロセスを経て顆粒体として出力されるが、貯蔵時に生じる崩壊熱による局所融解を防止するため、顆粒体内での元素の分布の一様化が必要である。本報告では、一様な顆粒体を得るための乾燥プロセスに関する研究について報告する。

2. 乾燥条件の検討

高レベル廃液の乾燥時の挙動を明らかにするために、まず高レベル廃液を模擬した硝酸溶液（模擬廃液）を種々の温度に設定した蒸発皿に滴下する試験を実施したところ、2 分以内で乾燥させると元素の偏在が少ないことが分かった。次に、水平配置し、500℃に予熱したロータリーキルンに模擬廃液を注入したところ、ロータリーキルン炉心管の外壁温度は乾燥中 350℃であり、模擬廃液は膜沸騰しながら 2 分以内で乾燥した。乾燥物を取り出し、仮焼・顆粒化したところ元素分布が一様な顆粒体が得られた（図 1）。急激に沸騰させ、生じた気泡で元素を混合した結果と考えられる。なお、取り出し時、短時間の乾燥では乾燥物はロータリーキルンの管内壁への付着が弱くなった。傾斜したロータリーキルンでは膜沸騰中の模擬廃液は急速に下降するため、模擬廃液の流出を低減させる液止めと、弱いながらも管壁に付着した乾燥物を剥がす剥離板を設置することで、連続的に廃液を乾燥しながら乾燥物を次工程へ移動させられることが分かった。

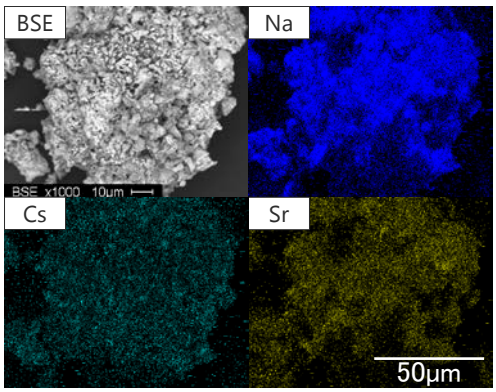


図 1　顆粒体の元素分布

参考文献

[1] 鈴木ら、日本原子力学会 2017 年春の年会 1L01

[2] 遠藤ら、日本原子力学会 2018 年秋の大会 1G01

本報告は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日本核燃料開発株式会社が実施した平成 29 年度及び 30 年度「MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発」の成果を含みます。

*Yoichi Endo[1], Akihiro Suzuki[1], Atsushi Ouchi[1], Fumiki Mizusako[1]

[1]NIPPON NUCLEAR FUEL DEVELOPMENT CO., LTD.

MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発
（14）顆粒体高密度化手法の開発

Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology

(14) Research on fabrication of HLW densified granule

*鈴木 晶大[1]，遠藤 洋一[1]

[1] 日本核燃料開発株式会社

顆粒体の高密度貯蔵のため、模擬廃液から作製した顆粒体のホットプレスによる高密度化を図ったところ、硝酸塩成分の多く残留する低温仮焼の顆粒体では低圧のプレスで高密度顆粒体が作製できることがわかった。また、その熱伝導率から貯蔵用キャニスタ装填時の熱除去性を向上できることがわかった。

キーワード：柔軟な廃棄物管理法、高レベル廃棄物顆粒体、加熱プレス，顆粒体熱伝導率

1. 緒言

現行再処理廃液を仮焼し、将来 MA 分離変換技術が確立するまで顆粒体の形態で貯蔵するという柔軟な廃棄物管理法では、仮焼・顆粒化手法として回転式管状炉(ロータリーキルン)を採用して局所融解に関わる発熱元素の均一分布[1]を図った顆粒体の作成を行い、それを細径キャニスタに装荷して貯蔵する。ここで、顆粒体をそのままキャニスタに装荷した際のかさ密度(充填率)は 50%程度であるが、顆粒体をホットプレスして高密度顆粒体としてキャニスタに高密度充填することができれば、さらなる貯蔵面積低減を図ること[2]が可能であり、顆粒体の高密度化をオプションとして開発を進めている。本発表では、仮焼温度の異なる顆粒体からの高密度顆粒体の製造法開発状況、及び高密度顆粒体の熱伝導率について報告する。

2. 模擬廃液による高密度顆粒体の試作

模擬廃液より作製した顆粒体について、250℃あるいは 300℃、100 秒あるいは 1000 秒にてホットプレスを実施したところ、図 1 に示すように、顆粒体製造時の仮焼温度の増加に伴って、90%以上のかさ密度(充填率)を得るために必要なプレス圧が大きくなることがわかった。この傾向はロータリーキルンで作製した顆粒体だけでなく、るつぼ内で作製した仮焼体粉末でも見られ、仮焼温度の増加に伴って比較的軟らかい硝酸塩成分が固い酸化物成分に変化するためと考えられる。なお、300℃あるいは 600℃で仮焼した顆粒体においては非常に小さな圧力で高密度化が可能であり、細径キャニスタへの高密度充填に有利な大口径高密度顆粒体が容易に得られる可能性がある。また、各高密度顆粒体の熱伝導度は、円筒内に装荷した状態の顆粒体の熱伝導率と比較して約 5 倍に増加しており、高密度充填による発熱密度増加に対して除熱性能の大幅な向上が期待できることがわかった。

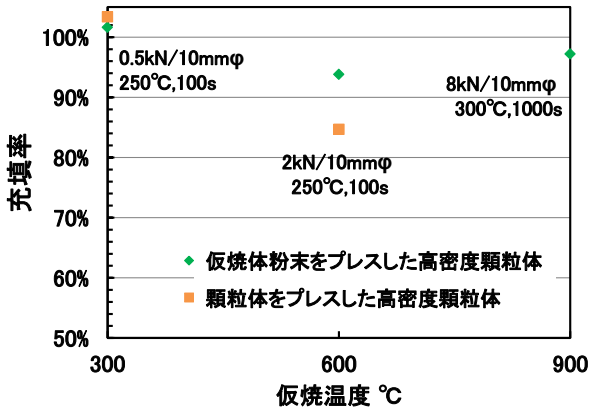


図 1　高密度顆粒体の充填率

参考文献

[1] 遠藤ら、日本原子力学会 2018 年春の年会 2O14
[2] 深澤ら、日本原子力学会 2017 年秋の大会 1G04

本報告は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日本核燃料開発株式会社が実施した平成 29 年度「MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発」の成果を含みます。

* Akihiro Suzuki [1], Yoichi Endo [1]

[1]NIPPON NUCLEAR FUEL DEVELOPMENT CO., LTD.

MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発 (15) 処分場面積の低減効果

Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology
(15) Reduction Effect of the Disposal Site Area

*遠藤慶太[1]，星野国義[1]，深澤哲生[1]，鈴木晶大[2]
[1] 日立 GE，[2] NFD

MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法（柔軟管理法）は、高レベル廃棄物（HLW）を顆粒体として貯蔵し、将来実用化される MA 分離変換技術を適用し、放射性廃棄物減容・有害度低減に資する技術である[1]。柔軟管理法適用時の処分場面積低減効果について MA 回収率等をパラメータとし評価した。
キーワード：柔軟な廃棄物管理、高レベル廃棄物、マイナーアクチニド、処分場面積

1. 緒言

ガラス固化体地層処分場の面積は、処分場における廃棄体（固化体＋オーバーパック）1 本当たりの占有面積 S に固化体本数 N を乗じることで算出される。柔軟管理法では、顆粒化開始までの期間（「MA 非顆粒化期間」とする）に発生する HLW は MA 非分離ガラス固化体となるが、顆粒化開始後の HLW は将来の MA 分離変換技術が適用され MA 分離ガラス固化体となる。両者が共存する場合の処分場面積 W を下式にて評価した。

処分場面積 W＝S(MA 分離)×N(MA 分離)/n＋S(MA 非分離)×N(MA 非分離)/n　　n:定置段数

占有面積 S については、処分場の岩盤条件（硬岩盤）や廃棄体の定置方式（処分孔竪置方式、処分坑道横置方式）を評価条件とし、固化体発熱量*の時間変化や処分場体系解析メッシュ、廃棄体及び処分場内物性値等を主な入力データとした 3 次元熱伝導特性解析により評価した。解析にあたっては、廃棄体と岩盤間に充填される緩衝材の最高温度が 100℃以下となるように処分孔間隔や定置段数、固化体への廃棄物充填率等を調整し最適化を図りつつ、MA 回収率や MA 非顆粒化期間をパラメータとし処分場面積の低減効果について評価を行った。　＊ 燃焼度 45GWd/tU、再処理前冷却期間 20 年の PWR 使用済燃料を処理した際の固化体

2. 結果

図 1 に竪置方式の評価結果を示す。MA 非顆粒化期間を 10 年とした場合、柔軟管理法の処分場面積は現行管理法に対し 41.9～42.9%ほど低減できる効果があり、MA 回収率の違いによる低減効果の差は 1%程度であった。また、MA 非顆粒化期間を 5 年とした場合は低減効果が 47.2～48.3%と拡大し、顆粒化開始までの期間が低減効果に大きく寄与することがわかった。一方、横置方式の評価結果を図 2 に示す。MA 非顆粒化期間を 10 年とした場合、低減効果は 42.4～43.4%となり、方式の違いによる差はあまり見られなかった。

今後、岩盤条件を軟岩盤とした場合や、HLW 高含有ガラス固化体を採用した場合の処分場低減効果について評価を実施し、柔軟管理法の有効性を確認していく。

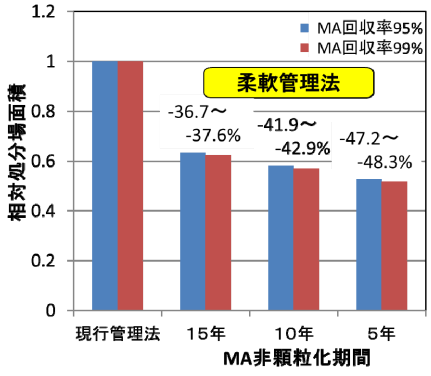


図 1　処分場面積評価結果（竪置）

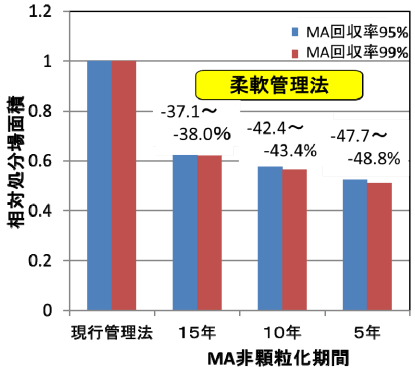


図 2　処分場面積評価結果（横置）

参考文献　[1]鈴木ら，日本原子力学会 2017 年春の年会 1L01

本報告は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日本核燃料開発株式会社が実施した平成 29 年度「MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発」の成果です。

* Keita Endo[1], Kuniyoshi Hoshino[1], Tetsuo Fukasawa[1], Akihiro Suzuki[2] ([1] Hitachi-GE, [2] NFD)

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（7）分離核種の燃焼を念頭に置いた CBZ コードシステムを用いた高速炉燃焼計算

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,
(7) Fast reactor burnup calculations with a CBZ code system for transmutation of partitioned nuclides

*千葉 豪[1]，川久保 政洋[2]，朝野 英一[2]
[1]北大，[2]原環センター

原環センターは平成 26 年度より自主研究として，発電以降の各種プロセス条件の多様性に着目し，核種分離・変換の取り込みも考慮して，地層処分場への影響を解析により比較検討している．その一環として，JAEA で概念設計が行われた大型高速炉の燃焼計算を独自に行うための環境を整備した．

キーワード：MOX **燃料高速炉**，**炉心燃焼計算**，核種分離，燃料サイクル

1. 背景　原子力システムから生み出される放射性廃棄物の地層処分場への影響を様々な観点から評価する際には，複数の異なる前提条件のもとで放射性廃棄物中の放射性核種のインベントリを評価すること，すなわち種々の条件での原子力システムの核燃料燃焼計算が必要となる．そのような観点から，原環センターと北海道大学は高速炉の炉心燃焼計算・放射性核種生成計算を独自に行う環境を整備している．

2. 汎用炉物理解析コードシステム CBZ　CBZ は北海道大学で開発している汎用の炉物理解析コードシステムであり，高速炉の炉心燃焼計算を行うモジュール FRBurner が実装されている．現時点では，均質集合体モデルによる実効断面積計算，二次元円筒モデルでの拡散理論に基づく炉心計算が可能となっている．また，FRBurner では核分裂生成物核種の生成と変換を全炉心計算で陽に考慮することが可能であり，様々な燃料サイクルの条件に基づいた高速炉燃焼計算及び廃棄物特性の詳細評価を行うことができる．

3. CBZ による大型 MOX 燃料高速炉の解析　高速炉システムとして高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究のフェーズ II で構築された大型ナトリウム冷却 MOX 燃料高内部転換型代表炉心[1]に着目し，その燃焼計算を行うための一連の入力データを公開情報に基づいて整備した．燃焼中の中性子実効増倍率について，文献[1]記載値と整合がとれることを確認した．また，平衡期炉心に関して，平衡サイクルにおける取り出し燃料 1 バッチあたりの燃料重量の CBZ による計算値と参照値（文献[1]記載値）との差異を表 1 に示すが，MA 核種も含めて参照値と概ね良い一致が得られた．以上より，CBZ の高速炉システムに対する燃焼計算の適用性を確認した．

表 1　平衡サイクルにおける取り出し燃料 1 バッチあたりの燃料重量の CBZ 計算値と参照値との差異（単位：kg）

	内側炉心		外側炉心		軸ブランケット	
		（差異）		（差異）		（差異）
U-235	4.8	-0.1	7.1	0.1	9.3	-1.4
U-236	3.7	0.6	3.1	0.5	2.6	0.4
U-238	6018.1	40.6	5880.6	28.1	6256.3	-98.8
Pu-238	24.3	1.1	26.8	0.6	0.3	0.1
Pu-239	854.9	12.9	873.3	9.3	381.3	27.5
Pu-240	553.2	9.7	593.5	3.7	47.9	9.7
Pu-241	85.3	0.0	83.9	-2.1	3.7	1.1
Pu-242	68.2	0.7	73.6	0.3	0.2	0.1
Np-237	6.0	0.8	7.2	1.1	0.8	0.0
Am-241	29.8	0.4	39.6	0.4	0.4	0.1
Am-242m	2.1	0.0	2.3	-0.1	0.0	0.0
Am-243	18.6	-0.3	20.1	-0.2	0.0	0.0
Cm-242	1.4	-0.2	1.3	-0.3	0.0	0.0
Cm-243	0.3	0.1	0.2	0.0	0.0	0.0
Cm-244	17.8	0.0	17.8	-0.1	0.0	0.0
Cm-245	3.2	-0.4	2.8	-0.4	0.0	0.0

参考文献

[1] 日本原子力研究開発機構・次世代原子力研究開発部門、原子力基礎工学研究部門、JAEA-Research 2006-042 (2006).

*Go Chiba[1], Masahiro Kawakubo[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（8）MA リサイクルを想定した高速炉の廃棄物特性評価

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, (8) Evaluation of nuclear wastes from fast reactor with MA recycle

*小林 優[1]，千葉 豪[1]，川久保 政洋[2]，朝野 英一[2]
[1]北大，[2]原環センター

種々の MA リサイクル条件のもとで高速炉の炉心燃焼計算を行い，MA リサイクル条件が廃棄物特性に与える影響について考察を行った．

キーワード：MOX 燃料高速炉，炉心燃焼計算，MA リサイクル，回収効率，廃棄物特性

1. 背景　ガラス固化体の地層処分における環境負荷低減の方策の一つとして，高速炉を利用した MA 核種の分離変換技術が考えられている[1-2]．この際，リサイクルの対象とする MA 核種の選択や，使用済燃料再処理での MA 核種の回収率といった不確定な要因について，それらが放射性廃棄物の特性に与える影響を定量的に評価することが重要となる．そのような観点から，原環センターと北海道大学では，独自に高速炉燃焼計算・廃棄物特性計算を行える環境を整備した（本シリーズ発表(7)）．本研究では，整備したツール・データを利用し，MA リサイクル条件が廃棄物特性に与える影響を定量的に評価する．

2. 評価対象・条件　高速炉としては本シリーズ発表(7)で着目した大型ナトリウム冷却 MOX 燃料高内部転換型代表炉心とし，CBZ コードシステムの FRBurner モジュールを用いて全炉心燃焼計算を行い，発生する使用済燃料の放射能及び崩壊熱計算を行った．燃料再処理におけるリサイクル対象核種としては，全 MA 核種をリサイクル（ケース 1），Np・Am のみをリサイクル（ケース 2），Np のみをリサイクル（ケース 3），MA 核種はリサイクルせず（ケース 4）の計 4 ケースを考えた．また，再処理における MA 核種の回収効率として 100%及び 99.9%の 2 ケースを考えた．

3. 評価結果　計算結果の一例として高速炉から取り出される使用済燃料の崩壊熱計算結果を図 1 に示す．横軸は冷却時間に対応する．MA 核種のリサイクル条件が崩壊熱に与える影響は主に FP 由来の崩壊熱成分が低下する 100 年程度から現れる．この図より，MA 核種を分離/リサイクルすることにより崩壊熱が減少し，特に Cm、Am を分離/リサイクルすることの影響が大きいこと，また MA 回収効率の違いが与える影響は全 MA 核種をリサイクルするという条件で顕著となることが分かる．

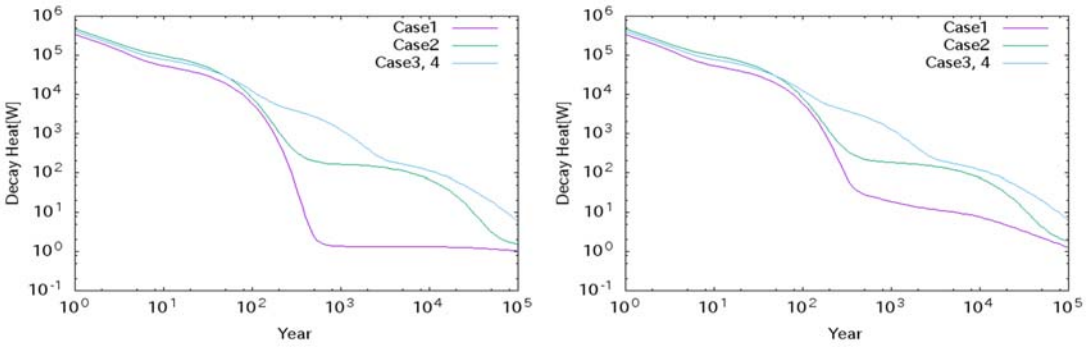


図 1　使用済燃料 1 バッチあたりの崩壊熱計算結果（左：回収率 100%、右：回収率 99.9%）

参考文献

[1] JAEA-Evaluation 2011-003 (2011). [2] Séparation-transmutation des éléments radioactifs á vie longue, CEA, Décembre 2012.

*Yu Kobayashi[1], Go Chiba[1], Masahiro Kawakubo[2], and Hidekazu Asano[2]
[1]Hokkaido Univ., [2]RWMC

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

[1B09-13] Nuclide Separation and Recovery 2

Chair:Go Chiba(Hokkaido Univ.)

Wed. Mar 20, 2019 2:45 PM - 4:05 PM Room B (Common Education Bildg. 2 1F No.10)

[1B09] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

*Yuya Takahashi[1], Takashi Omori[1], Yu Yamashita[1], Masaaki Kaneko[1], Kazuhito Asano[1], Keisuke Morita[2], hideya Suzuki[2], Tatsuro Matsumura[2] (1. Toshiba Energy Systems &Solutions Corporation, 2. Japan Atomic Energy Agency)

2:45 PM - 3:00 PM

[1B10] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

*Yu Yamashita[1], Eiichi Murata[1], Yuya Takahashi[1], Takashi Omori[1], Masaaki Kaneko[1], Kazuhito Asano[1], Tatsuro Matsumura[2] (1. Toshiba Energy Systems &Solutions Corporation, 2. Japan Atomic Energy Agency)

3:00 PM - 3:15 PM

[1B11] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

*Keisuke Morita[1], Hideya Suzuki[1], Tatsuro Matsumura[1], Yuya Takahashi[2], Takashi Omori[2], Masaaki Kaneko[2], Kazuhito Asano[2] (1. JAEA, 2. Toshiba ESS)

3:15 PM - 3:30 PM

[1B12] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

*Takashi Omori[1], Yuya Takahashi[1], Yu Yamashita[1], Masaaki Kaneko[1], Kazuhito Asano[1], Keisuke Morita[2], Hideya Suzuki[2], Tatsuro Matsumura[2] (1. Toshiba energy systems &Solutions Corporation, 2. Japan Atomic Energy Agency)

3:30 PM - 3:45 PM

[1B13] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

*Hideki Tomita[1,2], Volker Sonnenschein[1,2], Masaya Ohashi[1,2], Tetsu Sonoda[2], Hironobu Ishiyama[2], Tohru Kobayashi[3], Yutaka Nagata[3], Takashige Fujiwara[3], Katsumi Midorikawa[3] (1. Nagoya Univ., 2. RIKEN Nishina Center for Accelerator-Based Science, 3. RIKEN Center for Advanced Photonics)

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化
(2-1)高レベル廃液からの電解法と溶媒抽出法を用いた長寿命核種の分離回収技術の開発 (1)電解法を用いた Pd,Se の回収

Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation
(2-1)Development of separation and recovery technologies of long-lived fission products (LLFPs) from the high-level radioactive liquid waste based on electrolysis and solvent extraction (1) Recovery of Pd and Se by electrolytic method

*高橋 優也[1]，大森 孝[1]，山下 雄生[1]，金子 昌章[1]，浅野 和仁[1]，
森田 圭介[2]，鈴木 英哉[2]，松村 達郎[2]
[1]東芝エネルギーシステムズ，[2]原子力機構

高レベル廃液から長半減期核種を含む元素の Pd,Se,Cs 及び Zr を回収する手法として、電解法、吸着法、溶媒抽出法を選定し、分離回収プロセスの研究を行っている。この一環として、模擬高レベル廃液から電解法を用いた Pd, Se の回収により、Pd, Se の回収率がそれぞれ 95%,62%以上となることを報告する。

キーワード：ImPACT，長寿命核種，高レベル放射性廃液，電解法，パラジウム，セレン

1. 緒言

ImPACT（Impulsing PAradigm Change through disruptive Technologies）の研究開発プロジェクトの核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化では、高レベル廃液中の長半減期核種を回収し、同位体分離や核変換等を適用、効率的な処分や産業利用を目指している。本研究の一環として、Pd と Se を電解回収工程で回収し、Zr を溶媒抽出工程で回収、Cs を吸着工程で回収プロセスを提案している[1]。本稿では、そのうち電解法を用いた Pd, Se の回収について報告する。

2. 試験方法

模擬高レベル廃液（29 元素含有の 2M 硝酸溶液）から電解法を用いた Pd,Se の回収試験を実施した。陽極には不活性電極として、デノラ・ペルメレック製の酸化インジウムコーティングのチタン電極、陰極には SUS316L、参照電極に銀塩化銀電極を用いた。電流密度 32 mA/cm^2、溶液量 250ml、電極面積 160cm^2、電極間距離 1 mm、計 6 時間電解を実施した。3 時間電解後、フィルタリング及び陰極の交換を行った。回収前後の溶液中の Pd, Se 濃度から回収率を評価した。

3. 結果と考察

図 1 に模擬高レベル放射性廃液からの電解法による Pd, Se の回収率を示す。この結果、Pd, Se は電解時間とともに回収率が向上し、電解開始 6 時間までで、Pd 回収率は一定となってきており、Se 回収率は時間とともにまだ上昇する傾向を示している。本手法により、Pd, Se の回収率として、それぞれ 95%,62%以上を得た。

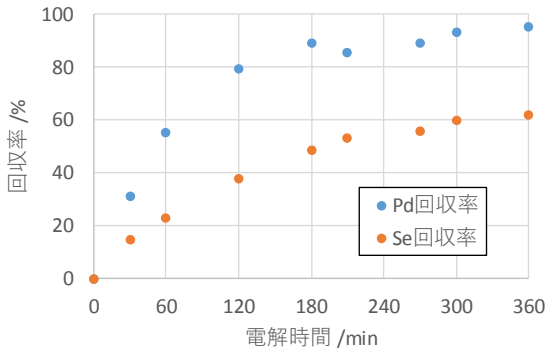


図 1　模擬高レベル廃液からの Pd, Se 回収率

参考文献　[1] 高橋他、原子力学会 2018 年春の年会 2O17

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主催する革新的研究開発推進プログラム（ImsACT）の一環として実施した。

*Yuya Takahashi[1], Takashi Omori[1], Yu Yamashita[1], Masaaki Kaneko[1], Kazuhito Asano[1], Keisuke Morita[2], Hideya Suzuki[2] and Tatsuro Matsumura[2]; [1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [2]Japan Atomic Energy Agency

核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化 (2-2)高レベル廃液からの電解法と溶媒抽出法を用いた長寿命核種の分離回収技術の開発 (2)吸着法を用いた Cs の回収

Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation (2-2) Development of separation and recovery technologies of long-lived fission products (LLFPs) from the high-level radioactive liquid waste based on electrolysis and solvent extraction (2) Recovery of Cs using an adsorption process

*山下 雄生[1]，村田 栄一[1]，高橋 優也[1]，大森 孝[1]，金子 昌章[1]，
浅野 和仁[1]，松村 達郎[2]
[1]東芝エネルギーシステムズ，[2]原子力機構

高レベル廃液から長半減期核種を含む元素の Pd, Se, Cs 及び Zr を回収する手法うち、模擬高レベル廃液の Pd, Se 電解回収後の溶液からの Cs を吸着除去する手法について検討した。Cs の吸着、溶離挙動を調査し、本プロセスにおける Cs 回収率を評価した。

キーワード：ImPACT，長寿命核種，高レベル放射性廃液，吸着法，セシウム

1. 緒言

ImPACT（Impulsing PAradigm Change through disruptive Technologies）の研究開発プロジェクトの一環で、高レベル廃液中の長半減期核種の回収方法を検討している。高レベル廃液に含まれる Pd と Se を電解で、Cs をゼオライト吸着で、Zr を溶媒抽出でそれぞれ回収するプロセスを提案している [1]。本稿では、ゼオライトを用いた吸着・溶離法による Cs の回収について、高い回収率が得られる条件の設定やプロセス概念検討に向けた模擬高レベル廃液を用いた Cs 回収率の評価結果等について報告する。

2. 試験

Cs 回収条件の設定のため、2 mol/L 硝酸溶液および模擬高レベル廃液を用いたバッチ吸着試験および 5 mol/L ギ酸アンモニウム溶液を用いた吸着後ゼオライトからの Cs 溶離試験を実施した。ゼオライトには天然モルデナイト（新東北化学工業製）を用いた。Cs 濃度および浸漬時間、繰返し数をパラメータとして Cs の吸着・溶離性能変化を確認した。得られた結果から設定した処理条件で、Pd, Se 電解回収後の模擬高レベル廃液を用いた Cs 回収率評価試験を実施した。

3. 結果と考察

結果の一例としてゼオライトからの溶離試験結果を図 1 に示す。液交換により Cs 溶離率が高まる傾向を確認、模擬高レベル廃液に対しては 2 回の繰返し溶離処理を行う方針とした。また、吸着試験の結果からは処理時間を 3 時間まで短縮できると評価、プロセス概念の合理化に反映した。

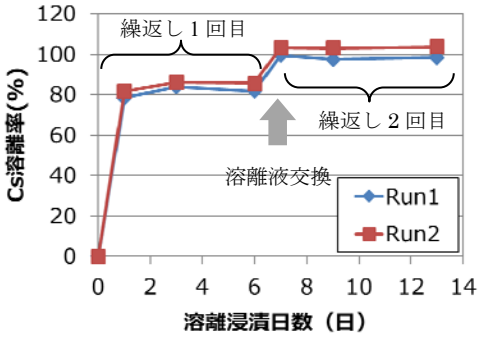


図 1 ゼオライトからの Cs 溶離試験結果

参考文献 [1] 高橋他、原子力学会 2018 年春の年会 2O17

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主催する革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）の一環として実施した。

*Yu Yamashita[1], Eiichi Murata[1], Yuya Takahashi[1], Takashi Omori[1], Masaaki Kaneko[1], Kazuhito Asano[1], and Tatsuro Matsumura[2];
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [2]Japan Atomic Energy Agency

核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化
(2-3)高レベル廃液からの電解法と溶媒抽出法を用いた長寿命核種の分離回収技術の開発 (3)溶媒抽出を用いたZrの回収

Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation
(2-3)Development of separation and recovery technologies of long-lived fission products (LLFPs) from the high-level radioactive liquid waste based on electrolysis and solvent extraction (3) Recovery of Zr by solvent extraction

*森田 圭介[1]，鈴木 英哉[1]，松村 達郎[1]，髙橋 優也[2]，大森 孝[2]，金子 昌章[2]，浅野 和仁[2]
[1]原子力機構，[2]東芝エネルギーシステムズ

高レベル廃液から長半減期核種を含む元素のPd, Se, Cs及びZrを回収する手法として、電解法、吸着法、溶媒抽出法を選定し、分離回収プロセスの研究を行っている。このうち、電解法及び吸着法によりPd, Se及びCsが回収された後の模擬高レベル廃液から溶媒抽出法を用いたZrの回収について検討した。

キーワード：ImPACT，長寿命核種，高レベル放射性廃液，溶媒抽出，ジルコニウム

1. 緒言

ImPACT（Impulsing PAradigm Change through disruptive Technologies）の研究開発プロジェクトの核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化では、高レベル廃液中の長半減期核種を回収し、同位体分離や核変換等を適用、効率的な処分や産業利用を目指している。本研究の一環として、PdとSeを電解回収工程で回収し、Zrを溶媒抽出工程で回収、Csを吸着工程で回収プロセスを提案している[1]。本稿では、そのうち溶媒抽出法を用いたZrの回収について報告する。

2. 試験方法

Pd, Se電解回収[2]、Cs吸着回収[3]後の模擬高レベル廃液をフィード液とし、スクラブ液及び逆抽出液にそれぞれ2 M 硝酸及び3 M 硫酸を、抽出溶媒に0.1 M *N*,*N*-didodecyl-2-hydroxyacetoamideと0.6 M 硝酸2-エチルヘキシルアンモニウムを含む20 % エチルヘキサノール/ドデカン溶液を選定し、小型ミキサーセトラーを用いた連続抽出試験を行った。構成を図1に示す。

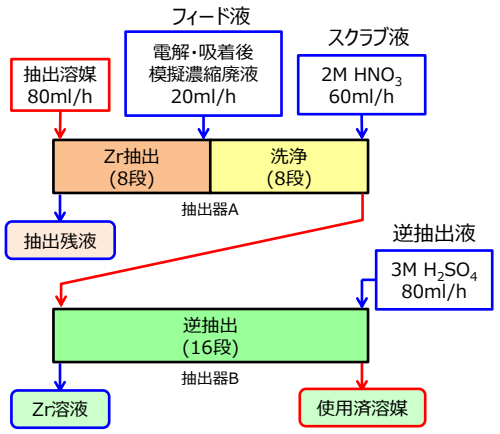


図1 小型ミキサーセトラーの構成図

3. 結果

連続抽出結果の一例を図2に示す。抽出段において、Zr及びMoが定量的に抽出されることを確認した。同時にSe, Ru, Pd, Ag, Sn, Sb及びTeが部分的に抽出された。また、逆抽出段において、Zrが選択的に逆抽出されることを確認した。

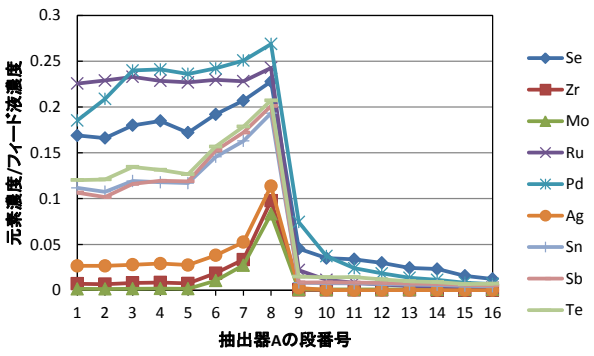


図2 抽出器Aの各段水相における元素濃度

参考文献

[1] 高橋他、原子力学会2018年春の年会2O17
[2] 高橋他、原子力学会2019年春の年会
[3] 山下他、原子力学会2019年春の年会

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。

*Keisuke Morita[1], Hideya Suzuki[1], Tatsuro Matsumura[1], Yuya Takahashi[2], Takashi Omori[2], Masaaki Kaneko[2] and Kazuhito Asano[2]
[1] Japan Atomic Energy Agency, [2]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化
（2-4）高レベル廃液からの電解法と溶媒抽出法を用いた長寿命核種の分離回収技術の開発(4)プロセス概念の検討

Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation
(2-4) Development of separation and recovery technologies of long-lived fission products (LLFP) from the high-level radioactive liquid waste based on electrolysis solvent extraction (4) Study on process concept

*大森 孝[1]，高橋 優也[1]，山下 雄生[1]，金子 昌章[1]，浅野 和仁[1]，
森田 圭介[2]，鈴木 英哉[2]，松村 達郎[2]
[1]東芝エネルギーシステムズ，[2]原子力機構

高レベル廃液から長寿命核分裂生成物(LLFP)核種を含む元素(Pd,Se,Cs,Zr)を回収する手法として、電解法、吸着法、溶媒抽出法を選定し、分離回収プロセスの研究を行っている。これらの手法を用いた施設の概念を構築した結果について報告する。

キーワード：ImPACT，長寿命核種，高レベル放射性廃液，プロセス概念検討，電解法及び溶媒抽出法

1. 緒言

核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化を目指すためには、高レベル廃液中の LLFP を回収し、同位体分離や核変換等による効率的な処分や産業利用が必要となる。回収対象の LLFP 元素(Pd,Se,Cs,Zr)はそれぞれ化学的性質が異なるため、それぞれに適した分離回収方法を選定する必要がある。

2. プロセス検討の概要

選定したプロセスフローを図 1 に示す。Pd,Se の回収は、前処理が不要で標準電極電位が貴なため直接金属形態で回収可能な電解法を選択した。電解回収が困難な Cs,Zr については、Cs はゼオライトによる吸着・溶離を、Zr は溶媒抽出・逆抽出を選択した。電極反応、再利用可能な吸着材、焼却可能な抽出剤の利用を基本とし、二次廃棄物発生量を低減し、後段の核変換で必要とされる金属形態で回収可能なプロセスを組んだ。詳細はシリーズ発表にて述べる[1][2][3]。

ここでは、LLFP 分離回収施設概念を構築した結果を報告する。PUREX 再処理により 800t/年を処理した際の 520m^3 の高レベル廃液を年間 200 日運転で処理(2.6m^3/d)し、LLFP が金属もしくは合金形態で 90%以上回収可能な施設とした。模擬高レベル廃液の実験結果等から、マスバランス、処理速度を評価して、機器台数、主要消耗品等を決定し、本システムにより高レベル廃液を処理した場合の二次廃棄物発生量や主要プロセスセル内配置を評価した結果を報告する。

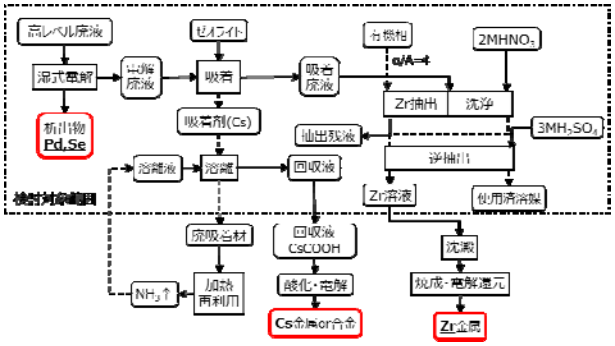


図 1　プロセスフロー

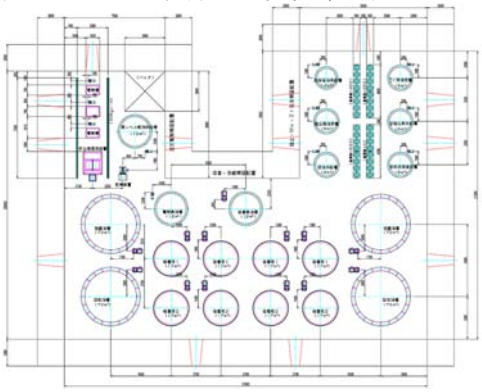


図 2　主要プロセスのセル内配置

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主催する革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）の一環として実施した。[1]高橋他、原子力学会 2019 年春の年会、[2]山下他、原子力学会 2019 年春の年会、[3]森田他、原子力学会 2019 年春の年会、*Takashi Omori[1], Yuya Takahashi[1], Yu Yamashita[1], Masaaki Kaneko[1], Kazuhito Asano[1], Keisuke Morita[2], Hideya Suzuki[2] and Tatsuro Matsumura[2], [1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [2]Japan Atomic Energy Agency

核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化
(2-5) 高繰り返し率 Ti:Sapphire レーザーの偶奇同位体分離への応用

Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation
(2-5) Application of High Repetition Rate Ti:Sapphire Laser to Even–odd Isotope Selective Ionization

*富田 英生[1,2], Volker Sonnenschein[1,2], 大橋 雅也[1,2], 園田 哲[2], 石山 博恒[2],
小林 徹[3], 永田 豊[3], 藤原 孝成[3], 緑川 克美[3]
[1]名古屋大学大学院工学研究科, [2]理化学研究所仁科加速器研究センター,
[3]理化学研究所光量子工学研究センター

繰り返し率 10 kHz で動作する波長可変 Ti:Sapphire パルスレーザーを用いた偶奇同位体選択的共鳴励起・イオン化により、パラジウムの偶奇同位体分離を確認した。

キーワード：レーザー偶奇分離, Ti:Sapphire レーザー, 共鳴励起・イオン化, パラジウム(Pd)

1. 緒言　単原子に対して、その元素固有のエネルギー準位における２つの準位間の差に相当する波長（共鳴波長）を持ったレーザーを照射することにより、共鳴的に対象原子を励起させ、イオン化を行うことができる。この共鳴励起・イオン化過程において、レーザーの偏光を制御することで偶数／奇数の質量数を持つ同位体の分離（レーザー偶奇分離）を行うことができる。これまでに理化学研究所では、高レベル放射性廃棄物中に存在する有用元素（Pd, Ru 等）の資源化に向けて、放射性同位体 ^{107}Pd を分離するために、２色の波長可変レーザーを用いた自動イオン化準位を経由する高効率なレーザー偶奇分離スキームの開発がなされてきた[1]。本研究では、高繰り返し率で安定動作可能な波長可変 Ti:Sapphire パルスレーザーを用いた偶奇同位体選択的共鳴励起・イオン化の基礎実験を行い、Pd の偶奇同位体分離を確認した。

2. 高繰り返し率 Ti:Sapphire レーザーを用いた Pd 偶奇同位体分離実験　名古屋大学では、レーザー共鳴励起・イオン化を用いた同位体分析のための高繰り返し率 Ti:Sapphire パルスレーザーの開発を行ってきた[2]。そこで、Pd のレーザー偶奇分離スキーム（１段目 244.87 nm、２段目 361.04 nm）の２段目に使用するために、共振器内で第二高調波を発生させる Ti:Sapphire レーザーを構築した（図１参照）。この Ti:Sapphire レーザーと色素レーザー（１段目）の２つのパルスを重ね合わせ、真空チャンバー内で生成された Pd 原子に照射した。Ti:Sapphire レーザーの偏光を制御することで、Pd の安定同位体のうち、奇数の質量を持つ Pd のみを選択的にイオン化できることが確認された。また、Ti:Sapphire レーザーの強度（最大 1.0 W@繰り返し率 10 kHz）を増加させることでイオン化信号が飽和することが確認され、レーザー偶奇分離に十分で安定な強度であることが示された。

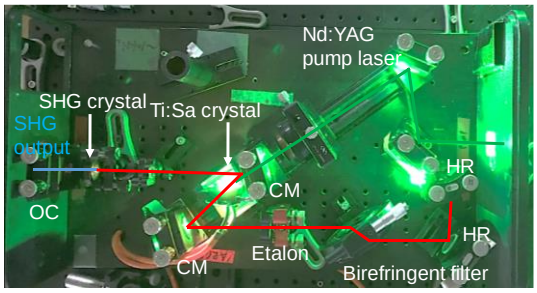


図１　高繰り返し率 Ti:Sapphire レーザーの概要

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する 革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。また、有益なご助言を戴いた名古屋大学教授 井口哲夫博士に感謝の意を表します。

参考文献 [1] C.R. Locke *et al.*, Appl. Phys. B **123**, 240 (2017).　[2] H. Tomita *et al.*, Prog. in Nucl. Sci. Tech. **5**, 97 (2018).

---

*Hideki Tomita[1,2], Volker Sonnenschein[1,2], Masaya Ohashi[1,2], Tetsu Sonoda[2], Hironobu Ishiyama[2], Tohru Kobayashi[3], Yutaka Nagata[3], Takashige Fujiwara[3] and Katsumi Midorikawa[3]

[1]Nagoya Univ., [2]RIKEN Nishina Center for Accelerator-Based Science, [3]RIKEN Center for Advanced Photonics

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

[1B14-18] Nuclide Separation and Recovery 3

Chair:Akihiro Suzuki(NFD)

Wed. Mar 20, 2019 4:05 PM - 5:30 PM Room B (Common Education Bildg. 2 1F No.10)

[1B14] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

*Mayuu Kubo[1], Koichiro Takao[1] (1. LANE. Tokyo Tech)

4:05 PM - 4:20 PM

[1B15] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

*Koichiro Energy Takao[1], Yasuhisa Ikeda[1], Moe Matsuoka[1] (1. LANE, Tokyo Tech)

4:20 PM - 4:35 PM

[1B16] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

*Kazuhito Asano[1], Takashi Omori[1], Shohei Kanamura[1], Masaaki Kaneko[1], Yoshiharu Sakamura[2] (1. Toshiba ESS, 2. CRIEPI)

4:35 PM - 4:50 PM

[1B17] Structural analysis for development of Minor Actinide recovery process using CHON type extractant

*Makoto Okada[1], Sou Watanabe[2], Yusuke Horiuchi[3], Tsuyoshi Arai[3], Haruaki Matsuura[1] (1. Tokyo City University, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Shibaura Institute of Technology)

4:50 PM - 5:05 PM

[1B18] Precipitation treatment of residual nuclear fuel material in salt generated by pyroprocessing test development

Megumi Aso[1], Yoko Takahatake[2], Sou Watanabe[2], *Haruaki Matsuura[1] (1. Tokyo City University, 2. Japan Atomic Energy Agency)

5:05 PM - 5:20 PM

©Atomic Energy Society of Japan

核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化
(3-1) 酸溶出処理における模擬ガラス固化体 1 次元深さ方向変性挙動

Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation
(3-1) Alteration Behavior of Simulated Nuclear Waste Glass in 1D-depth Direction through Acid Leaching

*久保 満優[1], 鷹尾 康一朗[1]
東工大先導原子力研[1]

酸性条件下における模擬ガラス固化体の変性挙動を解明するため、3 M 硝酸および 0.04 M 塩酸を含む水溶液中で模擬ガラス固化体の浸漬試験を実施した。その結果、接液面から深さ方向への変性は高レベル廃液成分を含まない基本組成のガラスと比較して著しく大きいことが明らかになった。

キーワード：ガラス固化体, 酸処理, 変性, 溶出, ImPACT

1. 緒言

ガラス固化体は地層処分で想定される条件下では高い耐久性を示すことが確認されている。一方、近年我々は強酸性条件において、模擬ガラス固化体に含まれるガラス主成分および高レベル廃棄物(HLW)模擬核種の多くが著しく溶出することを明らかにした[1]。これは本 ImPACT プログラムにおいて既にガラス固化された HLW の再回収を比較的温和な条件で可能とするものである。また、HLW の処理および処分にあたってガラス固化技術を利用する以上、我々の見出したガラスからの元素溶出および変性挙動の解明はガラス固化体の本質に対するより深い理解を与えるために大変重要である。以上の背景に基づき、本研究では酸溶出処理における模擬ガラス固化体 1 次元深さ方向変性挙動について検討を行った。

2. 実験

3 M 硝酸および 0.04 M 塩酸を含む水溶液に模擬ガラス固化体(ガラス主成分：Si, Na, B, Ca, Al, Zn, Li；模擬 HLW 核種：Sr, Ba, Mn, Mo, Gd, Cs, Ce, Se, Zr, Nd, La, Pr, Sm, Y, Pd, Ru)またはガラス主成分のみを含む基本ガラスを 90°C にて一定時間浸漬し、SEM により各試料断面を観察した。また ICP-AES により溶出液に含まれる成分を分析した。

3. 結果と考察

硝酸・塩酸混合溶液中における各ガラス試料の変性部分の厚みの分析結果を図 1 に示す。時間経過とともに変性部分が深さ方向に増加し、模擬ガラス固化体は 5 時間で 514 μm 浸食された。一方、基本ガラスは 5 時間で 9 μm 程度しか浸食されず、模擬ガラス固化体の方が著しく浸食されることが明らかになった。また、ガラス構成元素の液相への溶出率を求めたところ、Si 以外のガラス主成分および Zr, Ru 以外の模擬 HLW 核種のほぼ完全な溶出を確認した。なお、本研究で扱った全ての条件は HLW の処分環境とは全く異なるものである。

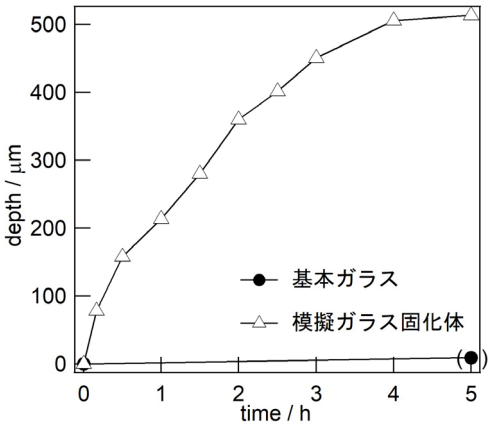


図 1 硝酸・塩酸混合溶液中における各ガラス試料の 1 次元深さ方向変性挙動.

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム (ImPACT)の一環として実施したものである。

参考文献 [1] Takao, K.; Mori, T.; Kubo, M.; Uehara, A.; Ikeda, Y. *J. Hazard. Mater.* **2019**, *362*, 368-374.

*Kubo Mayuu[1], Koichiro Takao[1]
[1]Laboratory for Advanced Nuclear Energy, TokyoTech

核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化
(3-2) ガラス固化体溶出液からの LLFP 回収に関する検討

Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

(3-2) Study on Recovery of LLFPs from Eluents after Wet Processing of Nuclear Waste Glass

*鷹尾 康一朗[1], 池田泰久[1], 松岡萌[1]

[1]東工大先導原子力研

ガラス固化体湿式処理により発生する溶出液に含まれる各種長寿命核種(LLFPs)の選択的回収法について検討を行った。ヒドラジンを用いた化学還元による硝酸溶出液中の Pd, Se の迅速かつ選択的回収を達成した。硫酸溶出液中の Zr についてはアニオン交換クロマトグラフィーによる吸着・溶離を実証した。

キーワード：ガラス固化体, 湿式処理, 長寿命核種, 分離・回収, ImPACT

1. 緒言　ガラス固化体は地層処分条件下では高い耐久性を示すことが既に確認されている。一方、近年我々は強酸性条件において、模擬ガラス固化体に含まれるガラス主成分および高レベル廃棄物(HLW)模擬核種の多くが著しく溶出することを新たに見出した[1]。これは本 ImPACT プログラムにおいて既にガラス固化された HLW の再回収を比較的温和な条件で達成可能とするものである。一方、溶出液には回収を目的とする模擬 LLFP (Pd, Se, Cs, Zr)だけでなく多くの HLW 核種および Na, B 等多量のガラス主成分が含まれ得る。従って、ガラス固化体溶出液から LLFP を選択的かつ効率的に回収する必要がある。本研究では、そのための手法について検討を行った。

2. 実験　模擬ガラス固化体(IHI 製, 粒径 150-300 μm, ガラス主成分：Na, Si, B, Ca, Al, Zn, Li; HLW 模擬核種 : Se, Rb, Sr, Y, Zr, Mo, Mn, Ru, Rh, Pd, Ag, Sn, Te, Cs, Ba, La, Ce, Pr, Nd, Sm, Eu, Gd, P, Cr, Fe, Ni)を 0.04 M 塩酸を含む 3 M 硝酸水溶液中 90°C で 6 時間溶出処理を行うことにより硝酸溶出液(1)を得た。この溶液に対し、適宜電析や化学還元を適用することにより Pd, Se の回収を試みた。硫酸溶出液(2)からの Zr の回収については Zr(IV)の錯体化学に基づき、カラムクロマトグラフィー法の適用性を検討した。

3. 結果と考察　硝酸溶出液(1)に対して 0 V *vs.* Ag/AgCl にて 3 時間電解を行った結果、Pd 90%, Se 10%, Te 42%の析出が確認された。但し、電解中に作用極からの水素発生が著しく、電流効率に課題が残る。一方、ヒドラジン添加による化学還元を試みたところ、1 時間以内に Pd 99%以上, Se 93%, Te 92%が沈殿として析出した(図 1)。いずれの手法においても溶出液中に存在する他の HLW 模擬核種およびガラス主成分は析出せず、Te を伴う Pd, Se の選択的回収を達成した。効率の点では化学還元が圧倒的に優位である。また、硫酸溶出液(2)中での Zr(IV)支配種が $[Zr(SO_4)_3]^{2-}$ という錯アニオンであることに基づき、アニオン交換クロマトグラフィーによる分離および回収を提案および実証した。なお、本研究で扱った全ての条件は HLW の処分環境とは全く異なるものである。

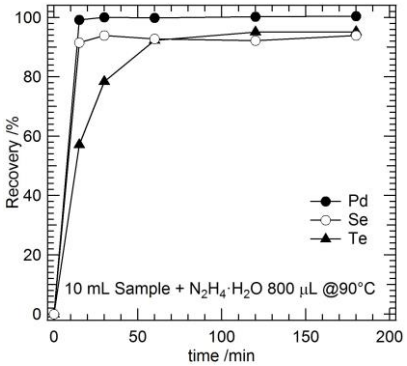


図 1. ヒドラジンを用いた湿式化学還元による硝酸溶出液からの LLFP 回収 (Pd, Se, Te のみプロット。他の核種およびガラス主成分については反応後も溶液中に保持).

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム (ImPACT)の一環として実施したものである。

参考文献　[1] Takao, K.; Mori, T.; Kubo, M.; Uehara, A.; Ikeda, Y. *J. Hazard. Mater.* **2019**, *362*, 368-374.

*Koichiro Takao[1], Yasuhisa Ikeda[1], Moe Matsuoka[1]

[1]Laboratory for Advanced Nuclear Energy, TokyoTech

核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化
（3-3）乾式法によるガラス固化体からの LLFP 回収プロセス概念の検討

Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

(3-3) Study on recovery process concept of LLFPs from vitrified glass waste by using pyroprocess

*浅野 和仁[1]，大森 孝[1]，金村 祥平[1]，金子 昌章[1]，坂村 義治[2]

[1]東芝エネルギーシステムズ，[2]電中研

ガラス固化体から長寿命核分裂生成物（LLFP）核種を含む元素(Pd,Se,Cs,Zr)を回収する手法として、ガラス網目構造の破壊、還元生成物の処理に乾式プロセスを用いた研究を行っている。選定したプロセスと施設概念を構築した結果について報告する。

キーワード：ImPACT，長寿命核種，ガラス固化体，プロセス概念検討，乾式プロセス

1. 緒言

ガラス固化体から LLFP を分離回収するプロセス概念の構築には、「(1)ガラス固化体の還元技術」、「(2)還元生成物からの LLFP 分離回収技術」の開発が必要となる。本研究では、二次廃棄物発生量低減、施設のコンパクト化を目指した乾式プロセス*を主体とし、模擬ガラス固化体もしくは模擬物質の実験結果及び熱力学考察に基いて各種プロセスを選定するとともに、分離回収施設概念を構築した結果を報告する。

2. プロセスの選定及び分離回収施設の検討

選定したプロセスフローを図 1 に示す。ガラス固化体の還元は、還元力が強い金属 Ca を用いる。電解還元[1]は化学還元[2,3]に比べて処理速度が遅く、化学還元は還元剤の再生に時間が掛かる課題があるため、これらを解決可能な OS 法(Ono-Suzuki 法：金属 Ti 製造用に開発された技術)を用いる。還元により Se,Cs は塩中に溶解するが一部は揮発し、Pd,Zr は還元生成物へ移行する。揮発した Se,Cs は分離回収のために再度溶融塩中に溶解し、蒸気圧が高い Cs 塩化物は揮発後に Ca により還元して金属として回収し、塩中 Se は NiO/Ni との反応により Ni 合金として回収する[4]。還元生成物は LiCl-KCl 共晶塩中で電解精製を行う。還元生成物を陽極として Pd が陽極で残渣となる電位で電解を行い、Zr は陰極析出物として回収することにより、4 元素を金属形態として回収するプロセスを組んだ。

ガラス固化体 1250t(500kg/本×2500 本)を 42t/年×30 年で処理する施設とし、主要プロセス施設の検討を行った。実験結果及び熱力学考察により、マスバランスと処理速度を評価して、機器台数や主要消耗品等を決定し、本システムによりガラス固化体を処理した場合の、二次廃棄物発生量や主要プロセスセル内配置を評価した。外壁約 31m×19m の大きさとなった。

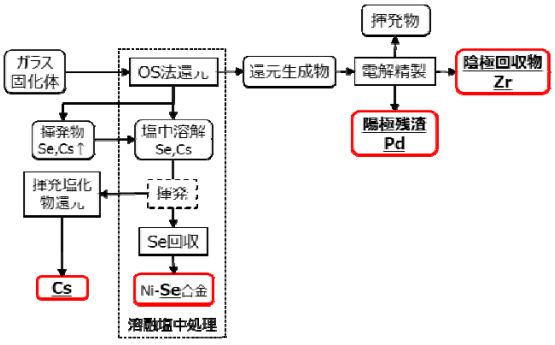


図 1 プロセスフロー

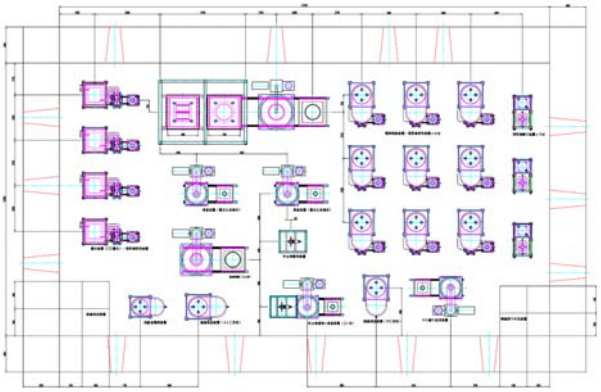


図 2　主要機器のセル内配置

＊現在の地層処分条件とは異なる反応場条件。

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主催する革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）の一環として実施した。[1]片所他、第 48 回溶融塩化学討論会要旨集、[2]浅野他、原子力学会 2017 年秋の大会 2K_PL03、[3]三浦他、原子力学会 2018 年春の年会 2O22、[4]坂村他、第 50 回溶融塩化学討論会要旨集、*Kazuhito Asano[1], Takashi Omori[1], Shohei Kanamura[1], Masaaki Kaneko[1]and Yoshiharu Sakamura[2], [1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [2]CRIEPI

CHON 型抽出剤を用いた MA 回収プロセス開発のための構造解析

Structural analysis for development of Minor Actinide recovery process using CHON type extractant

*岡田 諒 [1]，渡部 創 [2]，堀内勇輔 [3]，新井剛 [3]，松浦治明 [1]
[1] 東京都市大学，[2] 日本原子力研究開発機構，[3] 芝浦工業大学

高レベル放射性廃液からの MA 回収に対して有効である DGA 系抽出剤の性能評価として、抽出錯体の EXAFS 解析を行った。TODGA と TEHDGA では錯体構造の酸濃度依存性が異なることが分かった。

キーワード：高レベル放射性廃液、抽出クロマトグラフィ、DGA 抽出剤、EXAFS、Nd、Eu

1. 緒言

高レベル放射性廃液からの MA(マイナーアクチノイド)分離回収のため、抽出クロマトグラフィ技術を開発している。本技術では、群分離工程に用いる抽出剤として DGA(ジグリコールアミド)抽出剤を候補の一つとしている。TODGA を含侵させた吸着材では、吸着させた MA や希土類元素の溶離率が低いのが課題であった[1]。本研究では、TODGA よりも高い溶離性能が期待される TEHDGA に着目し、両 DGA を含侵させた吸着材中の錯体構造の硝酸濃度依存性を、EXAFS により調査した。

2. 実験

各抽出剤を 33 wt%となるよう、多孔質シリカ粒子にスチレンジビニルベンゼン共重合体を被覆した粒子(SiO_2-P と呼称)に含浸させたものを吸着材とした。硝酸濃度をパラメータとして、吸着材と Eu、Nd をそれぞれ含む硝酸溶液を 1：20 の割合で 3 時間振とうし、固液分離した後に、上澄み液中の希土類元素濃度を ICP-OES にて分析し、乾燥させた吸着材中に形成された錯体構造を希土類元素の L_{III} 吸収端 EXAFS により解析した。EXAFS 実験は高エネルギー加速器研究機構 BL27B、あいちシンクロトロン光センターBL5S1、BL11S2 にて実施した。

3. 結果・考察

溶媒抽出系による先行研究で 2 つの吸着材の吸着力に差が生じることは確認できていたため、構造の変化から差が生じる要因を考察した[2]。図 1 に最近接酸素配位数を硝酸濃度に対してプロットしたものを示す。高硝酸濃度では 2 つの吸着材の差は小さいが低硝酸濃度では差が大きく、TODGA 吸着材の方が多いことが分かる。また吸着率に関しては、高硝酸濃度では差が見られないが低硝酸濃度では差が大きく、TODGA 吸着材の方が大きい。したがって、吸着量と希土類元素周りの酸素原子の寄与に相関があると考えられる。一方、最近接希土類-酸素距離に顕著な硝酸濃度依存性は無かった。これらの結果から、2 つの吸着材は側鎖の構造により抽出に寄与する抽出剤の酸濃度依存性が異なり、TEHDGA 吸着材では比較的高い溶離率が得られていると考えられる。

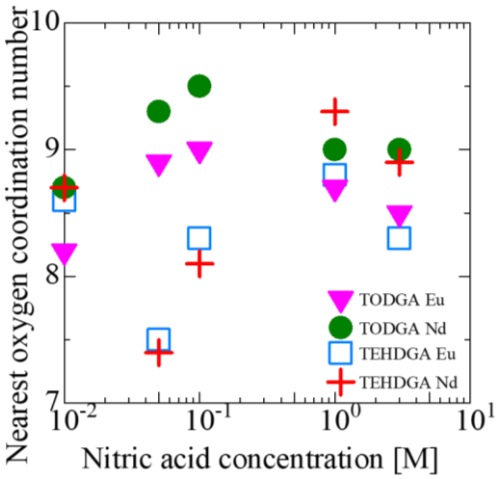


図 1 配位数の硝酸濃度依存性

参考文献

[1] S. Watanabe, et al., Procedia Chemistry 21, 101-108 (2016).
[2] 鈴木 他、日本原子力学会「2017 年秋の大会」2K08

*Makoto Okada [1], Sou Watanabe [2], Yusuke Horiuchi [3], Tsuyoshi Arai [3] and Haruaki Matsuura [1]
[1]Tokyo City University, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Shibaura Institute of Technology

乾式再処理試験開発により生じた浴塩中の残留核燃料物質の沈殿処理

Precipitation treatment of residual nuclear fuel material in salt generated by pyroprocessing test development

麻生　めぐみ[1]，渡部　創[2]，高畠　容子[2]，*松浦　治明[1]
[1] 東京都市大学，[2] 日本原子力研究開発機構

乾式再処理試験開発で発生した U、Pu 等を含有する浴塩について、溶融塩から U を沈殿分離する処理方法が検討されている。本研究は Ce を U の模擬物質、沈殿剤を Li_2O として使用し試験を行い、適切な沈殿生成の条件を調査した。

キーワード：乾式再処理，溶融塩，アルカリ塩化物，沈殿法，セリウム，酸化リチウム

1. 緒言

本国では乾式再処理の研究開発が行われてきたが、その過程で U、Pu 等を含む試験廃塩が生じた。これらの処理方法として、沈殿剤を添加しウランを沈殿分離し、次に減圧蒸留を行い浴構成元素を蒸発分離するプロセスが検討されている。本研究は一段階目の沈殿分離プロセスについて、Ce を U の模擬物質とし実験を行い、実験室規模で実施可能な沈殿分離の操作条件を探索した。

2. 方法

まず石英セルに浴塩（LiCl-KCl=58.8:41.2mol%もしくは NaCl-CsCl=1:2mol%）に塩化セリウム（$CeCl_3$）を 10mol%加え、グローブボックス内の電気炉で溶融させた。溶融温度は LiCl-KCl 浴は 700℃、NaCl-CsCl 浴は 800℃で行った。次に沈殿剤として Li_2O を一定量ずつ添加し、浴塩と生成した沈殿物を採取した。浴塩について ICP 及びイオンクロマトグラフィーを用い成分の定量を行い、また XAFS 測定及び XRD を用い沈殿の構造や化学形態を調査した。

3. 結果及び考察

Li_2O を添加すると浴が白色に濁り、すぐに沈殿反応が始まった。沈殿物は LiCl-KCl 浴では黄色と白色の二層となり、NaCl-CsCl 浴では白色の様相を示した。Ce の添加量に対し Li_2O を化学量論的に等物質量加えると、図 1 に示す様に最終的な沈殿率は両浴共に約 7 割となった。Li_2O を過剰に加えることで沈殿量の増加が見込めると考える。LiCl-KCl では Ce が主に CeOCl として沈殿する[1]が、XAFS 測定の結果、NaCl-CsCl 浴で生成した沈殿は LiCl-KCl 浴と異なる動径構造関数を示した。当日はこれらの沈殿物の XRD 回折結果を示す予定である。

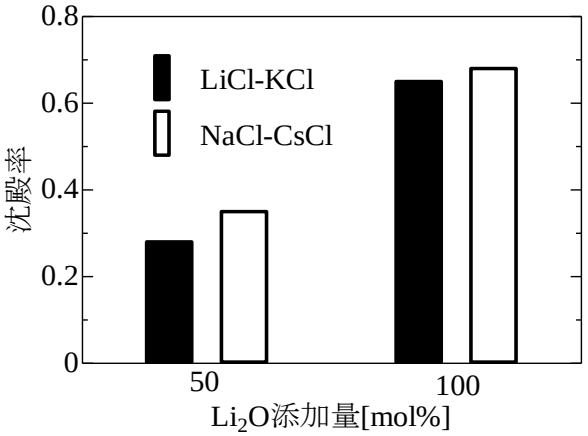


図 1　LiCl-KCl 浴及び NaCl-CsCl 浴における Li_2O 添加量による Ce 沈殿率の違い

参考文献

[1] 坂村 義治他，”LiCl-KCl 共晶塩中における金属塩化物（ウラン，希土類元素，ジルコニウム）と酸化物イオンとの反応”，電力中央研究所報告 T96073(1996)

Megumi Aso[1], Sou Watanabe[2] ,Youko Takahatake[2], and *Haruaki Matsuura[1]
[1]Tokyo City Univ., [2] Japan Atomic Energy Agency

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

[1C01-05] Treatment of Radiolysis Gas 1

Chair:Kenji Yoshii

Wed. Mar 20, 2019 10:00 AM - 11:20 AM Room C (Common Education Bildg. 2 1F No.11)

[1C01] R&D on reduction technologies of hydrogen generated in long-term waste storage containers

*Tomoaki Kita[1], Hitomi Ono[1], Keisuke Takenaka[1], Hirohisa Tanaka[1], Masashi Taniguchi[2], Daiju Matsumura[3], Yasuo Nishihata[3], Ryutaro Hino[3], Reinecke Arndt Ernst[4], Kazuyuki Takase[5] (1. Kwansei Gakuin University, 2. Daihatsu Motor Co.,Ltd., 3. Japan Atomic Energy Agency, 4. Forschungszentrum Jülich GmbH, 5. Nagaoka University of Technology)

10:00 AM - 10:15 AM

[1C02] R&D on reduction technologies of hydrogen generated in long-term waste storage containers

*Daiju Matsumura[1], Takuya Tsuji[1], Yasuo Nishihata[1], Ryutaro Hino[1], Masashi Taniguchi[2], Keisuke Takenaka[3], Hitomi Ono[3], Tomoaki Kita[3], Hirohisa Tanaka[3] (1. JAEA, 2. Daihatsu, 3. KG)

10:15 AM - 10:30 AM

[1C03] R&D on reduction technologies of hydrogen generated in long-term waste storage containers

*Taro Utsumi[1], Dung Thi Mai Do[1], Hisayuki Suematsu[1], Kudo Isamu[2], Hirohisa Tanaka[3], Ryutaro Hino[4] (1. Nagaoka Univ. of Tech., 2. ADVAN ENG, 3. Kwansei Gakuin Univ., 4. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM

[1C04] R&D on reduction technologies of hydrogen generated in long-term waste storage containers

*Kazuyuki Takase[1], Isamu Kudo[2], Hirohisa Tanaka[3], Masashi Taniguchi[4], Hitoshi Sugiyama[5], Atsuhiko Terada[6], Ryutaro Hino[6] (1. Nagaoka Univ. of Tech., 2. ADVAN ENG, 3. Kwansei Gakuin Univ., 4. DAIHATSU, 5. Utsunomiya Univ., 6. JAEA)

10:45 AM - 11:00 AM

[1C05] R&D on reduction technologies of hydrogen generated in long-term waste storage containers

*Terada Atsuhiko[1], Ryutaro Hino[1], Hitoshi Sugiyama[2], Naoto Katou[2], Kazuyuki Takase[3] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Utsunomiya University, 3. Nagaoka University of Technolog)

11:00 AM - 11:15 AM

©Atomic Energy Society of Japan

廃棄物長期保管容器内に発生する可燃性ガスの濃度低減技術に関する研究開発 (7) モノリス型再結合触媒の設計と容器内自然対流の計測

R&D on reduction technologies of hydrogen generated in long-term waste storage containers
(7) Design of monolithic catalyst for passive autocatalytic recombiner and measurement of natural convection in a container

*喜多　知輝[1]，大野　瞳[1]，竹中　啓恭[1]，谷口　昌司[2]，松村　大樹[3]，西畑　保雄[3]，
日野　竜太郎[3]，　Reinecke, Ernst-A[4]，高瀬　和之[5]，田中　裕久[1]
[1] 関西学院大学，[2] ダイハツ工業，[3] 原子力機構，[4]Forschungszentrum Juelich，[5] 長岡技術科学大学

放射性廃棄物長期保管容器で使用する PAR（Passive Autocatalytic Recombiner）の設計に資する幾何学的パラメータを明確にすることを目的としている。JÜLICH の REKO-4 反応装置を使用して、モノリス型自動車触媒のセル密度や厚み、チムニー高さが、水素処理量や自然対流速度に与える効果を検討したので報告する。

キーワード：触媒，モノリス型触媒，水素，水素再結合触媒，セル密度，自然対流速度

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉や燃料デブリの取り出しに向け、放射性廃棄物長期保管容器内で水が放射線によって分解されることで発生する可燃性ガス（水素）の濃度を低減させる基礎研究として、モノリス型インテリジェント自動車触媒を使用して水素と酸素を再結合し水を生成する研究を進めている。本研究では、既存の自動車触媒を使用し量産可能な触媒の幾何学特性であることを重視し、触媒の幾何学的特性（セル密度、厚み）やチムニー高さが、水素処理量や自然対流速度に与える効果について計測した。

2. 実験

量産インテリジェント触媒と同コートの触媒を使用し、独ユーリッヒ総合研究機構 FZJ の REKO-4 反応装置（内容積 5.3m³）の大型反応容器にて実験した。

3. 結果

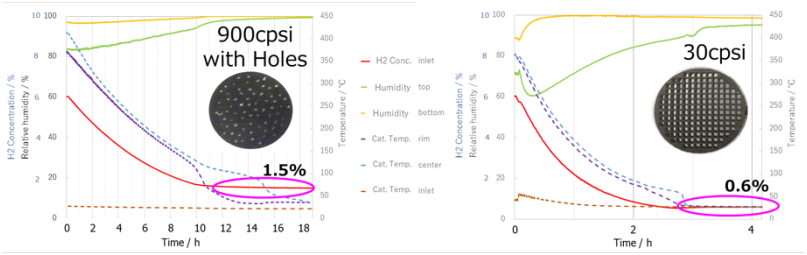


図１．静的試験時の水素濃度変化

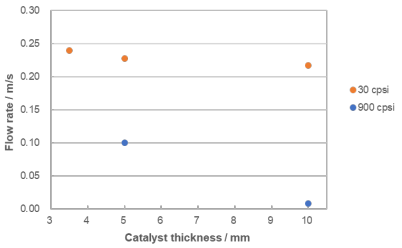


図２．触媒厚みの比較

チムニー無しの条件で、REKO-4 での静的試験時の触媒（Φ93 mm, H5 mm）のセル密度 900 cpsi（流路径約 0.8 mm）と 30 cpsi（流路径約 4 mm）の比較を図 1 に示す。図 1 より、900 cpsi の触媒を使用した場合、水素濃度は 12 時間で 1.5%に減少し、次いで 30 cpsi を使用した場合、3 時間で 0.6%に達した。セル密度が粗い触媒を使用することによって、水素酸素再結合反応において反応速度および最終水素濃度の両方が改善された。触媒の厚みと自然対流速度の比較を図 2 に示す。図 2 より、触媒の厚み 10 mm において、セル密度 30 cpsi の方が 900 cpsi より自然対流速度が約 27 倍向上することがわかった。

4. 結論

量産可能な触媒条件であるセル密度 30 cpsi、厚み 10 mm にて性能を確保できることが確認できた。実用化に向け、放射性廃棄物長期保管容器で使用する PAR(Passive Autocatalytic Recombiner)の設計に資する幾何学的パラメータを明確にすることができた。

謝辞

本研究は、「文部科学省英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「廃棄物長期保管容器内に発生する可燃性ガスの濃度低減技術に関する研究開発」の成果である。

参考文献

[1] B. Simon, E-A. Reinecke, C. Kubelt, H-J. Allelein, Start-up behaviour of a passive auto-catalytic recombiner undercounter flow conditions, Nuclear Engineering and Design 278 (2014) p.317.
[2] 竹中啓恭ら，日本原子力学会「2018 年春の年会」1009（2018）

*Tomoaki Kita[1], Hitomi Ono[1], Keisuke Takenaka[1], Masashi Taniguchi[2], Daiju Matsumura[3], Yasuo Nishihata[3], Ryutaro Hino[3], E-A. Reinecke[4], Kazuyuki Takase and Hirohisa Tanaka[1]
[1]Kwansei Gakuin University, [2]Daihatsu Motor Co., Ltd., [3]Japan Atomic Energy Agency, [4]Forschungszentrum Jülich GmbH, [5]Nagaoka University of Technology

廃棄物長期保管容器内に発生する可燃性ガスの濃度低減技術に関する研究開発 （8）放射光 X 線吸収分光法による再結合触媒の反応機構解明

R&D on reduction technologies of hydrogen generated in long-term waste storage containers
(8) Reaction mechanism of hydrogen recombination catalysts
studied by synchrotron X-ray absorption spectroscopy

*松村 大樹[1]，辻 卓也[1]，西畑 保雄[1]，日野 竜太郎[1]，谷口 昌司[2]，
竹中 啓恭[3]，大野 瞳[3]，喜多 知輝[3]，田中 裕久[3]，
[1]原子力機構，[2]ダイハツ工業，[3]関西学院大学

水素再結合反応中の Pd 微粒子触媒の構造変化を観測し、Pd 表面に形成される酸化膜が再結合反応に重要な役割を果たしていることと共に、湿潤環境下では微粒子の還元反応が阻害されることを見出した。

キーワード：水素再結合触媒，X 線吸収分光，XAFS，「その場」観察，パラジウム

1. 緒言

廃棄物長期保管容器内での可燃性ガスの濃度低減に用いる再結合触媒について、X 線吸収分光（XAFS）法を用いて、水素再結合反応中の Pd 微粒子触媒の構造変化を「その場」時分割観測し、再結合反応の様式解明を目論んだ。また、実機環境を模擬した湿潤環境下における反応様式変化の観察も行った。

2. 実験

大型放射光施設（SPring-8）内 BL14B1、BL28B2 にて分散型光学系による連続 XAFS 測定を行った。水素再結合触媒として Pd(4wt%)/Al_2O_3 を用いた。室温から 200 °C の温度範囲で、大気圧条件下にて数%程度の水素・酸素混合ガスを 100 ccm 流通し、四重極質量分析器（Q-mass）にて試料直下のガス成分を分析した。湿潤環境下では露点 30 °C までの加湿を行った。

3. 結果・考察

図 1 に、酸化前処理を行った触媒に対して、水素・酸素混合ガス導入および引き続いての昇温過程における、連続 XAFS 測定にて得られた Pd 微粒子の Pd-Pd 配位数、その原子間距離、Q-mass によって得られたガス成分の変化を示す。乾燥条件下ではガス導入直後に Pd-Pd 配位数が増加し、室温で表面酸化膜状態まで触媒の還元反応が進行することが解った。一方湿潤条件下では、室温にて触媒試料の還元反応が進行せず、その後の昇温過程にて試料が還元することが見て取れた。水素・酸素の量の比較から、PdO の状態では触媒反応の進行が遅いことが理解され、湿潤環境下では PdO の還元反応が遅れるがために、水素再結合反応が阻害されることが解った。湿潤環境が再結合触媒の反応・構造に与える影響を今後幅広く調べ、容器内における実条件下での再結合触媒反応の成立性を確認していきたい。

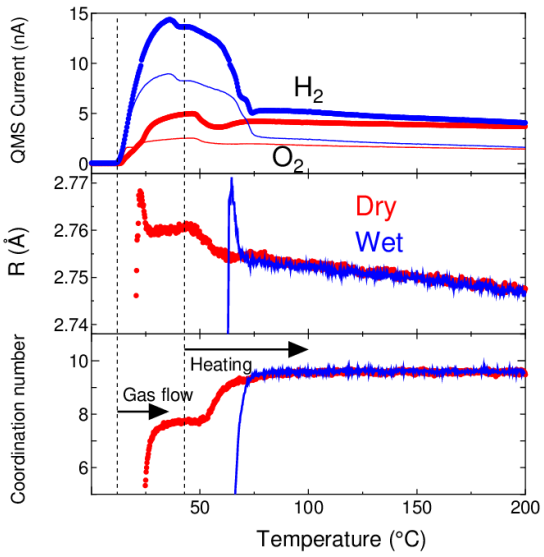


図 1. 乾燥（赤）および湿潤（青）環境下での再結合反応中の Pd 触媒 Pd-Pd 配位数（下）、原子間距離（中）、ガス成分（上）変化。

*Daiju Matsumura[1], Takuya Tsuji[1], Yasuo Nishihata[1], Ryutaro Hino[1], Masashi Taniguchi[2], Keisuke Takenaka[3], Hitomi Ono[3], Tomoaki Kita[3] and Hirohisa Tanaka[3]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Daihatsu Motor Co., Ltd., [3]Kwansei Gakuin University

廃棄物長期保管容器内に発生する可燃性ガスの濃度低減技術に関する研究開発 (9) ジオポリマーを主体とする水素酸素再結合触媒開発と性能試験

R&D on reduction technologies of hydrogen generated in long-term waste storage containers (9) Development of geopolymer based catalyst for passive autocatalytic recombiner and performance tests

*内海 太禄[1]、ドウ ズン[1]、末松 久幸[1]、工藤 勇[2]、田中 裕久[3]、日野 竜太郎[4]
[1].長岡技大、[2].アドバンエンジ、[3].関西学院大、[4].原子力機構

Passive autocatalytic recombiners of porous geopolymer with platinum particles were prepared. In 5% H +5%O +90%Ar gas flow, (1) porous geopolymer shows superior recombination characteristics and (2) more than 80% of H was recombined at 60-80 C.

キーワード：ジオポリマー、水素再結合触媒、放射性廃棄物

1. 緒言

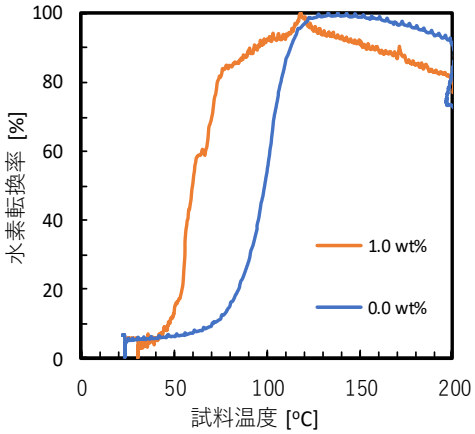
福島第一原子力発電所の廃炉作業において発生する燃料デブリ等の含水性放射性廃棄物は、貯蔵・保管の際には放射線分解により水素を発生させるため燃焼・爆発のリスクを持つ。このリスク対策のため水素濃度低減技術が必要となり、その一つとして水素再結合触媒を用いた受動的水素再結合器が提案された。本研究では多孔質無機材料であるジオポリマーに白金を担持し、水素再結合器を開発することを目的として、ジオポリマーへの白金の担持を行い水素再結合性能の測定を行った。

2. 実験方法

ジオポリマー発泡体への白金の担持は次の手順で行った。発泡体を白金濃度 1-100 [g/L]までの各濃度の硝酸白金溶液に浸漬し、管状炉にて 500 [ºC]で 3 時間大気圧下にて焼成を行った。担持する発泡体は多孔質ジオポリマーの作製法[1]を参考に作製を行った。水素再結合特性は TCD 法により粉末サンプルを測定した。

3. 結果

5%H +5%O +90%Ar ガスフロー中にて水素再結合特性を測定したところ、水素再結合特性は多孔体の方が優れており（図 1）、60-80℃で 80%以上の再結合が可能であることを見いだした。



4. 結論

ジオポリマー発泡体に白金を担持した水素再結合器を作製し水素再結合性能を測定した。測定結果から再結合器は 60 [ºC]以上で水素再結合が可能であることが確認された。

5. 謝辞

本研究の一部は、「文部科学省英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「廃棄物長期保管容器内に発生する可燃性ガスの濃度低減技術に関する研究開発」の成果である。

参考文献

[1] Joseph Henon et al. Potassium geopolymer foams made with silica fume pore forming agent for thermal insulation, J Porous Mater (2013) 20:37–46

---

*Taro Utsumi [1], Dung Thi Mai Do [1], Hisayuki Suematsu [1], Kudo Isamu [2], Hirohisa Tanaka [3], Ryutaro Hino [4]
[1].Nagaoka Univ. of Tech., [2].ADVAN ENG, [3].Kwansei Gakuin Univ., [4].JAEA

廃棄物長期保管容器内に発生する可燃性ガスの濃度低減技術に関する研究開発
(10)PAR 付き保管容器内水素濃度低減実験の結果

R＆D on reduction technologies of hydrogen generated in long-term waste storage containers
(10) Experimental results for reducing hydrogen concentration in a storage container with PAR

*高瀬 和之[1]、工藤 勇[2]、田中 裕久[3]、谷口 昌司[4]
杉山 均[5]、寺田 敦彦[6]、日野 竜太郎[6]
[1]長岡技科大、[2]アドバンエンジ、[3]関西学院大、[4]ダイハツ、[5]宇都宮大、[6]原子力機構

放射性廃棄物長期保管容器内で発生する水素ガスの濃度を水素再結合触媒（PAR）を使って低減させるための基礎研究として、保管容器を簡略模擬する小型容器を用いて行った水素濃度実験について報告する。

キーワード：廃棄物保管容器、水素、濃度低減、PAR、実験

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。これまでに、ジオポリマーを母材とする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、アルミナをベースとする球状触媒等を使って行った水素濃度実験について示す。

2. 実験概要

実験に使用した水素再結合触媒の一例として、図 1 にアルミナ触媒の外観を示す。球状のアルミナの表面に白金を担持させたもので、任意のサイズの製造が可能である。この触媒を常温常圧の空気で満たされている密閉容器内に設置し、容器外部から水素を一定時間注入し、容器内の水素濃度の時間変化を調べた。



直径 20 mm の球状アルミナの表面にプラチナ 1.0wt%を担持

図 1　球状アルミナ触媒の外観

図 1 は、直径 20mm の球状アルミナ触媒を 68g 及び 122g 使用した場合の密閉容器内の水素濃度の時間変化を示す。水素の注入は 10 秒間である。球状アルミナの表面に貴金属であるプラチナを担持させて触媒機能を持たせた。122g の条件では担持したプラチナの量が 68g の条件に比べて約 2 倍であり、そのため水素濃度低減効果がより顕著になることを確認した。今後触媒の設置量やサイズなどをパラメータとして評価実験を継続する。

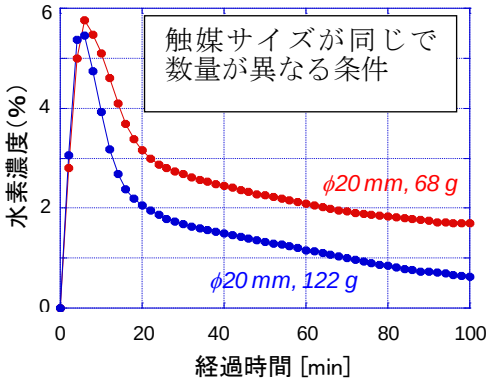


図 2 アルミナ触媒による水素濃度の低減

3. まとめ

放射性廃物長期保管容器の健全性確保と安全性向上の一環として、触媒機能を付加した球状アルミナによって水素濃度を低減できる見通しが得られた。本研究の一部は、「文部科学省英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「廃棄物長期保管容器内に発生する可燃性ガスの濃度低減技術に関する研究開発」の成果である。

参考文献

[1] 工藤，平，谷澤，内海，小田，末松，高瀬，日本原子力学会 2017 年秋の大会（北海道大学）、2A05（2017）.

*K. Takase[1], I. Kudo[2], H. Tanaka[3], M. Taniguchi[4], H. Sugiyama[5], A. Terada[6] and R. Hino[6]
[1]Nagaoka Univ. of Technology, [2]ADVAN ENG Co. Ltd., [3]Kwansei Gakuin Univ., [4]Daihatsu Co. Ltd., [5]Utsunomiya Univ., [6]JAEA

廃棄物長期保管容器内に発生する可燃性ガスの濃度低減技術に関する研究開発
（11）PAR 付き保管容器内水素挙動シミュレーション

R&D on reduction technologies of hydrogen generated in long-term waste storage containers

(11) Numerical simulation of hydrogen behavior in storage container with PAR

*寺田敦彦[1]　，　日野竜太郎[1]，　杉山　均[2]，　加藤　直人[2]，　高瀬和之[3]

[1]原子力機構、[2]宇都宮大学、[3]長岡技術科学大学

含水放射性廃棄物の保管容器の水素安全対策を補完する有用な手段として、水素再結合触媒による水素ガス濃度低減技術の開発を進めている。本報では、その研究の一環として実施した再結合触媒による水素濃度低減シミュレーションの試解析結果について報告する。

キーワード：水素、放射性廃棄物保管容器、再結合触媒、濃度低減、シミュレーション

１．緒言　含水放射性廃棄物の長期保管においては、含水する水の放射線分解による水素発生に伴う水素爆発燃焼リスクの低減が重要である。そのためには水素濃度の低減対策が必要であり、本研究では、「無電力で受動的に動作すること」、「装置が簡素で設置も容易であること」等に着目して水素再結合触媒による水素ガス低減技術の開発を進めている。原子力機構と宇都宮大学は共同して、水素再結合触媒を保管容器内に設置した際の水素濃度低減効果について、密度差を駆動力とする自然対流モデルを適用したシミュレーションによる評価研究を行った。

２．保管容器内の水素濃度シミュレーション　福島第一原子力発電所事故で発生する燃料デブリ等の含水廃棄物を一時保管する際の容器[1]を模擬して、水素再結合触媒による水素濃度低減効果の試解析を行った。シミュレーションには、ANSYS/FLUENT を用い、九大で実施した水素低減効果検証試験にて概ね再現性がみられた触媒モデル[2]について、保管環境条件を想定して、流路内の相対湿度上昇による反応率の低下や触媒層中でのクヌーセン拡散や水蒸気を含めた多成分系の実効拡散係数の適用[3]等の改良を行った。試解析では、容器（約 28L）の天井部近傍にモノリス型再結合触媒を設置し、容器内部床面に含水廃棄物を配置した。含水廃棄物は多孔体（空隙率 0.8）とした。容器側壁と廃棄物との間には 5㎜ 程度の間隙を設けている。計算体系の概要を図 1 に示す。形状は軸対称であり、3 次元解析を 1/4 モデルで行った。解析では、含水廃棄物にて水素発生量約 0.2L/h 相当を仮定した。また、密閉容器内に水素が可燃範囲内まで均一に濃度上昇した予混合状態（水素濃度 4vol%、その他空気（相対湿度 80%））を初期条件とした。シミュレーション結果を図 2 に示す。約 4 時間後の容器内の水素混合ガスの速度ベクトル図（図 2 左）から、再結合反応熱によって生じた自然対流により、水素が触媒に受動的に集積消費される様相が確認できる。これにより、水素濃度は初期濃度以下に推移していることが確認できた（図 2 右）。本研究は、「文部科学省英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「廃棄物長期保管容器内に発生する可燃性ガスの濃度低減技術に関する研究開発」の成果である。

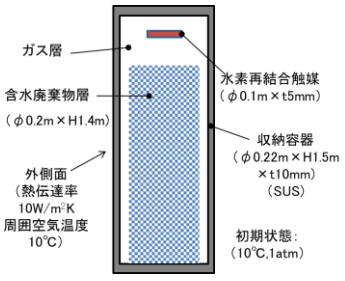


図１　計算モデル概要

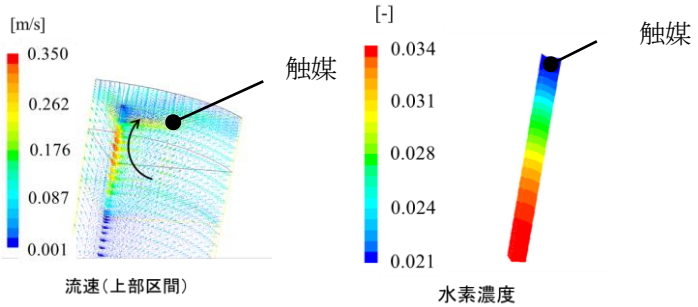


図２　容器内の流動状況と水素濃度分布

参考文献

[1] 平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業補助金（燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発）」最終報告、IRID、2018.3

[2] 寺田敦彦　他、“廃棄物長期保管容器内に発生する可燃性ガスの濃度低減技術に関する研究開発（６）水素濃度低減シミュレーション”、日本原子力学会 2018 年春の年会、2018.

[3] H.Ozeki,et.al.,”Evaluating the effective diffusion coefficient within the automobile catalysts”, ISETS07 (2007).

*Atsuhiko Terada[1], Ryutaro Hino[1],Hitoshi Sugiyama[2] ,Naoto Kato[2] and Kazuyuki Takase[3]

[1]JAEA,[2] Utsunomiya University,[3] Nagaoka University of Technology

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

[1C06-08] Treatment of Radiolysis Gas 2 and Use of Radiation

Chair:Daiju Matsumura(JAEA)

Wed. Mar 20, 2019 11:20 AM - 12:10 PM Room C (Common Education Bildg. 2 1F No.11)

[1C06] Yields of molecular hydrogen by radiolysis of several inorganic hydrates and hydroxides and the consideration of the formation mechanisms

*Jun Kumagai[1], Katsuyoshi Horinouchi[2], Kumi Negishi[3] (1. IMaSS Nagoya Univ., 2. School of Eng., Nagoya Univ., 3. Taiheiyo Consultant Co., LTD)

11:20 AM - 11:35 AM

[1C07] Study of solidification for intermediate-level radioactive waste

*Masaru Yuhara[1], Yu Yamashita[1], Kanae Matsuyama[1] (1. Toshiba Energy Systems &Solutions Corporation)

11:35 AM - 11:50 AM

[1C08] Direct energy conversion from radiation to electricity: Radioactive waste to energy

*Kenji Yoshii[1], Tatsuo Fukuda[1], Junichiro Kamiya[1], Hideaki Shiwaku[1], Tohru Kobayashi[1], Hajime Tanida[1], Yuichi Yamazaki[2], Takeshi Ohshima[2], Tsuyoshi Yaita[1] (1. JAEA, 2. QST)

11:50 AM - 12:05 PM

©Atomic Energy Society of Japan

無機水和物・水酸化物の放射線分解による水素分子生成収率とその発生メカニズムの考察

Yields of Molecular Hydrogen by Radiolysis of Several Inorganic Hydrates and Hydroxides and the Consideration of the Formation Mechanisms

*熊谷 純[1]，堀之内 克好[2]，根岸 久美[3]
[1]名大未来研，[2]名大工，[3](株)太平洋コンサルタント

様々な無機水和物・水酸化物の放射線分解による水素分子生成収率をもとめ、その発生メカニズムを検討した。水素分子生成収率は水和水数には比例せず、Ca や Mg を含む水酸化物・水和物においてその収率は高かった。水素結合の強さと遷移金属イオンの酸化還元能が水素分子生成に寄与していることが推定された。

キーワード：水和物，水酸化物，放射線分解，水素分子生成，固化廃棄物

1. 緒言

放射性廃棄物からの放射線によって水素ガスが生じると、これが水素ガス爆発を引き起こす可能性がある。水素ガスは、水の放射線分解だけでなく、水酸化物や水和水を含有する化合物の放射線分解によっても生じるはずであるが、その基礎的知見は少ない。廃棄物は長期保管中に変性したり水との相互作用で化学変化を起こしたりする可能性があるので、水酸化物や水和物からの水素ガス発生メカニズムの理解は、安全な放射性廃棄物処理において非常に重要である。本研究では、様々な無機水和物・水酸化物をγ線照射してその水素分子生成収率を求め、発生メカニズムを考察したので報告する。

2. 実験

2-1. 試料

表 1 の水和物・水酸化物を試料に用いた。

2-2. γ線照射・水素濃度測定

計量した試料を外径 10φ長さ 400 mm の共通スリ付ガラス管に導入して二方コック栓で密栓後、名大コバルト 60γ線照射室でγ線照射した（線量（水換算）： 1 kGy, 線量率：1.4 kGy / h）。照射後、ガラス管内の水素を microGC(Varian CP4900)にて Ar をキャリアガスとして TCD 検出し、標準ガスと比較して発生水素濃度をもとめ、各化合物の吸収線量あたりの水素分子生成収率（G_{H2} : 吸収線量 100 eV ごとに発生する水素分子数）を求めた。

3. 結果と考察

水酸化物からの G_{H2} は Ca > Mg > Al の順番となった(表 1)。一方、遷移金属水和物においては、5 水和物からの G_{H2} が非常に小さく、逆に 1 水和物では 5 水和物の場合より 15~23 倍程度大きくなった。液体水の放射線分解による水素分子生成機構を参考にすると、水和電子による水の還元が水素生成の主要プロセスである [1]。水和水の水素結合力が大きい場合、電子が十分に水和できず G_{H2} が小さくなったと推察される。また、遷移金属イオンが電子を捕獲するため、遷移金属水和物の G_{H2} は小さくなったと考えられる。

表 1　水酸化物・水和物の G_{H2}

化合物	G_{H2}	σ
$Ca(OH)_2$	1.02	0.12
$Mg(OH)_2$	0.41	0.07
$Al(OH)_3$	0.16	0.02
$MnSO_4・5H_2O$	0.05	0.03
$MnSO_4・1H_2O$	0.80	0.17
$CuSO_4・5H_2O$	0.00_{02}	0.00_{04}
$CuSO_4・1H_2O$	0.00_{38}	0.00_{5}
$CaCl_2・2H_2O$	1.93	0.16
$MgCl_2・6H_2O$	0.94	0.19

σ : G_{H2} の標準偏差

参考文献

[1] 室屋裕佐，水と水溶液の放射線化学，*Radioisotope* **66** 425-435 (2017).

*Jun Kumagai[1], Katsuyoshi Horinouchi[2] and Kumi Negishi[3]
[1]IMaSS Nagoya Univ., [2]Eng. Nagoya Univ., [3]Taiheiyo Consultant Co., LTD.

高線量廃棄物の固化に関する研究
ジオポリマーの混練粘度抑制に関する検討

Study on solidification for intermediate-level radioactive waste

Study of controlling geopolymer paste's viscosity

*湯原 勝[1]，松山 加苗[1]，山下 雄生[1]

[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社

原子力発電所で発生する炉内構造物等の高線量廃棄物の充填固化材料として、密封容器内の水素ガス濃度上昇の懸念からジオポリマーの適用を目指している。混練及び充填中の粘度制御を目的として、ジオポリマーの粘度抑制に関する検討を行った。

キーワード：高線量廃棄物，固化，ジオポリマー，粘度

1. 緒言　炉内構造物等の高線量廃棄物は、セメントで充填固化すると水の放射線分解による容器内の水素ガス濃度の上昇が懸念される。最終硬化物に水を含まないジオポリマーの使用により、水素ガス濃度上昇リスクの低減が期待できるが、材料混練時の粘度制御が難しく、充填固化へ適用が困難である。そこでジオポリマー原料配合と粘度の関係、添加剤による硬化遅延効果について検討し、混練粘度の制御方法を開発した。

2. 実験方法　メタカオリン(MK)をベースに、高炉スラグ微粉末(BFS)とシリカヒューム(SF)を添加した基材と、K_2SiO_3 水溶液(濃度 30 wt.%)及び KOH のアルカリ刺激剤を混合し、ジオポリマー混練物(ペースト)を作製した。MK を BFS で 0、10、20、30、40 wt.%置換した基材でペーストを作製し、見かけ粘度の時間変化を回転式粘度計により測定した。同時に Si/Al=2.0(モル比)となるよう SF 量を調整した。また、ペーストに外割 1~5 wt.%の H_3BO_3(ホウ酸)を加え、見かけ粘度の時間変化を測定した。ここでペーストの取扱い性を考慮し、見かけ粘度が 25 dPa･s に到達するまでの時間を低粘度維持時間として評価した。

3. 実験結果　図 1 に MK に対する BFS 置換率と低粘度維持時間の関係を示す。BFS 置換率が増加するに従い、低粘度維持時間が短くなる傾向が得られた。これは高アルカリ環境で、BFS 中のカルシウムの水和反応が急速に進行することが主要因と考えられる。一方、固化体の 14 日後一軸圧縮強度は BFS 置換 0 wt.% で 51.0 MPa、40 wt.%で 60.7 MPa となり、いずれも水セメント比 0.45、同じ材齢のセメント固化体と同等以上の機械的強度であった。次に BFS40 wt.%置換のペーストにホウ酸を添加した結果を図 2 に示す。ホウ酸濃度 5 wt.%では、低粘度維持時間は BFS 置換率 0 wt.%と同程度となり、ホウ酸添加によるカルシウムの水和反応遅延効果を確認した。さらに、ホウ酸添加した固化体の 14 日後強度は BFS 置換 40 wt.%、ホウ酸濃度 5 wt.% で 50.2 MPa とホウ酸添加しないジオポリマー固化体と同程度であることを確認した。

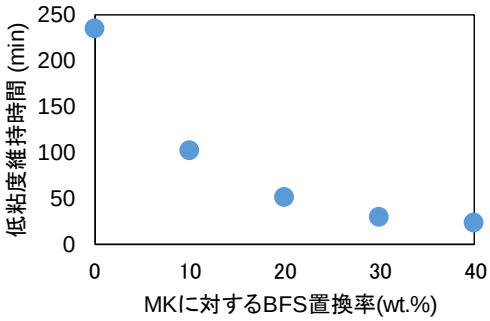


図 1. BFS 置換率と低粘度維持時間の関係

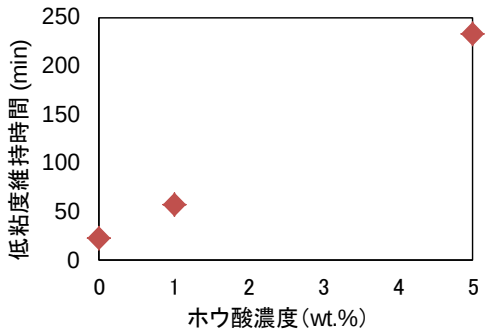


図 2. ホウ酸濃度と低粘度維持時間の関係

4. 結論　原料配合の BFS(CaO)割合調整とホウ酸の硬化遅延効果により、ジオポリマーの混練粘度を制御可能であることを確認した。

*Masaru Yuhara[1], Kanae Matsuyama[1] and Yu Yamashita[1]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation.

放射線からの直接エネルギー変換
−放射性廃棄物の資源化の試み−

Direct energy conversion from radiation to electricity

Radioactive waste to energy

*吉井　賢資[1]，福田　竜生[1]，神谷 潤一郎[1]，塩飽　秀啓[1]，小林　徹[1]，谷田　肇[1]，
山﨑　雄一[2]，大島　武[2]，矢板　毅[1]
[1]原子力機構，[2]量研

ガラス固化体などの放射性廃棄物の資源化を目標に、放射線からの直接電気エネルギー変換を試みた。特に、固化体からの主なガンマ線である 660keV (^{137}Cs), 60 keV (^{241}Am), 30 keV (^{237}Np)を用いた変換に重点を置いた。変換効率は高くないものの、今後の可能性を示唆する結果が得られた。

キーワード：エネルギー変換，放射性廃棄物，放射線，エネルギー資源化

1. 緒言

原子力発電所などから発生する放射性廃棄物は年々増え続けており、その処理や貯蔵の方法については現在議論がなされているところである。放射性廃棄物に含まれる RI は長期間連続的にエネルギーを放射し続けることから、安定なエネルギー源としてもみなすことができる。このような視点での研究は過去なされていたが[1]、現在の我が国では盛んではない。廃棄物の貯蔵限界が迫っていることを踏まえ、本研究では廃棄物の資源化の可能性について再検討を行った。

2. 結果

試料については、放射線損傷に強いとされているものを中心に選んだ。例えば、炭化ケイ素(SiC)、III-V 属半導体（CdTe, GaAs 等）である。SiC については、表面に Ni 膜を蒸着したショットキーダイオードを作製した。また CdTe については、市販の In および Al を蒸着したショットキーダイオードを用いた。GaAs 系についても同様のショットキーダイオードを用いた。^{137}Cs からの 660keV のガンマ線照射時の発電実験は、東京都立産業技術研究センターにおいて行った。また、60keV, 30keV のガンマ線を用いた実験は、原子力機構が SPring-8 に有する放射光ビームライン BL22XU からの単色光を用いて行った。そのほか、広く RI を用いたマイクロバッテリー等への応用可能性も踏まえ[2]、ローター式 X 線発生装置（Cu *K*α線 ; 8 keV）を用いた X 線領域での実験も行った。

測定の結果、入射エネルギーを基準としたエネルギー変換効率は 0.1-1%以下と高くはないものの、廃棄物のエネルギー資源化への可能性があることが示された。また、ガンマ線吸収効率の高い重元素を含む系のほうが向いていることを示唆する結果も得られた。詳細は当日報告する。

参考文献

[1] T. Yoshida *et al*., Nuclear Science and Engineering, **150**, 362 (2005).

[2] S. Butera *et al*., Sci. Rep. **7**, 4981 (2017).

---

*Kenji Yoshii[1], Tatsuo Fukuda[1], Junichiro Kamiya[1], Hideaki Shiwaku[1], Tohru Kobayashi[1], Hajime Tanida[1], Yuichi Yamazaki[2], Takeshi Ohshima[2], and Tsuyoshi Yaita[1]

[1]JAEA, [2]QST

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

[1C09-12] Bentonite

Chair:Taiji Chida(Tohoku Univ.)

Wed. Mar 20, 2019 2:45 PM - 3:45 PM Room C (Common Education Bildg. 2 1F No.11)

[1C09] Character variation of Tsukinuno Na-Bentonite

*Yasuji Mori[1], Masakazu Ito[1], Shoji Morodome[1], Tetsuichi Takagi[2] (1. KUNIMINE INDUSTRIES, 2. Advanced Industrial Science and Technology)

2:45 PM - 3:00 PM

[1C10] Character variation of Tsukinuno Na-Bentonite

*Shoji Morodome[1], Masakazu Ito[1], Tsutomu Sato[2] (1. KUNIMINE INDUSTRIES, 2. Graduate School of Engineering, Hokkaido University)

3:00 PM - 3:15 PM

[1C11] In-situ observation of mesoscopic structures of compacted bentonite by small-angle X-ray scattering

*Takumi Saito[1], Ryuhei Motokawa[2], Hitoshi Endo[3] (1. The University of Tokyo, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. KEK)

3:15 PM - 3:30 PM

[1C12] Dynamics of water molecules confined in cation-exchanged montmorillonites by NMR spectroscopy

*Rongwei Sun[1], Takehiko TSUKAHARA[1] (1. Tokyo Institute of Technology)

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

山形県月布 Na ベントナイト特性の変動の検討(その 1　概要および地質鉱床)

Character variation of Tsukinuno Na-Bentonite (Part1 Outline and Geology)

*森康治[1], 伊藤雅和[1], 諸留章二[1], 高木哲一[2]

[1] クニミネ工業, [2] 産総研

工業原料として長年使用されている山形県月布 Na ベントナイトの特性の変動を、ボーリング調査による地質、鉱物、各種性能データなどから検討した結果を報告する。

キーワード:ベントナイト、ボーリング調査、地質、鉱床

1. 緒言

山形県大江町の月布ベントナイトは天然の Na 型ベントナイトであり、放射性廃棄物処分の分野において緩衝材、埋め戻し材の候補材料として調査研究が進められている。放射性廃棄物処分に用いられるベントナイトには長期間の安定的な供給が求められると考える。ベントナイトの特性は天然の原鉱石に依存するところが多く、それゆえのばらつきや変動幅を有している。月布ベントナイトの賦存状況、品質確認のため、長期間にわたってボーリング調査が継続して行われている。月布ベントナイト特性の変動に関し、地質・鉱床、鉱物、基本特性、遮水性などをボーリング調査および試料を用いて検討した。検討内容のうち、概要および地質・鉱床に関して報告する。

2. 地質・鉱床

月布ベントナイトは新第三紀中新世の水沢層(南側では杉山層、以降は水沢層で統一)の火山灰が続成作用により生成した鉱床であり、水沢層の分布は東西 5ｋｍ、南北 10ｋｍ以上と広範囲である。水沢層は南北方向の走向で背斜、向斜を繰り返す複褶曲構造をしており、層中でベントナイトは硬質頁岩と互層している。ベントナイト層はごく薄い層も含めると 31 層以上存在しており、このうち層厚 1m以上の 7～8 層が採掘されている。複褶曲によるベントナイトの賦存深度、層傾斜などの条件から、数ヵ所を採掘対象として開発してきた。採掘の主体となってきたのは、平成 6 年頃までは川向鉱床であり、平成 6 年以降現在までは梅ノ木田鉱床である。川向鉱床と梅ノ木田鉱床のベントナイトについては詳細な比較検討が行われており、モンモリロナイト量などに違いはあるものの、大きな違いは確認されていない[1]。

3. 調査内容

水沢層の分布地を対象にしたボーリングの中から、今まで採掘主体となっていた川向、梅ノ木田鉱床地域とこれらの北側、南側のボーリングで得られたベントナイトのコア試料を使用した。ボーリング仕様はほぼ統一しており、方向は鉛直下向きで、ベントナイト層と硬質頁岩の互層部分はコア径 50㎜ でオールコアリングしている。東西 4ｋｍ、南北 5ｋｍの地域で実施したボーリング調査の結果、31 層以上のベントナイトは層厚の変化はあるものの、ベントナイト層の連続性は良い。調査地では、ベントナイト層は地表から 150～350m の深度に賦存しており、ベントナイト、頁岩の傾斜は 30 度以下が多い。コア採取率からみたコアの岩質は全体的には良好であるが、頁岩が破砕されコア採取率が低い部分も存在する。また、孔内水の循環状況からベントナイト層は地下水位以下に賦存していると考えられる。湧水は一部でみられ、メタンガスもごく一部で観察されている。

参考文献

[1] 横山他:月布ベントナイト鉱床における川向坑産ベントナイトと梅ノ木田坑産ベントナイトの鉱物学的比較,粘土科学第 44 巻第 2 号 45-52(2004)

*Yasuji Mori[1], Masakazu Ito[1], Shoji Morodome[1], Tetsuichi Takagi[2]

[1] Kunimine Industries Co.,Ltd, [2] Advanced Industrial Science and Technology

山形県月布 Na ベントナイト特性の変動の検討(その 2　一般物性)

Character variation of Tsukinuno Na-Bentonite (Part2 the basic properties)

*諸留章二[1], 伊藤雅和[1], 佐藤努[2]

[1]クニミネ工業, [2]北海道大学大学院工学院

山形県月布 Na ベントナイト鉱床での広範囲のボーリング調査から得られた、ベントナイトコアの一般物性を測定し、ベントナイトの特性の変動を評価した。

キーワード:ベントナイト、ボーリング調査、膨潤力、メチレンブルー吸着量、陽イオン交換容量

1. 緒言

月布ベントナイト鉱床である水沢層は東西 5km、南北 10km 以上の広範囲にわたって存在している。ベントナイトはその特性が原鉱石に依存するため、採掘箇所によってばらつきや変動幅を有する。そのため、月布ベントナイト鉱床について、その賦存、品質確認の目的で探鉱調査を長期間にわたって継続して実施している。本報告では、現在までの採掘主体である川向、梅ノ木田鉱床地域を含めて、その北側と南側のエリアでのボーリング調査から得られたベントナイトコア試料を用いて、ベントナイトの一般物性評価試験を実施し、その変動について報告する。

2. 試料と一般物性試験

検討には、川向鉱床、梅ノ木田鉱床の各 1 カ所、その北側と南側各 2 カ所の計 6 カ所で実施したボーリングで採取したコア試料を使用した。月布ベントナイト鉱床は 31 層以上のベントナイト層を有するが、その内土木、ボーリング用に主に採掘がされている 29 番層と 31 番層を試験対象とした。29 番層は層厚が 4-7m 程度と厚いため、サンプルは上中下にわけて採取した。31 番層の層厚は 1m 程度であるため層全体を 1 つのサンプルとした。試験サンプルは水分 8%程度まで乾燥し、63μm 通過分が 90%以上になるように粉砕し調整した。試験項目は、日本ベントナイト工業会標準試験方法に従って、膨潤力、pH、導電率、陽イオン交換容量（浸出陽イオン)、メチレンブルー吸着量を実施した。また、XRD 分析、蛍光 X 線分析、組成・液性限界試験も併せて実施した。

3. 試験結果と考察

一般特性試験の結果では、採掘箇所による大きな差は見られなかった（表 1)。川向鉱床と梅ノ木田鉱床には原鉱特性の違いがあるが[1]、一般用途向けにおいては、採掘された各層の原鉱を、工場で原鉱配合などを調整することで、製品規格に応じた品質の安定化を実現してきた。そのため、今回調査したエリア内では今後も品質の安定化を図ることが出来ると考えられる。今後、放射性廃棄物処分でベントナイトに求められる締固め性、膨潤性、遮水性などの緩衝材、充填材としての特性の試験実施して行く予定である。

表 1　コアの一般物性試験結果

試料名		番層	梅ノ木田	川向	北 1	北 2	南 1	南 2
膨潤力	(ml/2g)	31	22	25	25	17	29	14
		29	17-25	12-21	15-20	13.5-16	12-25	13-22
メチレンブルー吸着量	(mmol/100g)	31	90	92	94	94	102	72
		29	58-83	52-70	62-70	66-84	50-82	60-94
陽イオン交換容量	(meq/100g)	31	74.4	82.5	80.7	77.6	81.4	49.2
		29	52.9-71.6	39.9-58.8	53.8-61.3	50.0-69.1	43.3-66.2	41.0-72.5
浸出陽イオン (Na^+)	(meq/100g)	31	56.7	66.6	61.1	66.3	67.9	44.4
		29	44.5-55.7	34.9-49.9	42.4-48.7	45.1-58.2	33.1-57.2	36.7-63.1

参考文献

[1]横山他:月布ベントナイト鉱床における川向抗産ベントナイトと梅ノ木田抗産ベントナイトの鉱物学的比較,粘土科学第 44 巻第 2 号 45-52(2004)

*Shoji Morodome[1], Masakazu Ito[1], Tsutomu Sato[2]

[1] Kunimine Industries Co.,Ltd, [2] Graduate School of Engineering, Hokkaido University.

小角 X 線散乱を用いた圧密ベントナイトメゾスコピック構造の in-situ 評価

In-situ observation of mesoscopic structures of compacted bentonite by small-angle X-ray scattering

*斉藤 拓巳[1]，元川 竜平[2]，遠藤 仁[3]

[1]東大，[2]原子力機構，[3]高エネ研

圧密ベントナイトの nm からサブ μm の構造を，圧密・膨潤状態を維持したまま，放射光での小角 X 線散乱を用いて評価した結果を報告する．

キーワード：圧密ベントナイト，メゾスコピック構造，小角 X 線散乱，in-situ 測定

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物処分において，緩衝材として使用されるベントナイトは，処分の長期安全性を担う重要なバリア材料である．環境条件の変化に伴う，そのバリア性能の変化を理解・モデル化し，処分の安全評価に反映させるためには，ベントナイトの構造と機能の関連付けが不可欠である．発表者らは，先行研究において，圧密ベントナイトの nm からサブ μm の構造を放射光での小角 X 線散乱（SAXS）を用いて評価した結果を報告したが，膨潤セルから測定セルに試料を移す際に，試料の状態が変化した可能性が指摘されていた[1]．そこで，本発表では，試料の移し替えや膨潤圧力の開放無しに，膨潤と測定を兼用できるセルを作製し，圧密ベントナイトの SAXS 測定を *in-situ* 条件で行った．

2. 実験方法

SAXS は数度以下の角度領域における X 線の散乱から，散乱体となる粒子・細孔の径や形状等の構造情報を取得するための手法であり，X 線回折（XRD）測定や電子顕微鏡観察とは異なり，nm からサブ μm スケールの平均的な構造の測定が可能である．本研究では，高エネルギー加速器研究機構放射光科学研究施設 BL-6A において，波長 1.5 Å の単色 X 線を用いて，SAXS 測定を行った．測定試料には，ベントナイト（クニミネ工業製 Kunipia-F）を用いた．膨潤・測定セルを用いて，試料厚さ 1 mm で，異なる乾燥密度となるように圧密した試料を異なる電解質溶液で膨潤させたものを測定に供した．

3. 結果と考察

異なる乾燥密度の Na 型ベントナイトの SAXS 散乱プロファイルを図 1 に示す．乾燥密度 0.8，1.0 g/cm^3 の試料における q = 0.34 Å^{-1} 付近のピークは，モンモリロナイトの 001 面の回折ピーク（d = 18.5 Å）に相当し，層間の 3 水分子層の水和に対応する．乾燥密度の増加に伴い，この 001 面の回折ピークは高 q 域に移り，乾燥密度 1.8 g/cm^3 の試料では，層間の 2 水分子層の存在に対応する q = 0.40 Å^{-1} にピークが見られた．また，乾燥密度 1.4 g/cm^3 の試料では，これら 2 つの水和状態が共存していることが分かった．これらの結果は先行研究における XRD の結果と対応している[2]．発表では，低 q 域に現れるより大きな構造に対する試料の乾燥密度や膨潤条件の影響を報告する．

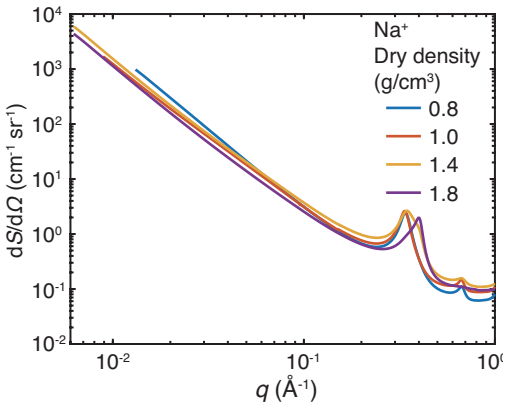


図 1. 異なる乾燥密度の Na 型圧密ベントナイトの SAXS 散乱プロファイル．

参考文献

[1] 斉藤拓巳，他，日本原子力学会 2018 年春の年会，2018 年 3 月．

[2] Kozaki, T., *et al.*. *Nucl. Technol.* **121,** 63-69 (1998).

*Takumi Saito[1], Ryuhei Motokawa[2], and Hitoshi Endo[3]

[1]The University of Tokyo, [2]JAEA, [3]KEK

NMR を用いたカチオン交換型モンモリロナイト中の水分子ダイナミクス

Dynamics of water molecules confined in cation-exchanged montmorillonites by NMR spectroscopy

*孫 榕蔚[1]，塚原　剛彦[1]

[1] 東京工業大学 先導原子力研究所

低磁場・温度可変パルス NMR を用いて、カチオン交換した MMT 層間中における水分子緩和時間の温度及び相対湿度依存性を測定し、層間中の水分子ダイナミクスに及ぼすカチオン種の影響を明らかにした。

キーワード：モンモリロナイト，カチオン交換，NMR 緩和測定，水分子ダイナミクス

1. 緒言　地層処分においては、地下水の接触に伴う放射性核種の溶出及び環境への拡散移行が懸念されており、緩衝材であるモンモリロナイト(MMT)層間に存在する水及び核種の挙動研究は重要な課題の一つである。MMT 層間に存在するカチオンは他のカチオンと容易に交換し、MMT の膨潤性や吸着性を変化させることから、カチオン交換型 MMT 層間中の水分子挙動について様々な分光学的・計算科学的な研究が行われてきた。[1,2]しかし、層間イオン種の違いが周囲の水分子挙動に与える影響については未だ未解明な点が多い。そこで本研究では、低磁場・温度可変パルス NMR を用いて、様々なカチオン交換型（アルカリ、アルカリ土類、希土類等）MMT 層間に閉じ込めた水分子のダイナミクスを解明することを目的とした。

2. 実験　Na^+イオンに飽和処理したクニピア F を各カチオン(M = Na^+, K^+, Cs^+, Mg^{2+}, Ca^{2+}, Sr^{2+}等)に置換した後、これらカチオン交換型モンモリロナイト(M-MMT)を種々の相対湿度(35～96%)下で曝露することで、所定の水分量を層間に保持する M-MMT を調整した。M-MMT 中の水の縦緩和時間(T_1)及び横緩和時間(T_2)はそれぞれ Inversion recovery 法及び CPMG 法にて測定し、温度範囲は-40 ~ 40 °C とした。

3. 結論　様々な相対湿度において得られた T_1 値と M-MMT の比界面積から層間距離を算出し、縦緩和速度($1/T_1$)と比較したところ、Figure 1 に示す結果が得られた。Cs^+-MMT 及び K^+-MMT 中の水は単分子層しか取らないのに対し、それ以外の M-MMT では、水分量の増加に伴って単分子から 3 分子層まで増加することを見出した。さらに、これら M-MMT の温度依存性を調べたところ、いずれも温度減少に伴って水の分子運動が抑制されるため $1/T_1$ 値は増加し、-10 °C 付近で傾きの変化が現れることが分かった（Figure 2）。興味深いことに、単分子層を形成する Cs^+-MMT と K^+-MMT では、-40 °C で水は凍らず $1/T_1$ 値も他の M-MMT 中の水よりも小さな値を取るが、他の M-MMT は-40 °C では凍ってしまうため、信号そのものが殆ど計測できなくなることが明らかとなった。カチオンの水和エネルギーや表面とカチオン間の相互作用の違いによるものと考えられる。

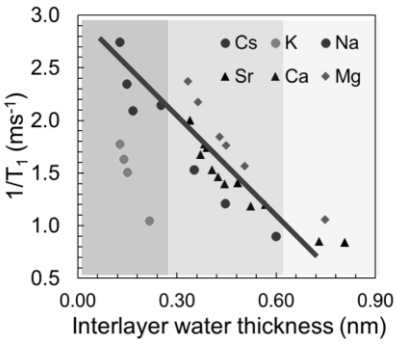


Figure 1. Comparison of $1/T_1$ values against interlayer water thickness for each M-MMT.

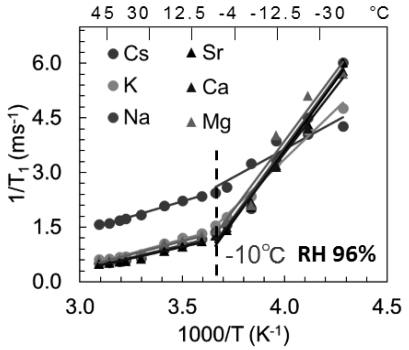


Figure 2. Temperature dependence of $1/T_1$ values for each M-MMT.

参考文献

[1] Fleury, M., et al. J. Phys Chem C, 117(9), 4551-4560 (2013)

[2] Cygan, R. T., et al. J. Phys Chem C, 119(50), 28005-28019 (2015).

*Rongwei Sun[1], Takehiko Tsukahara[1]

[1] Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology.

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

[1C13-15] Alteration of Engineering Barrier Material

Chair:Asano Hidekazu(RWMC)

Wed. Mar 20, 2019 3:45 PM - 4:30 PM Room C (Common Education Bildg. 2 1F No.11)

[1C13] Full-scale engineered barrier system experiment at Horonobe URL Numerical analysis of coupled thermal-hydrological-mechanical processes

*Hirokazu Ohno[1], Yusuke Takayama[1], Masashi Nakayama[1] (1. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM

[1C14] Leaching Behavior of Chemical Admixture from Cementitious Material

*Daisuke Minato[1], Takeshi Yamamoto[1], Tetsuro Sakakihara[2] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry., 2. Shikoku Electric Power Co. Inc)

4:00 PM - 4:15 PM

[1C15] Fundamental study of Permeability Change with the Deposition of Supersaturated Silicic Acid, Considering the Flow Field around the Disposal Facility

*Shogo Tanaka[1], Takenori Odutsumi[1], Chida Taiji[1], Yuichi Niibori[1] (1. Tohoku University)

4:15 PM - 4:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

幌延 URL における人工バリアの性能確認試験
熱—水—応力連成解析

Full-scale engineered barrier system experiment at Horonobe URL

Numerical analysis of coupled thermal-hydrological-mechanical processes

*大野宏和[1]，高山裕介[1]，中山雅[1]

[1]原子力機構

幌延 URL（Underground Research Laboratory）の深度 350m の調査坑道において実施している人工バリア性能確認試験で取得したデータを対象に熱—水—応力（THM）連成解析を実施し、計測値の再現性を確認した。

キーワード：幌延深地層研究計画、原位置試験、人工バリア、熱—水—応力連成解析

1. はじめに　幌延 URL の深度 350m では、①人工バリアや閉鎖技術の設計手法の適用性の確認、②第 2 次取りまとめ報告[1]で示した処分概念が実際の地下で構築できることの実証、③熱-水-応力-化学連成挙動（THMC 連成挙動）に係る検証データの取得を目的に、「人工バリア性能確認試験」を実施している。本報告では、これまでに取得したデータを対象に実施した THAMES[2]による THM 連成解析検討について報告する。人工バリア性能確認試験は、ガラス固化体の発熱やオーバーパックの重量を模擬した実規模条件で、給水ポンプにより幌延地下水を供給しながら平成 27 年 1 月に開始し、現在まで継続して実施している。

2. 解析条件　図 1 に解析モデルを示す。温度の境界条件には模擬オーバーパックの表面と緩衝材外周部に設置した珪砂部の温度計の計測値を用い、水理の境界条件には珪砂部に設置した間隙水圧計と埋め戻し材外周部の注水圧の計測値を用い、THM 連成解析を実施した。

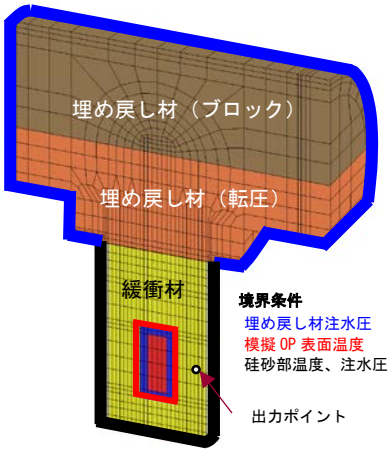


図 1　解析モデル

3. 解析結果　結果の一例として、緩衝材中の土圧計の計測値と解析結果を図 2 に示す。図 2 の計測値は図 1 で示した出力ポイントの土圧計のデータである。緩衝材中の全圧は地下水の浸潤に伴い膨潤応力が増加し、上昇しており、THM 連成解析の結果は、計測値とほぼ一致しており、再現性が確認された。なお、温度分布は計測値と同様の傾向が確認されたものの、変位や飽和度分布については再現性の低い部分が見られた。これは、力学特性の温度依存性が考慮出来ていないこと、気相の影響を考慮していないことが要因として挙げられる。今後は、力学特性の温度依存性を明らかにし、気相を考慮した解析により、温度依存性や気相が THM 連成現象に及ぼす影響について明らかにする予定である。

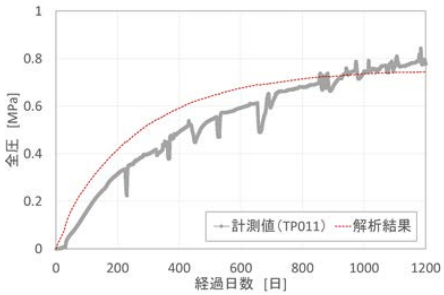


図 2　土圧計の計測値と解析結果の比較例

参考文献　[1] 核燃料サイクル開発機構（1999）:わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性－地層処分研究開発第 2 次取りまとめ－、分冊 2 地層処分の工学技術、JNC TN1400 99-022

[2] Ohnishi, Y., Shibata, H, and Kobayashi, A. (1985): Development of Finite Element Code for the Analysis of Coupled Thermo-Hydro-Mechanical behaviors of a Saturated-unsaturated Medium", Proc. of Int. Symp. on Coupled Process Affecting the Performance of a Nuclear Waste Repository, Berkeley, pp. 263 -268.

*Hirokazu Ohno[1], Yusuke Takayama[1], Masashi Nakayama[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

セメント系材料からの化学混和剤の溶出挙動に関する基礎的検討

Leaching Behavior of Chemical Admixture from Cementitious Material

*湊　大輔[1]，山本　武志[1]，榊原 哲郎[2]

[1]電力中央研究所，[2]四国電力株式会社

スラグを高い割合で置換したセメント系材料等からの化学混和剤の溶出挙動の検討を行った．動的光散乱の結果から一般的な化学混和剤の添加率において，化学混和剤が硬化セメントペーストから溶出しないことが示された

キーワード：放射性廃棄物処分，収着，化学混和剤，セメントコロイド，スラグ

1. はじめに

低レベル放射性廃棄物処分施設における人工バリア材のような高度な性能を要求されるセメント系材料の作製には，化学混和剤の使用が不可欠であり，用いられる混和剤の種類は多岐にわたる．化学混和剤は高分子状の構造を取るものが多く，放射性核種と相互作用が生じた場合には施設の安全評価上の不確定要素になり得る．本研究では化学混和剤のセメント系材料からの溶出に関する基礎的検討を行った．

2. 実験概要及び結果

2-1. 実験概要

5 種類の配合のセメント系材料と化学混和剤によって作成した粉体試料と純水を接触させることで，化学混和剤の溶出挙動を測定した．セメントコロイドの生成及び粒径分布は動的光散乱法（DLS），ゼータ電位はレーザードップラー法によって 20 ℃環境において測定した．

2-2. 実験結果

1) 予備検討としてマイティ 3000H（花王社製）を純水によって 3000 倍に希釈し，DLS 測定したところ図に示すコロイドが検出された．この希釈倍率は，水/粉体比およそ 65 %のセメントペーストを想定した場合に，練り混ぜ水に用いられるマイティ 3000H の基準使用量の 1/10 の量に相当する．換言すると，添加した化学混和剤の 90 %がセメント系材料に吸着し，10 %のみが溶出した際にも DLS による測定が可能であることが確認された．

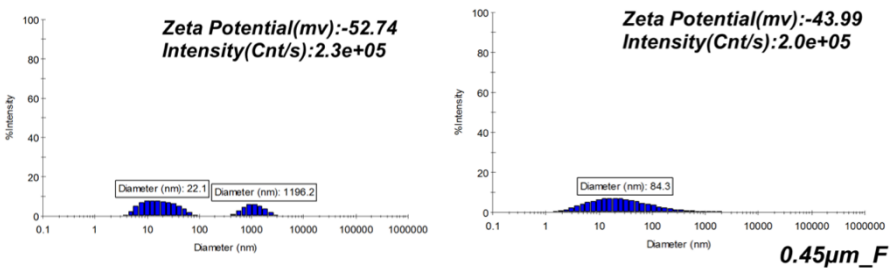


図　DLS による化学混和剤測定結果（左：0.45μm フィルタ有り，右：同無し）

2) 普通ポルトランドセメント，低熱ポルトランドセメント（LPC），LPC にフライアッシュを質量比で 30 %置換した粉体および中庸熱セメントに高炉スラグ微粉末を質量比で 90 %および 70 %置換した粉体に対し，マイティ 3000H を粉体比で 2 %添加し，水/粉体比およそ 65 %のセメントペーストを作製し，56 日間水中養生した．これらの試料を 100 μm 以下に微粉砕し，粉体 1 g:純水 1000 g の条件で混和して試験溶液を作製し，液相への固相からの化学混和剤の溶出試を DLS によって確認した．この結果として，液相中に化学混和剤の存在は検出されなかったことから，化学混和剤は硬化したセメント系材料に吸着され，本研究の試験条件の範囲では溶出しないことが示唆された．

3. 今後の課題

本検討では健全な状態のセメント系材料に対する検討を行ったが，今後は劣化後の材料を対象とした化学混和剤の溶出挙動評価を進める予定である．

*Daisuke Minato[1], Takeshi Yamamoto[1], Tetsuro Sakakihara [2]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry, [2] Shikoku Electric Power Co. Inc

処分場周辺流動場を想定した過飽和ケイ酸の析出による透水性変化に関する基礎的研究

Fundamental study of Permeability Change with the Deposition of Supersaturated Silicic Acid, Considering the Flow Field around the Disposal Facility

*田中 翔悟[1], 小堤 健紀[1], 千田 太詩[1], 新堀 雄一[1]
[1]東北大学大学院

処分場周辺の pH 変動に起因したケイ酸の析出が核種移行に及ぼす影響を評価するために、充填カラムを使用した流動場におけるケイ酸析出実験を行った。その結果、ケイ酸の析出量に対して浸透率の低下幅は小さく見積もられ、充填粒子の内部間隙にも有意に析出している可能性が示唆された。
キーワード：過飽和ケイ酸、析出、流動場、透水性、核種移行抑制

1. 緒言　放射性廃棄物処分場の建設に使用されるセメント系材料によって pH 13 程度にまで高アルカリ化する地下水は、周辺岩盤から主成分であるケイ酸を溶出させる。その一方で、混合や分散により下流域において地下水の pH は 8 程度に低下し、過飽和となったケイ酸が微細流路に析出することが予想される。このような、pH が変動する処分場周辺におけるケイ酸の再分配による核種移行抑制効果を評価するため、流動場における過飽和ケイ酸の析出に伴う透水性変化を検討した。

2. 実験　流動場におけるケイ酸析出実験では、粒径 75~150 μm のアモルファスシリカ粉末(BET(N_2)比表面積 340 m^2/g)を内径 1.5 cm のカラムに充填して多孔質媒体を模擬した。充填部分の長さは 1、2、4 cm とした。この充填カラムに、注入直前で過飽和となるように調整した過飽和ケイ酸溶液(pH 8)を、定圧条件にておよそ 4.5 ml/min で通液し、カラム内の浸透率変化を調べた。過飽和ケイ酸濃度は 5、10、20 mM とした。また、カラム出口から漏出した溶液のケイ酸濃度を測定し、カラム内に析出したケイ酸量を算出した。

3. 結果と考察　図 1 はカラム出口における水溶性ケイ酸濃度とコロイド状ケイ酸濃度、およびカラム内におけるケイ酸析出量である。図 1 より、カラム内におけるケイ酸析出が確認された。また、水溶性ケイ酸は経時的に増加する一方、ケイ酸の析出量は減少する傾向にあった。これは、カラム内の析出可能領域が減少したためと考えられる。図 2 は析出実験中の浸透率の経時変化であり、時間の経過とともに浸透率が低下することが確認された。これらの結果はいずれの実験条件においても同様だった。しかし、実験より得られた浸透率の低下幅は、析出したケイ酸が一次間隙(粒子間)のみを充填すると仮定して Kozeny-Carman の式を用いて推算した場合に比べて小さく、過飽和ケイ酸が固相の一次間隙のみならず粒子内部の二次間隙にも有意に析出することが示唆された。

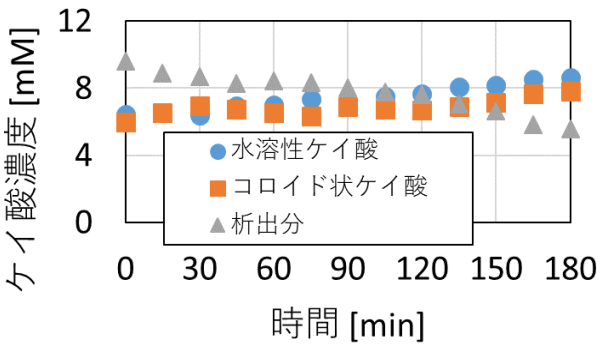


図 1 カラム出口ケイ酸濃度(過飽和ケイ酸濃度 20 mM, カラム長さ 1 cm)

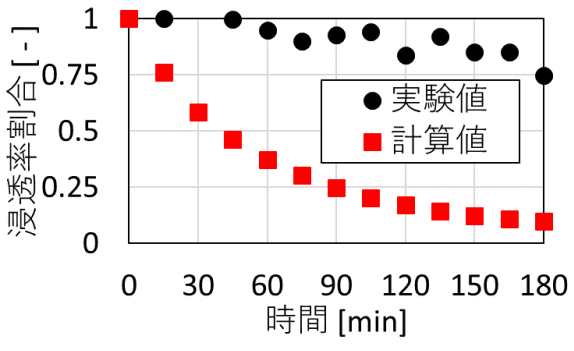


図 2 流量比の時間変化

謝辞：本研究の一部は科学研究費補助金 挑戦的萌芽研究 16K14532、基盤(B) 18H01910、および「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－廃止措置のための格納容器・建屋等信頼性維持と廃棄物処理・処分に関する基盤研究及び中核人材育成プログラム」に拠った。

*Shogo Tanaka[1], Takenori Ozutsumi[1] , Taiji Chida[1] and Yuichi Niibori[1]
[1]Tohoku Univ.

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

[1C16-19] Waste

Chair:Takumi Saito(Univ. of Tokyo)

Wed. Mar 20, 2019 4:30 PM - 5:30 PM Room C (Common Education Bildg. 2 1F No.11)

[1C16] Radioactive Waste Inventory and Waste Stream in Japan

*Hideki Kawamura[1] （1. mcm japan）

4:30 PM - 4:45 PM

[1C17] 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], Masahiro Kawakubo[1], Tomohiro Okamura[2], Eriko Minari[2], Masahiko Nakase[2], Kenji Takeshita[2], Yaohiro Inagaki[3], Yuichi Niibori[4], Seichi Sato[5] （1. Radioactive Waste Management Funding and Research Center, 2. Tokyo Institute of Technology, 3. Kyushu University, 4. Tohoku University, 5. Professor Emeritus, Hokkaido University ）

4:45 PM - 5:00 PM

[1C18] 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], Masahiko Nakase[1], Hidekazu Asano[1,2], Kenji Takeshita[1] （1. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology, 2. Radioactive Waste Management Funding and Research Center）

5:00 PM - 5:15 PM

[1C19] 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 Institute of Technology, 2. Radioactive Waste Management Funding and Research Center）

5:15 PM - 5:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

日本における放射性廃棄物インベントリと廃棄物ストリーム

Radioactive Waste Inventory and Waste Stream in Japan

*河村　秀紀　mcm japan

本研究は、現在、研究機関や原子力施設等の廃止措置計画で検討されている放射性廃棄物に焦点を当て、既に存在する廃棄物も含め、今後 100 年間、我が国で対応しなければならない放射性廃棄物インベントリについて、廃棄物ストリーム（Waste Stream）の観点から考察したものである。

キーワード：放射性廃棄物、インベントリ、処理、処分、廃棄物ストリーム

1. 緒言

我が国における放射性廃棄物は、現在六ケ所村で埋設されている低レベル放射性廃棄物のほか、多くの発電所で貯蔵されている使用済燃料、研究機関等で貯蔵されている廃棄物など、すでに発生している廃棄物があり、さらに今後稼働する再処理施設から発生するガラス固化体等の高レベル廃棄物、現存する原子力発電所の運転と廃止措置から発生する解体廃棄物、福島第一原子力発電所の廃止措置から発生する事故廃棄物、研究、医療、産業から継続して発生する低レベル廃棄物など、多種多様でかつ大量の発生が見込まれている。既に発生している放射性廃棄物ついては OECD/NEA[1)]で取りまとめられている。

2. 異なる発生源からの放射性廃棄物ストリーム

我が国で今後考慮すべき放射性廃棄物には、様々な発生源がありかつそのインベントリや発生量は大きく異なる。図-1 では、大きく 6 種類の発生源を示し、現行の規定による処分までの廃棄物ストリームを例示している。この中で、通常の原子力発電所の解体・撤去から発生する廃棄物と事故があった福島第一原子力発電所の廃止措置から発生する廃棄物については、その量を含めインベントリが大きく異なり、また、それぞれの施設の稼働期間、廃止措置工程、貯蔵期間によっても廃棄物の発生時期とその処理・処分への対応策が異なってくる。

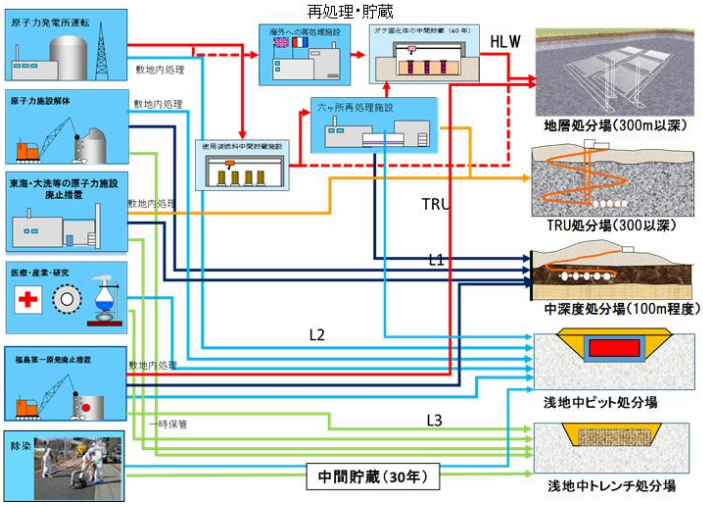


図-1 我が国における放射性廃棄物ストリーム

3. 現状で想定される廃棄物ストリームでの課題

考察の結果、異なる発生源からの廃棄物ストリームにおいて、今後 100 年間で対応すべき課題は以下の項目にまとめることができる。これらの課題には、廃棄物のインベントリや量に対する処理・処分・貯蔵の工学的な対策のほかに、国際的な保障措置への対応、長期にわたる事業主体の責任と制度的管理、費用負担など、現状での法規制の枠組みを再構築しなければならない事項も含まれる。

① 原子力発電所の稼働により発生する使用済燃料への対応（全数再処理ができない場合）
② 核燃料サイクルから発生するプルトニウムへの対応（MOX 利用や高速増殖炉に制限がある場合）
③ 原子力施設の廃止措置で発生する廃棄物の処理・処分方策（安全性をしつつ合理化する場合）
④ 原子力機構の発電所や研究施設の廃止措置から発生する廃棄物の処理・処分方策
⑤ 福島第一原発の廃止措置と環境修復から発生する事故廃棄物の処理・処分方策

4. 結論

今後 100 年間を視野に入れた放射性廃棄物インベントリとその廃棄物ストリームへの現状の対応は、発生源ごとに責任主体が異なり、処理方法、貯蔵や処分地についても未定の状態にある。放射性物質に対する国民全体の安全性確保と処分までの確実な方策に対する実施・規制主体の包括的な取り組みが求められている。

参考文献

[1] OED/NEA (2017), National Inventories and Management Strategies for Spent Nuclear Fuel and Radioactive Waste

*Hideki Kawamura[1]
[1]mcm 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（9）ガラス固化プロセスにおける廃棄物含有率と処分場の負荷低減

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, (9) Effect of waste loading of vitrified waste on load reduction of geological repository

*朝野英一[1,2]，川久保政洋[1]，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

燃料サイクル条件の多様化がガラス固化体の地層処分に及ぼす影響とその対策に関する研究の一環として，ガラス固化体中の Mo と白金族元素（PGM）に着目し，地層処分における負荷低減について検討を行った．

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，廃棄物含有率，地層処分

1. 緒言　本研究では，核燃料、使用済燃料，再処理，ガラス固化に関する多様な燃料サイクル条件について CAERA 指標(廃棄体専有面積当りの酸化物換算廃棄物重量，kg/m^2)を導入し，地層処分時の緩衝材の上限温度(100℃)を目安として，再処理廃液からの Cs，Sr，マイナーアクチノイド(MA)の分離とガラス固化体の廃棄物含有率の向上（高含有化)による廃棄体専有面積の削減効果について評価を進めて来た[1]．本稿では、使用済燃料(SF)の冷却期間の長期化を念頭に，ガラス固化体の特性に影響を及ぼす Mo と PGM の含有量に着目し，ガラス固化体の高含有化による処分場での負荷低減に必要な事項を検討した．

2. 計算条件　燃焼/崩壊計算：ORIGEN2.2-UPJ，核データライブラリ：JENDL4.0，を用いて，UO_2 燃料(燃焼度：45GWd/THM，SF 冷却期間：4～30 年の再処理条件[2])に再処理時の高レベル廃液の組成を設定し，酸化物換算廃棄物含有率を種々変えたガラス固化体について，ガラス固化直後の固化体 1 本当たりの発熱量, MoO_3 及び PGM の含有率を計算した．

3. 結果および考察　表 1 に計算結果を示す．着色部はガラス固化時の廃棄物含有に関する制限*を上回る条件に該当する．SF の冷却期間が 15 年以上になると，ガラス固化体の発熱量は高含有化の場合においてもその制限値を下回るが，一方，MoO_3 と PGM の濃度制限を超えることになる．換言すると，冷却期間が長期化した SF を再処理してガラス固化する場合，Mo と PGM を高レベル廃液から分離することで高含有化が可能になる．これによりガラス固化体の発生本数を削減でき，処分場の負荷低減に繋がる．同時に，Mo の分離はガラス固化体特性の向上，PGM の分離は溶融炉運転の安定化への寄与が期待できる．一方，高含有化は Cs，Sr，MA(発熱性核種)によりガラス固化体発熱量を増加させる．これまでの研究で，ガラス固化体の発熱量に留意して，70wt%の Mo/PGM 分離を基本に，SF の冷却期間に応じた Cs/Sr あるいは MA の分離を組み合わせることで，高含有化による廃棄体専有面積の削減が可能となる計算結果を得ている．高含有化と発熱性核種の分離による処分場の負荷低減にはガラス固化プロセスの条件設定とガラス溶融炉の運転特性等が密接に関わっており，それらの十分な整合を図る必要がある．

表 1　使用済燃料冷却期間とガラス固化体特性の関係

WL(wt%) / SF/CP(年)	ガラス固化体発熱量(kW/本)				MoO_3含有率(wt%)				PGM含有率(wt%)			
	20.8	25	30	35	20.8	25	30	35	20.8	25	30	35
4	2.30	3.18	4.25	5.31	1.38	1.91	2.54	3.18	1.08	1.49	1.98	2.48
15	0.91	1.27	1.69	2.12	1.36	1.88	2.51	3.14	1.06	1.47	1.96	2.45
20	0.81	1.13	1.51	1.88	1.35	1.88	2.50	3.13	1.06	1.47	1.95	2.44
30	0.67	0.92	1.23	1.54	1.34	1.87	2.49	3.11	1.05	1.46	1.94	2.43

WL(wt%)：ガラス固化体の廃棄物含有率，SF/CP(年)：使用済燃料冷却期間

＊発熱量<2.3kW/本[2]，MoO_3 含有率<1.50wt%，PGM 含有率<1.25wt%[3]

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,3O11～16

[2] 地層処分研究開発第 2 次取りまとめ,平成 11 年 11 月 26 日、核燃料サイクル開発機構

[3] Inagaki Y, et al., J. Nucl. Sci. Technol, 46(7), 677-689, 2009

*Hidekazu.Asano[1,2], Masahiro.Kawakubo[1] , 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
(10)横置き方式による廃棄体専有面積削減効果の検討

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,
(10) Study on effect of occupied area reduction by horizontal emplacement of waste package

*岡村 知拓[1]，三成 映理子[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

第 2 次取りまとめ[1]を参考に廃棄体横置き方式（横置き方式）による廃棄体専有面積（専有面積）削減効果について CAERA 指標を用いて検討した．使用済燃料（SF）冷却期間 15 年，Cs･Sr 分離割合 90%，横置き方式において廃棄物含有率 18 wt%で CAERA 値が最大の 1.50 kg/m^2 となり，専有面積を約 35%削減となった．

キーワード：放射性廃棄物管理，核燃料サイクル，再処理，ガラス固化，地層処分

1. 緒言 第 2 次取りまとめに廃棄体定置方式（定置方式）の技術オプションとして竪置き方式と横置き方式が示されている．本レポートによると竪置き方式では処分坑道の空洞安定性の観点から最小の坑道離間距離と廃棄体ピッチはそれぞれ 10 m と 4.44 m（最小専有面積 44.4 m^2）とされている．一方横置き方式は処分坑道が竪置き方式と比較して小さく，坑道離間距離を 4.44 m，廃棄体ピッチを 3.13 m にすることが可能であり，横置き方式による専有面積の縮小化が期待される．本稿では，ガラス固化体埋設時に発熱量への寄与が大きい Cs と Sr の分離を仮定し，廃棄物含有率をパラメーターとして変化させた際の横置き方式による専有面積削減効果について検討した．分離した Cs と Sr は別途固化，冷却した後に地層処分することを仮定した．

2. 計算条件 UO_2 燃料を対象として使用済燃料中の核種組成，崩壊熱，再処理の計算に ORIGEN2.2UPJ[2]，実行断面積ライブラリは JENDL4.0[3]を用いた．炉型は加圧水型軽水炉で，燃焼度は 45 GWd/THM とした．廃棄物含有率は 15～35 wt%とし，2 つのガラス固化条件[4]（①酸化モリブデン（MoO_3）含有率 1.5 wt%以下，②白金族元素（PGM）含有率 1.25 wt%以下）を満足させるために Mo と PGM を 70%分離することを仮定した．ガラス固化後は 50 年間貯蔵された後に地層処分するものとした．緩衝材の制限温度 100℃として，COMSOL Multiphysics code[5]を用いて専有面積を求めた．専有面積削減効果の評価には CAERA 指標[6][7]を使用し，第 2 次取りまとめの基本ケース（SF 冷却期間 4 年，核種分離なし，廃棄物含有率 20.8wt%）から算出される CAERA 値 0.97 kg/m^2（竪置き）および 1.04 kg/m^2（横置き）と比較した．

3. 結果および考察 SF 冷却期間 15 年，Cs・Sr 分離割合 90%における，定置方式の違いによる廃棄物含有率と CAERA 値の関係を図 1 に示す．竪置き方式において 20.8 wt%に比べて低い廃棄物含有率では Cs・Sr 分離により発熱量が十分に低下していたとしても最小の専有面積 44.4m^2/本で処分されるため基本ケースよりも CAERA 値が小さくなる．そのため廃棄物含有率が高い条件でのみ専有面積削減効果を得ることができる．一方，横置き方式では処分坑道の空洞安定性の観点から竪置き方式に比べて坑道離間距離，廃棄体ピッチを短くすることが可能であり，低い含有率においても高い CAERA 値を得ることが可能となった．CAERA 値が最大となる廃棄物含有率は 18 wt%の 1.50 kg/m^2，専有面積削減効果は約 35%となった．この結果，横置き方式による専有面積削減効果が明らかとなり，処分場面積削減の観点から定置方式と廃棄物含有率，発熱性核種の分離が密接に関わっており，それら条件の整合を図ることが重要である．

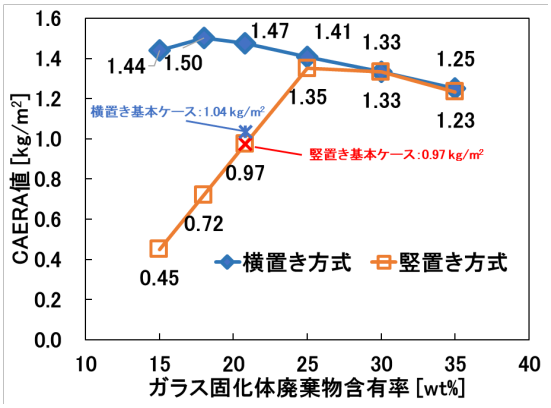


図 1 廃棄体定置方式と廃棄物含有率の専有面積への影響（Cs・Sr 分離 90%）

参考文献

[1] JNC, TN1400 99-022 [2] S. B. Ludwig, et al., Transmittal memo of CCC-371/17, 2002 [3] JAEA-Data/Code, 2012-032 [4] Inagaki Y, et al., J. Nucl. Sci. Technol, 2009 [5] COMSOL 2016.COMSOL Multiphysics 5.2a, Heat Transfer Module. COMSOL AB, Stockholm [6] 日本原子力学会 2018 年春の大会,放射性廃棄物処理,3O11～16 [7] T. Okamura, et al., SEP SCI TECHNOL, 2018

* Tomohiro Okamura[1], Eriko Minari[1], Masahiko Nakase[1], Hidekazu Asano[1,2], 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
(11) MOX 燃料における MA 分離と処分場負荷削減効果の検討

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
(11) Effects of MA separation on occupied area per waste package in case of MOX spent fuel

*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
2 原子力環境整備促進・資金管理センター

MOX 使用済燃料（SF）再処理によって発生したガラス固化体の地層処分を想定し，発生本数を低減するための技術オプションの一つである高含有ガラス固化体の処分におけるマイナーアクチノイド（MA）の分離適用に着目した．MA 分離割合をパラメータとして処分後の経過時間と緩衝材最高温度の関係を求め，MA 分離適用による地層処分面積削減に対する有効性について検討した．

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，廃棄物含有率，地層処分, MA 分離

1．緒言　シリーズ報告（5）で述べたように，UO_2-SF ガラス固化体の発熱量には，Cs/Sr，マイナーアクチノイド（MA）核種が寄与する．一方で，軽水炉でのプルサーマル発電によって発生する MOX-SF の処分においては，発熱量に対する ^{241}Am の寄与が相対的に大きくなる．^{241}Am はガラス固化体中の廃棄物高充填化を目指す妨げになる核種であることから，本研究では MOX-SF に着目し，高含有ガラス固化体を対象として，廃棄体専有面積の削減に効果的な MA の分離割合について検討した．

2．計算条件　MOX-SF 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，燃焼度は 45 GWd/THM，SF 冷却期間は 50 年とした．①ガラス固化体初期発熱量 2.3 kW/本以下，②酸化モリブデン（MoO_3）含有率 1.5 wt%以下，③白金族元素（PGM）含有率 1.25 wt%以下を満足するように廃棄物含有率は最大で 35 wt%，Mo と PGM の分離割合は 70 %と設定した．また，ガラス固化後 50 年の貯蔵後に処分するものとした．熱計算には，COMSOL Multiphysics code[3]を用い，計算モデルは第 2 次取りまとめの硬岩系岩盤（深度 1,000 m）の竪置き方式とし，緩衝材最高温度と処分後の経過時間の関係を求めた．

3．結果および考察　処分場の負荷を UO_2-SF ガラス固化体と比較することから，第 2 次取りまとめに示されている UO_2-SF ガラス固化体の最小専有面積である 44.4m^2 を念頭において，諸条件を考察した．SF 冷却期間を 50 年，廃棄物含有率 16, 25, 35 wt%，MA 分離割合 0%, 70%，90%の場合における廃棄体 1 体当たりの専有面積と緩衝材最高温度の関係を図 1 に示す．35wt%の場合，^{241}Am による発熱寄与が大きく，SF 冷却期間 50 年では MA を 90%分離した場合でも緩衝材制限温度である 100℃を下回らなかった．25wt%の場合は，MA を 90%以上分離することにより緩衝材制限温度である 100℃を下回るも廃棄体専有面積は 100m^2 以上でなければ処分が出来ない結果となった．MOX 燃料の場合，UO_2 燃料と比較し，主要な発熱性核種である MA 割合の増加により処分後 50 年後でも MA 分離の効果は限定的であることが分かる．そこで，廃棄体含有率を 16wt%とすると，MA 分離 70%で制限温度を下回り，90%分離の場合においては，最小専有面積である 44.4m^2 を満足する結果となった．MOX-SF ガラス固化体処分においては，分離割合 90%では SF の長期冷却が条件となり，尚且つ処分場面積が増加．UO_2-SF 並みの面積で処分を可能とするためには含有率を低下させる必要がある．以上のことから，廃棄物含有率と MA 分離割合双方の条件が複合的に処分場面積削減へ影響を及ぼすことが明らかになった．

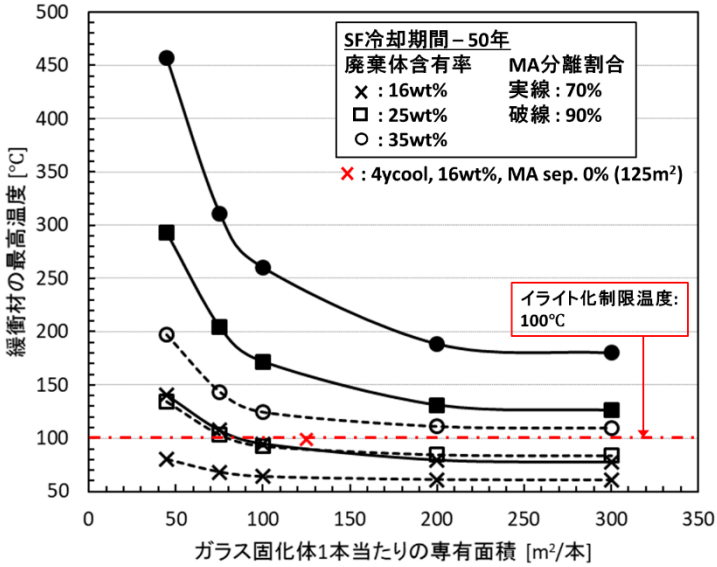


図 1　処分後の経過時間と緩衝材最高温度の関係

参考文献

[1] K. Suyama, J. Katakura, M. Ishikawa and Y. Ohkawachi, JAERI-Conf 98-003, 1998
[2] COMSOL 2016. *COMSOL Multiphysics 5.2a*, Heat Transfer Module. COMSOL AB, Stockholm

*Eriko Minari[1], Tomohiro Okamura[1], Masahiko Nakase[1], Hidekazu Asano[1,2], Kenji Takeshita[1] [1]Tokyo Tech., [2]RWMC

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 503-1 Reactor Chemistry, Radiation Chemistry, Corrosion, Water Chemistry,Water Quality Control

[1D01-05] Chemistry of Cesium

Chair:Ryuji Nagaishi(JAEA)

Wed. Mar 20, 2019 2:45 PM - 4:05 PM Room D (Common Education Bildg. 2 1F No.12)

[1D01] Reaction Products Of Cs-adsorption On Concrete In The 600–150° C Temperature Range

*Thi Mai Dung Do[1], Vu Nhut Luu[1], Kenta Murakami[1], Hisayuki Suematsu[1], Kunihisa Nakajima[2], Shunichiro Nishioka[2], Eriko Suzuki[2], Faoulat Miradji[2], Masahiko Osaka[2] （1. Nagaoka University of Technology, 2. Japan Atomic Energy Agency）

2:45 PM - 3:00 PM

[1D02] Cs chemisorption behavior onto stainless steel during LWR severe accident

*Eriko Suzuki[1], Gaku Takase[2], Kunihisa Nakajima[1], Shunichiro Nishioka[1], Masahiko Osaka[1] （1. JAEA, 2. Nagaoka University of Technology）

3:00 PM - 3:15 PM

[1D03] Cs chemisorption behavior onto stainless steel during LWR severe accident

*Shunichiro Nishioka[1], Gaku Takase[1], Kunihisa Nakajima[1], Eriko Suzuki[1], Masahiko Osaka[1] （1. JAEA）

3:15 PM - 3:30 PM

[1D04] Investigation of in-reactor cesium chemical behavior in TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident

*Kazuki Morishita[1,2], Takashi Onishi[1,2], Koji Maeda[1,2], Masato Mizokami[3], Kenichi Ito[3], Shinya Mizokami[3] （1. IRID, 2. JAEA, 3. TEPCO HD）

3:30 PM - 3:45 PM

[1D05] Study on the influence of microorganism on fuel debris degradation

*Jiang LIU[1], Yuma DOTSUTA[1], Toru KITAGAKI[1], Naofumi KOZAI[1], Toshihiko OHNUKI[1,2] （1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Tokyo Institute of Technology, Laboratory for Advanced Nuclear Energy）

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Reaction products in Cs-adsorption on concrete in the 600 – 150°C temperature range

*Thi-Mai-Dung Do [1], Vu Luu Nhut[1], Kenta Murakami[1], Hisayuki Suematsu[1],
Kunihisa Nakajima[2], Shunichiro Nishioka[2], Eriko Suzuki[2], Faoulat Miradji [2], Masahiko Osaka[2]
[1] Nagaoka University of Technology,
[2] Japan Atomic Energy Agency

Abstract: The interaction between Cs_2MoO_4 with concrete within the temperature range of 600 – 150°C in Ar gas is studied. The reaction products included cesium silicate compounds are analyzed by XRD, EPMA and micro-Raman. The obtained results are contributed to the fundamental understanding on the chemical behavior of Cs_2MoO_4 in BWR severe accidents.

Keywords: cesium molybdate, concrete, chemisorption, severe accident.

1. Introduction

When a nuclear severe accident happens, the release of fission products such as Cs, I… is a major issue. Cesium is supposed to be released as Cs_2MoO_4 which is a highly radiotoxic and volatile form. During transport to the outside, Cs_2MoO_4 could deposit on the structure materials such as SUS or concretes. The reaction between Cs_2MoO_4 and SiO_2 which is one of the components in oxide stainless or in concrete become a key issue. The evidence of the reaction between Cs and Si have been declared recently. To have further insight on the role of the chemical species involved in the cesium chemistry, a transpiration system has been developed to analyze the possible phases could be formed. This work is limited to the deposition and the possible interaction between Cs_2MoO_4 in either solid and aerosol phases on the surface of concrete.

2. Experiment procedure

Before the transpiration tests, concrete were heat treated at 100°C for 21 days and then were cut into small pieces with the size about 12 x 8 x 3 mm).

Cs_2MoO_4 was placed in a platinum boat and heated in an alumina tube at 1300°C. Then, two transpiration tests were performed separately. The first one is the test when Cs_2MoO_4 deposit as aerosol particles. Concrete pieces were placed into downstream at different positions that in accordance at 460, 273, 213 and 150°C, respectively. The test was performed for 1 hour in Ar gas environment. After the transpiration test, concrete pieces were analyzed by optical microscopy, X-ray diffraction, micro-Raman spectroscopy and electron probe micro analysis.

3. Results and Discussion

Fig. 1 shows that the XRD patterns of concrete samples at different temperatures after Cs_2MoO_4 aerosol particles deposited on. The main peaks obtained were SiO_2 with the different crystal structure. Comparing with the pattern of the pre-heat concrete sample, the phase compositions have no different, except the intensities of each phase.

From optical microscope images, Cs_2MoO_4 deposited on the concretes were detected. Raman spectra of these areas were assigned mainly of SiO_2 and Fe_3O_4. It seems that there is no reaction between Cs_2MoO_4 aerosol particles with concrete at these temperatures. However, because of the hygroscopic property, Cs_2MoO_4 aerosol particles change to the liquid phase and quickly diffused inside the concrete bulk. Therefore, the phase composition was mainly of the concrete phases.

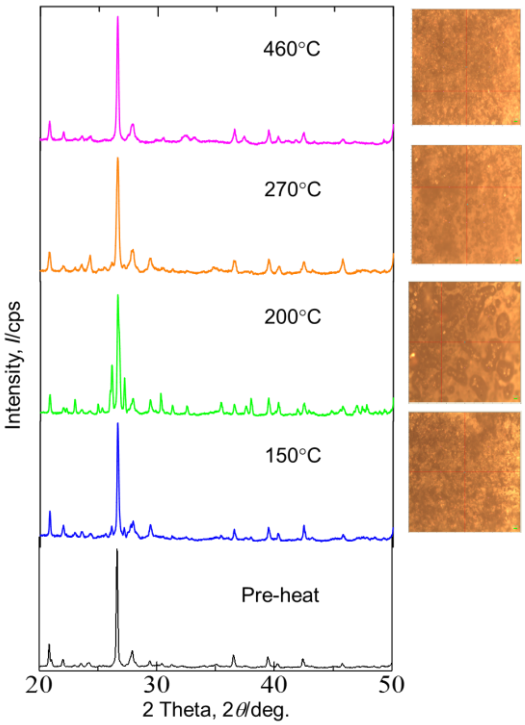


Fig. 1 XRD patterns and optical microscope images of concretes surface at different temperatures.

4. References

1. F.G.Di Lemma, K.Nakajima, S.Yamashita, M.Osaka, *Nucl. Eng. Des.*, 305, pp. 411-420 (2016).
2. M.Kobata, T.Okane, K.Nakajima, E.Suzuki, K.Ohwada, K.Kobayashi, H.Yamagami, M.Osaka, *J. Nucl. Mat.*, 498, pp. 387-394 (2018)

軽水炉シビアアクシデント時の Cs と鋼材との化学吸着挙動
（1）600℃付近における鋼材への Cs 化学吸着挙動に関する実験的研究

Cs chemisorption behavior onto stainless steel during LWR severe accident
(1) Experimental study on Cs chemisorption behavior at temperature around 600 ºC

*鈴木 恵理子[1]，髙瀬 学[1]，中島 邦久[1]，西岡 俊一郎[1]，逢坂 正彦[1]
[1]原子力機構

軽水炉シビアアクシデント（SA）時の炉内の Cs 分布・性状評価において重要なステンレス鋼への Cs 化学吸着挙動について、比較的低温である 600℃付近の挙動の実験的研究を行った。その結果、Cs 化学吸着により Cs-Fe-O 系化合物が生成し、Cs-Si-(Fe)-O 系化合物が生成する 800℃以上の高温域とは異なる化学反応が生じる可能性が示唆された。

キーワード：セシウム，ステンレス鋼，化学吸着

1. 緒言

福島第一原子力発電所廃炉時に必要となる炉内の Cs 分布・性状評価へ資するため、炉内構造材への Cs 化学吸着挙動評価による SA 解析コードに組み込まれた Cs 化学吸着モデルの高度化のための研究を進めている。これまでの研究により、比較的高温域(800～1000℃)においては、Cs 化学吸着の結果 Cs-Si-(Fe)-O 化合物が生成し、吸着量は温度、雰囲気、鋼材中 Si 等の関連元素の影響を受けることが分かっている[1,2]。一方、比較的低温域(600℃付近)での Cs 化学吸着挙動については、高温域とは異なる挙動を示しているが、知見は少なくモデル化が困難である。そこで本研究では、低温域における Cs 化学吸着挙動に係る知見を得ることを目的として、600℃付近でステンレス鋼(SUS304 鋼)へ CsOH を化学吸着させる試験(化学吸着試験)を行い、吸着生成物の分析を行った。

2. 試験方法

化学吸着試験は、Ar-5%H_2-5%H_2O 雰囲気下で、SUS304 鋼（Si 濃度 0.5～4.9wt%）試験片に対して CsOH 蒸気を 550~800℃で 3 時間反応させることにより行った。化学吸着試験後の試験片に対して、X 線回折法（XRD）及び走査型電子顕微鏡/エネルギー分散型 X 線分光法（SEM/EDX）を用いた化学吸着生成物の同定及び元素分析を行った。

3. 結果

図 1 に、600℃での化学吸着試験後の試験片（Si 濃度 4.9wt%）表面の SEM/EDX 分析結果を示す。図 1 上段に示す各元素のマッピング像において、濃色で示される Cs 濃度の高い領域は、CsOH 蒸気が試験片表面に物理沈着（凝縮）したものと思われる。一方、Cs 濃度の低い領域（図 1 の SEI に示す分析点 a～e）においては、図 1 下段の元素割合に関するグラフに示す通り Cs と Fe は元素比およそ 1:1 で存在するが、Si の割合は Cs と Fe に比べて約 1/10 程度と低く、これは XRD 測定結果により Si を含有しない $CsFeO_2$ の生成によるものであることが分かった。既往研究では、800℃以上の高温域においては化学吸着生成物として Cs-Si-(Fe)-O 化合物が生成されるとの知見が得られている一方、本研究では 600℃付近の低温域では Si を含有しない Cs-Fe-O 化合物が生成されるとの結果が得られたことから、Cs 化学吸着時の化学反応は温度によって異なる可能性が示された。

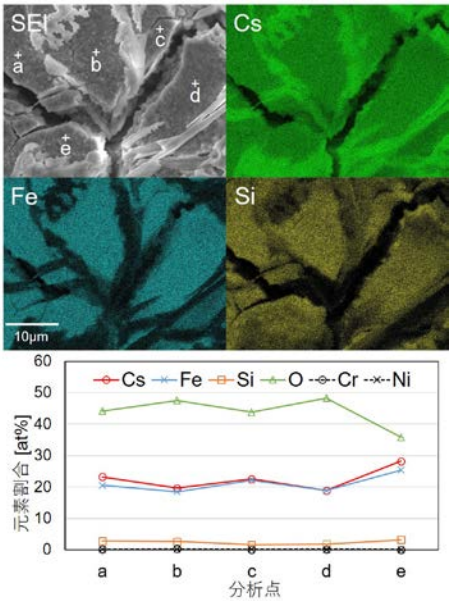


図 1　600℃で化学吸着させた試験片表面の SEM/EDX 分析結果

参考文献
[1] S. Nishioka et al., submitted to J. Nucl. Mater. [2] K. Nakajima et al., submitted to Proceedings of ICONE-27 (The 27th International Conference on Nuclear Engineering)

*Eriko Suzuki[1], Gaku Takase[1], Kunihisa Nakajima[1], Shunichiro Nishioka[1], and Masahiko Osaka[1]
[1]JAEA

軽水炉シビアアクシデント時の Cs と鋼材との化学吸着挙動
（2）Cs 化学吸着生成物の温度上昇による性状変化

Cs chemisorption behavior onto stainless steel during LWR severe accident
(2) Property change of Cs-chemisorbed deposit by temperature increase

*西岡 俊一郎[1]，髙瀬 学[1]，中島 邦久[1]，鈴木 恵理子[1]，逢坂 正彦[1]
[1]原子力機構

軽水炉シビアアクシデント(SA)時に化学吸着した Cs の性状が事故進展と共に変化する可能性がある。そこで、温度変化による影響を調査した結果、600℃程度の比較的低温域で化学吸着により生成した Cs-Fe-O 化合物が、1000℃まで上昇すると Cs-Si-(Fe)-O 化合物に変化することがわかった。

キーワード：セシウム、ステンレス鋼、化学吸着、温度上昇

1. 緒言

福島第一原子力発電所（1F）廃炉に際して重要となる炉内の Cs 分布・性状評価へ資するため、Cs 蒸気種と鋼材との化学反応（化学吸着）挙動に関する研究を進めている。これまでの研究により、CsOH のステンレス鋼（SUS304 鋼）表面への化学吸着により、600℃前後の比較的低温では Cs-Fe-O 化合物が（本シリーズ発表(1)）、800℃以上の高温では Cs-Si-(Fe)-O 化合物が生成するなど[1]、温度によって化学吸着生成物が異なることがわかっている。一方、1F 事故時においては、号機によっては海水注入停止等により事故の後期に炉内の温度が上昇している可能性がある[2]。Cs 化学吸着後に鋼材温度が上昇すると、鋼材表面に生成した化合物の化学形や性状が変化する可能性が考えられる。このような化学形や性状の変化は、廃炉工程における除染方法や、廃棄物処理方法の検討に影響する。そこで本研究では、600℃で SUS304 鋼に CsOH を化学吸着させた後、1000℃で再加熱する試験を行い、表面に生成した Cs-Fe-O 化合物の温度上昇による化学形や性状変化を調べた。

2. 試験方法

CsOH を化学吸着させるために、Ar、水素及び水蒸気の混合ガス(Ar-5%H_2-5%H_2O)中で、Si 濃度 1.0 および 4.9 wt.%の SUS304 鋼試験片表面に CsOH 蒸気を 600℃で 3 時間反応させた。その後試験片の X 線回折(XRD)測定を行い、試験片表面に Cs-Fe-O 化合物が生成していることを確認した。次に試験片を Ar-5%H_2-5%H_2O ガス中で 1000℃で 3 時間再加熱した。再加熱後の試験片を、XRD および走査型電子顕微鏡/エネルギー分散型 X 線分光器(SEM/EDS)により分析し、化学吸着した Cs 化合物の化学形や性状変化の有無を調べた。

3. 結果

図 1 に、Si 濃度 4.9 wt.%の SUS304 試験片の再加熱前後の XRD パターンを示す。再加熱前においては、600℃で CsOH を化学吸着させることにより生成した $CsFeO_2$ のピークが見られるのに対して、1000℃での再加熱後は $CsFeO_2$ のピーク強度が低下し、$CsFeSiO_4$ のピークが見られた。また Si 濃度 1.0 wt.%の試験片についても、1000℃再加熱後の SEM/EDS 分析により Cs-Si-(Fe)-O 化合物の生成を確認した。この結果から、SA 後期に鋼材温度が高温に上昇するような状況においては、鋼材に化学吸着した Cs 化合物の化学形や性状が変化する可能性が示された。

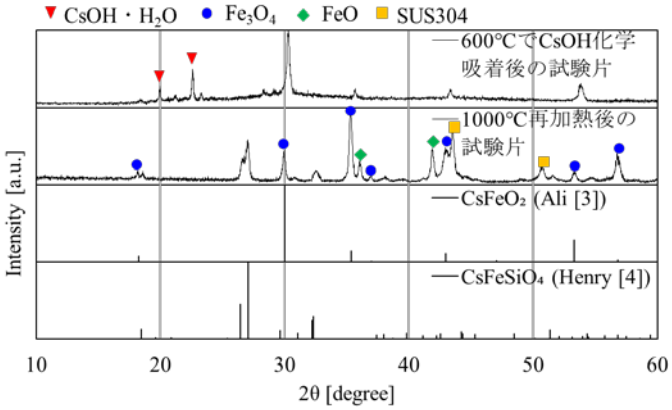


図 1. CsOH を化学吸着させた SUS304 鋼(4.9%Si)試験片の 1000℃再加熱前後の XRD パターン

参考文献 [1] F.G. Di Lemma et al., J. Nucl. Mat., 484, 174 (2017). [2] EPRI, EPRI-report 3002009886 (2017). [3] N.Z. Ali et al., J. Solid. State Chem., 183, 752 (2010). [4] P.F. Henry et al., Chem. Commun., (Cambridge) 1998, 2723 (1998).

*Shunichiro Nishioka[1], Gaku Takase[1], Kunihisa Nakajima[1], Eriko Suzuki[1], and Masahiko Osaka[1]
[1]JAEA

東京電力福島第一発電所事故におけるセシウムの化学的挙動に関する検討 (12) 1 号機原子炉格納容器で採取された試料の核種分析

Investigation of in-reactor cesium chemical behavior in TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident

(12) Analysis of nuclides in samples collected from primary containment vessel of Unit 1

*森下 一喜[1,2]，大西 貴士[1,2]，前田 宏治[1,2]，溝上 暢人[3]，伊東 賢一[3]，溝上 伸也[3]

[1]国際廃炉研究開発機構，[2]原子力機構，[3]東京電力 HD

福島第一原子力発電所 1 号機格納容器内から採取された堆積物を硝酸に浸漬して得られた溶液の分析を実施した。その結果、これまでに報告されている堆積物の分析結果と類似傾向にあることを確認した。また、堆積物には微量の Pu、Am、Cm 等も含まれていることがわかった。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、α線核種分析、γ線核種分析、ICP 質量分析

1. 緒言

福島第一原子力発電所（以下「1F」）の廃炉作業の一環として、燃料デブリ取出し方法の検討に資する知見を得るための内部調査が行われた結果､1 号機格納容器内部の滞留水中に浮遊性の堆積物（以下｢堆積物｣）が確認された[1,2]。燃料デブリ取り出しの際に障害となる可能性があることから、この堆積物の回収及び保管の必要性が検討されている[1]。堆積物を適切な方法で回収し、安全に保管するためには、含有する核種等を明らかにする必要がある。これまでに堆積物を対象とした各種分析（γ線核種分析、XRF、SEM 及び TEM）の結果が報告されている[2,3,4]。本報告では、堆積物を硝酸に浸漬して得られた溶液の ICP 質量分析、γ線種分析及びα線核種分析の結果を述べる。

2. 試験方法

堆積物が付着したウエス（以下「試料」）を室温の水に 24 時間浸漬したのち、ろ別した試料を 100℃の硝酸に 1 時間浸漬した。硝酸浸漬により得られた溶液（以下「硝酸浸漬溶液」）を ICP 質量分析、γ線核種分析及びα線核種分析に供した。

3. 試験結果

硝酸浸漬溶液の ICP 質量分析では、Sn、Ti、Fe、Ni、U 等が検出され、XRF、SEM 及び TEM による分析[2,3,4]と類似する結果が得られた。この結果に加え、Cs、Te 及び U の各元素における分析結果の同位体組成は、燃焼後燃料中の同位体組成の計算結果[5]に近い値を示すことがわかった。

図 1 及び 2 に硝酸浸漬溶液のγ線核種分析結果及びα線核種分析結果を示す。1F 構内で実施された堆積物のγ線核種分析[2]では、核分裂生成物及び放射化物として､Co-60､Sb-125､Cs-134 及び Cs-137 を含むことが報告されている。これらのγ線核種に加え、本分析では核分裂生成物として Eu-154 を検出した。また、アクチニド元素としては、これまでに確認されている U 以外に微量の Pu、Am 及び Cm も堆積物に含まれていることがわかった。

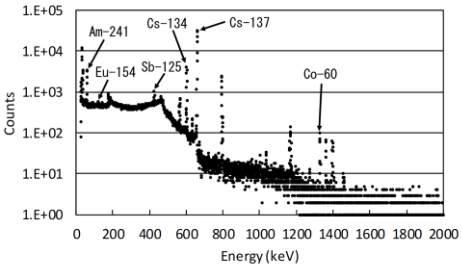


図 1 硝酸浸漬溶液のγ線核種分析結果

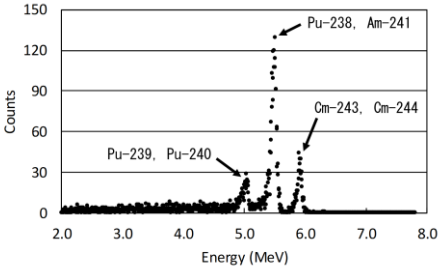


図 2 硝酸浸漬溶液のα線核種分析結果

—謝辞— 本研究は、経済産業省「平成 27 年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）」の研究の一部として実施した。

参考文献

[1] 1 号機原子炉格納容器(PCV)内部調査の結果について，東京電力 (2012)　[2] 1 号機原子炉格納容器内部調査について～堆積物の分析結果～，東京電力 (2017)　[3] 1~3 号機原子炉格納容器内部調査関連サンプル等の分析結果，東京電力 (2018)　[4] 溝上他，日本原子力学会「2018 年春の年会」予稿集 2M21　[5] 西原他，“福島第一原子力発電所の燃料組成評価”，JAEA-Data/Code 2012-018 (2012)

*Kazuki Morishita[1,2], Takashi Onishi[1,2], Koji Maeda[1,2], Masato Mizokami[3], Kenichi Ito[3] and Shinya Mizokami[3]

[1]IRID, [2]JAEA, [3]TEPCO HD

Study on the influence of microorganism on fuel debris degradation
(1) Disintegration of simulant fuel debris by widespread bacteria

*Jiang LIU[1], Yuma DOTSUTA[1], Toru KITAGAKI[1], Naofumi KOZAI[1], and Toshihiko OHNUKI[1,2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Tokyo Institute of Technology, Laboratory for Advanced Nuclear Energy.

Abstract: There is a possibility that some microorganisms coexist with damaged fuel debris in nuclear power plant after severe accident, and they might affect the physical and chemical properties of fuel debris. In this work, the effect of widespread bacteria on simulant fuel debris was studied, and it was found that these bacteria would promote the disintegration of fuel debris.

Keywords: fuel debris, microorganism, corrosion mechanism.

1. Introduction

During the Fukushima Daiichi accident molten core flowed down the structural materials and formed the fuel debris, which consists of uranium dioxide fuel, iron, zirconium, and concrete. To decommission the damaged nuclear plant, it is necessary to understand the current status of fuel debris and possible change trend during the defueling activities. After the discovery of some possible microorganism communities in Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant (FDNPP) in 2018[1], the microbial effect on fuel debris has drawn much attention. Here, the microbial disintegration of simulant fuel debris was studied.

2. Experiment

To simulate the tetravalent actinides (UO_2 and PuO_2), CeO_2 was applied because of its similar physical chemical properties.[2] The mixture of CeO_2 and ZrO_2 at a molecular ratio of 1:1 was pressed into pellet and heated at 1773K for 13 hours. $CeZrO_4$ was then shattered into powder. The simulant fuel debris consisted of $CeZrO_4$, pure iron powder and SiO_2 at a molecular ratio of 1:2:1. Two kinds of widespread bacteria were applied, *pseudomonas fluorescens* (Gram-negative) and *Bacillus subtilis* (Gram-positive). The bacteria were cultured in a transparent liquid medium in the presence of simulant fuel debris (2g/L) at 30°C for 20 days. The medium and simulant fuel debris were sampled at certain intervals. They were analyzed by ICP-OES and SEM-EDS, respectively.

3. Results and conclusions

During batch culture, the simulant fuel debris became red from the second day for both of the two kinds of bacteria. It suggested that iron was oxidized. After about 12 days' culture, metallic iron almost disappeared. At the same time, these bacteria entered death phase by analyzing the turbidity of medium (OD600nm). The morphology of simulant fuel debris was shown in **Fig.1**. It can be seen that after 20 days' culture metallic iron became spherical pieces less than 1 μm, however, others didn't change so much. The results implied that the disintegration of iron may be involved in the microbial metabolic activity. In addition, it was found that part of iron and a little zirconium can dissolve into the medium, but cerium and silicon can not. The study provided some understanding that iron would be key element in the microbial corrosion of fuel debris.

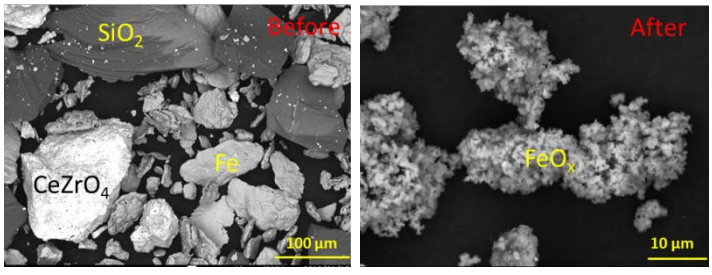


Fig.1 Simulant fuel debris before and after culture

References

[1] 2018, March 5, *週プレ NEWS*, Retrieved from: https://wpb.shueisha.co.jp/news/society/2018/03/05/100773/.

[2] G. T. Seaborg, "Overview of the Actinide and Lanthanide (the *f*) Elements", *Radiochimica Acta*, 61(3-4), pp.115-122, 1993.

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 503-1 Reactor Chemistry, Radiation Chemistry, Corrosion, Water Chemistry,Water Quality Control

[1D06-10] Radiolysis, Corrosion Chemistry 1

Chair:Yoshiyuki Kaji(JAEA)

Wed. Mar 20, 2019 4:05 PM - 5:25 PM Room D (Common Education Bildg. 2 1F No.12)

[1D06] Measurement of Hydrogen Generation in Water Radiolysis by Low-Penatrating Radiations

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

4:05 PM - 4:20 PM

[1D07] Pulse radiolysis- and gamma radiolysis-studies on formation process of nanoparticles in organics-free platinum colloidal aqueous solution

*Yusa Muroya[1], Miou Kariya[1], Kazushige Ishida[2], Yoichi Wada[2], Tsuyoshi Ito[2], Nobuyuki Ota[3], Shinichi Yamashita[4], Takahiro Kozawa[1] （1. ISIR, Osaka Univ., 2. Res. Develop. Gr, Hitachi Ltd., 3. Hitachi-GE NE Ltd., 4. Univ. Tokyo）

4:20 PM - 4:35 PM

[1D08] Improvement of the Model for Evaluating the Corrosive Environment in a Nuclear Power Plant

*Takahiro Hara[1], Yusuke Horayama[1], Junichi Takagi[1], Seiji Yamamoto[1], Osamu Shibasaki[1] （1. Toshiba Energy Systems &Solutions ）

4:35 PM - 4:50 PM

[1D09] Prototyping of Iron-Iron Oxide type Electrochemical Corrosion Potential Sensor for BWR.

*Masahiko Tachibana[1], Kazushige Ishida[1], Mayu Sasaki[2], Ryosuke Shimizu[2], Nobuyuki Ota[2] （1. Hitachi, Ltd. R&D Group, 2. HITACHI-GE Nuclear Energy, Ltd.）

4:50 PM - 5:05 PM

[1D10] Detailed observation of the oxide layer formed on Inconel with Zinc chemistry

*Akihiro Maeda[1], Noritaka Kogawa[1], Satoru Mukai[1], YUji Kosaka[1] （1. Nuclear Development Corporation）

5:05 PM - 5:20 PM

©Atomic Energy Society of Japan

透過性の低い放射線による水の放射線分解での水素発生等の測定

Measurement of Hydrogen Generation in Water Radiolysis by Low-Penetrating Radiations

*永石 隆二[1]，桑野 涼[1]，松村 太伊知[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

福島第 1 原発（1F）事故対策・廃止措置における水の放射線分解に関する研究では，これまで外部放射線として主に透過性の高いγ線（Co-60）が照射実験に用いられてきた一方で，Sr-90 等からのβ線を模擬した電子線やその制動放射を模擬する X 線といった放射線を用いた実験も重要であると考えられているが，それらの透過性は低いため，Co-60 γ線と同様に実験することが困難である。そこで本研究では，それらの放射線の透過性に優れたフィルムによって密封した試料容器を用いて，電子線及び X 線による照射実験を行い，水溶液の線量評価とともに，水の分解で発生した水素分子（ガス）H_2 並びにその対生成物の過酸化水素 H_2O_2 を測定した。

キーワード：電子線，エックス線，水の放射線分解，水素分子（ガス），過酸化水素

1. 緒言

これまでの水素発生や材料腐食に関わる照射実験では，対象となる放射線が Cs-137 からのγ線や Sr-90，Y-90 からのβ線であっても，ほとんど Co-60 のγ線が用いられてきた。これは，放射線化学的に「エネルギー範囲 0.1−20 MeV の光子と電子線に対する水の分解生成物のプライマリ収量（G 値）は同じ値を採用できる」[1]ことからも妥当性があるが，一方でこれらγ線やβ線，制動放射等で低エネルギー化した二次放射線 [2-3]といった現実に近い放射線を用いた実験も期待されている。しかし，対象核種からの放射線による内部照射でなく，これらを模擬した電子線や X 線による外部照射の場合，それらの透過性が低いことに起因して，入射（一次）放射線からの光子数低下やエネルギー変化が起きるため，Co-60 のγ線と同様の試料容器等を用いて実験することが困難である。

そこで本研究では，それらの放射線の透過性に優れたカプトンフィルムを照射（透過）面とした試料容器（照射面以外 Ti 製）を作製して，電子線及び X 線の照射実験を行い，線量評価とともに水の分解生成物を測定した。

2. 実験

電子線照射には，QST 高崎量子応用研究所の静電加速器（1 号加速器）を用いた。電子線ビーム（EB）の加速電圧は 500−2,000 kV の範囲で，吸収線量率は最大で 1.0 kGy/s（水換算，電流値 1 mA 未満）とした。空冷と水循環（照射台）で試料の温度変化はほとんどない。線量計には，フィルム線量計（FUJI FILM CTA-125）を用いた。

X 線照射には，CLADS 国際共同研究棟（富岡）に設置の X 線装置（日立パワーソリューションズ）を用いた。管電圧は 35−150 kV の範囲で変更して，吸収線量率は最大で 3.0 kGy/h（水換算，電流値 20 mA 未満）であった。線量計には，化学線量計（フリッケ，セリウム）並びにフィルム線量計（ラジオクロミック FWT-60）を用いた。

3. 結果・考察

EB, X 線どちらの実験でも，フィルムの密封によって漏れなく H_2 ガスの測定が可能であることを確かめられた。また，線量評価のデータとともに求めた分子生成物の H_2 と H_2O_2 の観測 G 値は，上述のエネルギー範囲にある EB の実験ではほとんど変わらない結果を得たものの，その範囲を下回る X 線の実験では幾分増加の傾向を示した。ここで，EB では水試料中にほぼ全てのエネルギーを与えることができる（飛程 2.5−10 mm）ため，その線量評価は容易であったが，X 線では高エネルギーの場合に水中に一部のエネルギーしか与えられない（平均自由行程最大 67 mm）ことや，X 線が Co-60 γ線（単色）と違って連続エネルギーをもつため，その線量評価は複雑である。

図 1 に X 線照射の模式図を示す（管電圧 150 kV）。X 線のスペクトルは試料中を透過するとその形状が変わって，5 cm の水試料では平均エネルギーE_{av} が 10 keV 程度高エネルギー側にシフトしている。従って，水試料が吸収した X 線のスペクトルは入射①と透過②のスペクトルの差（E_{av}＝60.6 keV）であり，この X 線が水の放射線分解を引き起こすことになる。

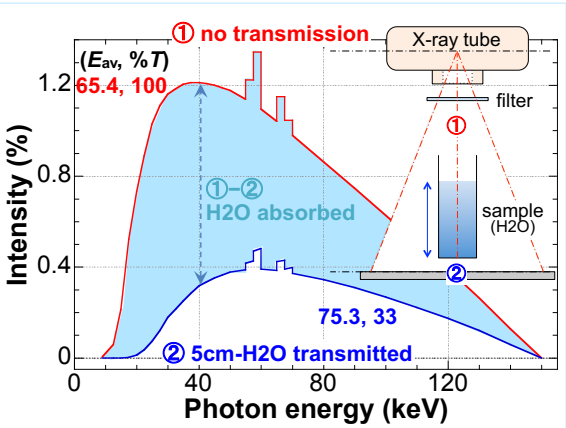


図 1 X 線照射実験とエネルギースペクトルの模式図
（管電圧 150 kV, W ターゲット，フィルターなし）

参考文献

[1] R. Nagaishi, “Evolution of water radiolysis studies for measures against post-severe accidents”, RADIOISOTOPES, 66(11), 601-610 (2017).
[2] 永石隆二，松村太伊知ら，「燃料デブリ周囲へのエネルギー付与に関する評価」，原子力学会 2017 年秋の大会, 1F06-07 (2017) 他.
[3] 松村太伊知，永石隆二ら，「放射線環境での構造材近傍のエネルギースペクトル評価」，原子力学会 2018 年春の年会, 2M03 (2018).

* Ryuji Nagaishi[1], Ryo Kuwano [1], Taichi Matsumura[1]
[1] Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

パルスラジオリシス法及びガンマラジオリシス法による有機物フリーな白金コロイド水溶液中におけるナノ粒子形成過程研究

Pulse radiolysis- and gamma radiolysis-studies on formation process of nanoparticles in organics-free platinum colloidal aqueous solution

*室屋 裕佐[1]，仮屋 深央[1]，石田 一成[2]，和田 陽一[2]，伊藤 剛[2]，
太田 信之[3]，山下 真一[4]，古澤 孝弘[1]
(1.阪大産研，2.日立・研開，3.日立 GENE，4.東大)

パルスラジオリス法及びガンマラジオリシス法を用いて、ヘキサヒドロキソ白金酸懸濁液から生成するナノ粒子の生成過程を調べた。水和電子との反応による生成物ラジカルと OH ラジカルとの反応による生成物ラジカルの相互作用で形成する長寿命のラジカルペアがナノ粒子の前駆体であることが示唆された。

キーワード：ヘキサヒドロキソ白金酸、ナノ粒子形成過程、パルスラジオリシス、ガンマラジオリシス

1. 緒言

構造材料の腐食環境制御のため、現在 BWR では、白金ナノ粒子注入による触媒コーティングの技術開発が進められている[1]。一般的に貴金属のナノ粒子生成にはアルコール等の還元剤が用られるが、冷却水への添加剤には有機物を含まないことが望ましい。近年、イオン交換したヘキサヒドロキソ白金酸の懸濁水溶液のガンマ線照射によりナノ粒子が生成できることが報告されているが[2]、そのナノ粒子形成過程は明らかでない。pH 調整剤によって生成効率が大きく異なり、NH_4OH を用いると全く生成しない[2]点に着目し、パルスラジオリシス法やガンマラジオリシス法を用いて放射線化学反応の初期過程やナノ粒子形成過程を調べた。

2. 実験

$H_2[Pt(OH)_6]$懸濁液に対し、NaOH または NH_4OH を用いて pH 調整を行った。ナノ秒電子線パルスラジオリシス（~80 Gy/shot）やガンマ線照射(線量：2～15 kGy)により、過渡吸収や最終生成物を調べた。

3. 結果・考察

まずパルスラジオリシスにより最初期過程（<μs）の e^-_{aq} および OH と懸濁粒子との反応速度定数(k ($M^{-1}s^{-1}$)を調べた。NaOH、NH_4OH いずれの場合も、e^-_{aq} とは $k = 2.4\times10^9$、OH とは $k = 1.1\times10^9$ ($M^{-1}s^{-1}$) (pH8.6)であったが、異なる吸収スペクトルのラジカルが生成した。次に、長時間領域のラジカル挙動をの pH 添加剤や pH による変化を調べた（図 1）。既往の報告[3]にて、e^-_{aq} と OH からそれぞれ還元、酸化を受けたラジカルが、長寿命のペアを形成することを見出しているが[3]、NaOH の場合にはこれが見られ（図 1 上）、pH8.8→9.8 と変化させても長寿命のままであった。一方、NH_4OH の場合はラジカルが著しく短寿命化し（図 1 下）、pH9.1→9.7 へと上昇させると更に短寿命化した。ガンマラジオリシスより、ナノ粒子は高 pH ほど生成しやすいことから、この長寿命のラジカルペアがナノ粒子の前駆体として振舞っており、アンモニア添加では配位子が変化しこれが阻害されることが示唆された。

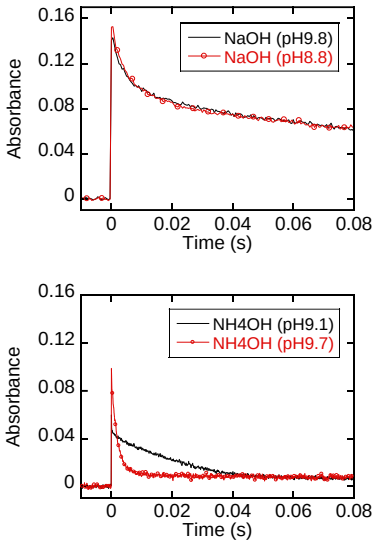


図 1. pH 調整剤および濃度の異なる白金試料を用いたパルスラジオリシス：生成物ラジカルの長時間挙動測定
（上図）NaOH、（下図）NH_4OH。(線量：ca.80 Gy、測定波長：380 nm)

参考文献

[1] Y.J. Kim, NPC2010, Oct 3-7, Quebec City, CNS (2010). [2] K. Ishida, *J. Nucl. Sci. Tech.*, **54**, 356-364, (2017).
[3] M. Kariya, 原子力学会 2018 秋の年会, 3C10 (2019).

*Yusa Muroya[1], Miou Kariya[1], Kazushige Ishida[2], Yoichi Wada[2], Tsuyoshi Ito[2], Nobuyuki Ota[3], Takahiro Kozawa[1]
[1]ISIR, Osaka Univ., [2]Res. Develop. Gr, Hitachi, Ltd., [3]Hitachi-GE Nucl. Energy, Ltd.

炉内腐食環境評価モデルの実機適用に向けた高度化
(3) 不純物存在条件での水の放射線分解生成物の挙動評価

Improvement of the Model for Evaluating the Corrosive Environment in a Nuclear Power Plant
(3) Evaluation of Radiolysis Products Behavior under the Condition Containing Impurities

*原宇広[1]，柴崎理[1]，洞山祐介[1]，山本誠二[1]，高木純一[1]
[1]東芝エネルギーシステムズ

福島第一原子力発電所の事故以降、海水や核分裂生成物等の不純物を含む系では、水の放射線分解による水素発生量が増大することが指摘されている。本発表では、水の放射線分解モデルを用いて、不純物のうち水素発生への寄与が大きいとされるハロゲンが分解生成物の挙動に与える影響を評価し、その要因について検討した結果を発表する。

キーワード：放射線分解、水素発生、ハロゲン、海水

1. 緒言

これまで水の放射線分解による生成物量評価は、主に炉内腐食環境評価に用いられてきた。一方、震災以降、事故炉の安全管理のために水の放射線分解による評価が注目されるようになった。そこで水の放射線分解モデルの実機適用の一環として不純物を含む系における水素発生量評価を試みた。水素発生量評価では炉内環境と異なり、水素発生への寄与が大きいとされる海水や核分裂生成物中のハロゲン影響を考慮する必要がある。本研究では流動を伴なわない系における水素発生量を水の放射線分解モデルにより求め、水素発生に及ぼすハロゲンの寄与について評価した。

2. 解析結果および考察

本解析では塩素、臭素を海水中の代表物質として選定し、水素発生挙動を評価した。一例として、純水及び海水を含む系での解析結果を図１に示す。気相水素濃度はヘンリー則に従い、水の放射線分解モデルにより求めた液相水素濃度から評価した。純水へのγ線照射では、時間経過とともに水素濃度が増加し、10^4 秒程度で平衡濃度へ到達した。一方、海水を含む系では、海水濃度 1%及び 10 %は純水と同程度の平衡濃度へ到達したが、海水濃度 100%において水素濃度は単調増加し、平衡濃度には至らなかった。また、海水濃度 1%及び 10%の評価においては、初期に水素濃度が上昇した後、10^4～10^6秒において、減少する挙動が見られた。これはハロゲンの化学形態の変化により、水素分子を消費する OH ラジカルと反応するハロゲンイオンの量が一時的に減少したことで、水素分子の消費反応が促進したためだと考えられる。

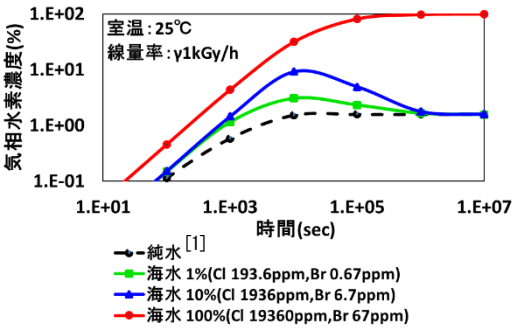


図 1. 気相水素濃度の濃度依存性

水素発生量に及ぼす塩素と臭素の影響を個別に評価した結果を図２に示す。その結果、塩素に比べて臭素の方が影響が大きく、海水共存下における水素発生量増加の主要因であることが示唆された。これは下式に示すようにハロゲンと OH ラジカルの消費反応には逆反応が存在し、臭素ではその反応速度が非常に遅く、OH ラジカルの実質的な消費量が塩素よりも多いためだと推測される。

$BrOH^- \rightarrow Br^- + OH \quad k = 3.0 \times 10^7\ dm^3\ mol^{-1}\ s^{-1} \quad (1)$[2]

$ClOH^- \rightarrow Cl^- + OH \quad k = 6.1 \times 10^9\ dm^3\ mol^{-1}\ s^{-1} \quad (2)$[2]

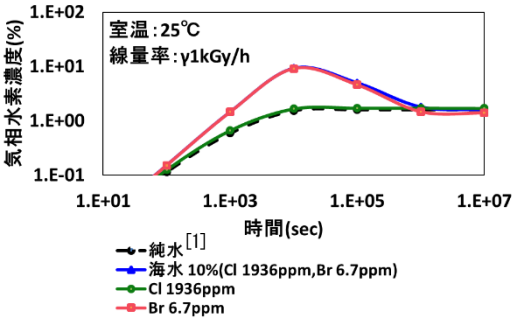


図 2. 気相水素濃度の化学種依存性

3. 結言

水の放射線分解モデルを用いて、水素発生に及ぼすハロゲン影響について評価し、海水濃度 1%及び 10%では水素濃度は上昇後、時間とともに純水条件と同程度になると評価した。また、塩素より臭素の方が水素発生への寄与が大きいことが示唆された。

参考文献 [1]J.Takagi, et al., “Alpha-radiolysis Simulation to Predict Hydrogen Accumulation under Fuel Debris Condition”, NPC2014, Sapporo, 2014
[2]E. Bjergbakke, et al., Radiochimica Acta ,48,73-77,1989

* Takahiro Hara[1], Osamu Shibasaki[1], Yusuke Horayama[1], Seiji Yamamoto[1] and Junichi Takagi[1]
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

BWR 用鉄/酸化鉄型腐食電位センサの試作

Prototyping of Iron-Iron Oxide type Electrochemical Corrosion Potential Sensor for BWR

*橘　正彦[1]，石田　一成[1]，佐々木　麻由[2]，清水　亮介[2]，太田　信之[2]
[1]日立研開，[2]日立 GE ニュークリア・エナジー

ジルコニア隔膜鉄/酸化鉄型腐食電位センサを試作し、性能（発生電位）と寿命を確認した。発生電位は±0.02 V 内で理論電位と一致し、少なくとも 300 日間、腐食電位センサとして機能することを確認した。

キーワード：沸騰水型原子炉、腐食電位、内部参照電極、腐食電位センサ

1. 緒言

近年沸騰水型原子炉(BWR)において、ステンレス鋼や高 Ni 合金の応力腐食割れ抑制のために様々な腐食環境緩和技術が適用され、その効果を直接的に確認するために腐食電位が測定される。本研究では炉内への装荷も想定したイットリア安定化ジルコニア(YSZ)隔膜 Fe/Fe_3O_4 型腐食電位センサ(以下、Fe センサ)を開発している。構造体の材料と構成は、試験炉において中性子照射下で測定した実績のある YSZ 隔膜 Ag/Ag_2O 型腐食電位センサ[1]を踏襲し、センサ内部の活物質と芯線を $Fe・Fe_3O_4$ 混合紛体と Fe 線に変更した Fe センサを試作した。BWR 炉内模擬温度の純水中での浸漬試験により、その性能(発生電位)と寿命を確認した。

2. 実験

循環式オートクレーブを使用して、280 ℃、8 MPa の純水中に約 10 か月間以上浸漬した。圧力平衡型 Ag/AgCl 外部参照電極、白金電極、および純 Zr 電極を装荷して、試作 Fe センサの発生電位、およびその長期安定性を確認した。H_2/O_2 モル比 0～10 の範囲で変化させた場合の、Fe センサ基準で測定した SUS316L・Pt の電位と、外部参照電極基準で測定した SUS316L・Pt の電位とを比較した。また、Zr 電極は長期間安定した電位を発生し、擬似参照電極として使用できる[2]ことから、Zr 電極電位との電位差を連続的に求めることで、Fe センサの発生電位の寿命を確認した。

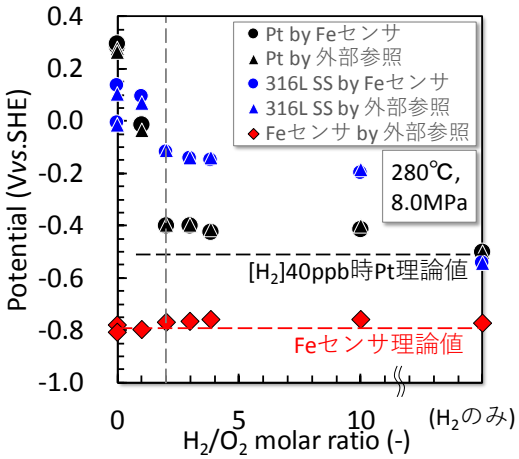


図1　性能確認試験結果

3. 結果

性能確認(図 1)では、Fe センサ基準で測定した SUS316L・Pt の電位は外部参照電極で測定した電位とよく一致し、Fe センサの電位が理論電位(-0.791 V*vs*.SHE at 553 K[3])と±0.02 V 内で一致することを確認した。寿命確認(図 2)では、3 度の熱サイクルを経験し、特に図 2 で再起動-2 と付した時点では停電により急速な温度低下を経験したものの再起動直後の一時的スパイクを除いて 300 日間以上の期間中±0.05V 内で安定した電位を発生することを確認した。以上から、試作した Fe センサは、腐食電位センサとして使用できることを確認した。

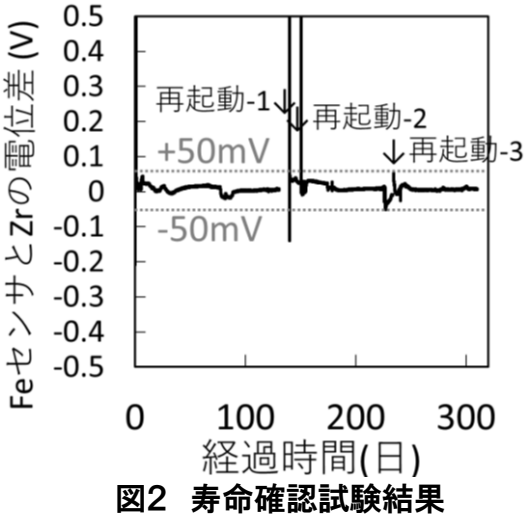


図2　寿命確認試験結果

参考文献

[1] M. Sakai, *et al., 10th Int'l Conf. on Env. Deg*(2001)., [2] K. Ishida, *et al., Proc. of 8th Int. Radiolysis, Electrochem*. (2010).
[3] S.A. Attanasio, *et al., Proc. of CORROSION 2002* (2002).

*Masahiko Tachibana[1], Kazushige Ishida[1], Mayu Sasaki[2], Ryosuke Shimizu[2], Nobuyuki Ota[2]
[1]Research & Development Group, Hitachi, Ltd., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

亜鉛注入によるインコネル材表面に形成された酸化皮膜の微小観察

Detailed observation of the oxide layer strucure formed on Inconel with Zinc chemistry

*前田　哲宏，甲川　憲隆，向井　悟，高阪　裕二
ニュークリア・デベロップメント株式会社

PWR プラント 1 次系の被ばく低減対策として適用されている亜鉛注入によって、配管構造材表面に形成される酸化皮膜と、Co 取込抑制及び腐食抑制の相関について明らかにするため、SEM/STEM によりその酸化皮膜の微細構造を観察し、被ばく低減メカニズムについて考察した。

キーワード：加圧水型原子炉（PWR），１次冷却材，亜鉛注入，TT690，酸化皮膜，被ばく低減，Co 取込み抑制，腐食抑制，SEM，TEM

1. 緒言

PWR プラント 1 次系に適用されている亜鉛注入は、その Co 取込抑制機構について理論的に説明されており[1]、実プラントでも効果が確認されている。また、亜鉛注入では腐食抑制（Ni 溶出抑制）機能も有し、これは酸化皮膜の溶解度低下が要因と考えられている[2]。ここで、Ni 溶出抑制の効果はプラント間で差異が見られる[2]ことから、腐食抑制には酸化皮膜の溶解度低下だけではなく、酸化皮膜の構造による影響が考えられる。しかし、酸化皮膜の微細構造については殆ど報告されていない。本研究では、亜鉛注入環境で形成される酸化皮膜について、微細構造を観察し、Ni 溶出抑制との関係について検討した。

2. 試験方法

PWR 1 次系の亜鉛注入模擬環境における腐食試験により、TT690 試験片に形成した酸化皮膜について、高分解能 S-TEM（分解能：0.136 nm）を用いて、酸化皮膜の元素分布、結晶構造を観察した。

3. 結論および考察

得られた S-TEM 像を図 1 に示す。亜鉛注入環境で形成された酸化皮膜は、上層が Zn 及び Cr による酸化物層、下層が Cr のみの酸化物層の 2 層構造を示した。上層では、文献等で報告された亜鉛クロマイトが確認された。一方、下層側では、亜鉛を注入しない環境での酸化皮膜に報告されている[4]断続的な粒状 Cr_2O_3 ではなく、連続的な非晶質の Cr_2O_3 が観察された（図 2）。上層は、溶解析出により形成された層であることから Ni 溶出機能は乏しいと考えられ、下層の連続的な非晶質 Cr_2O_3 層が Ni 溶出に機能していると考えられる。

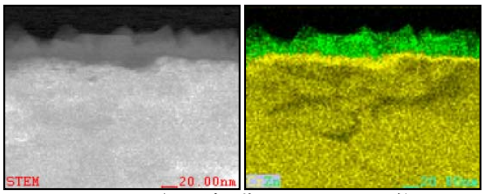
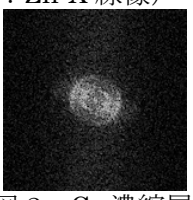


図 1　酸化皮膜の S-TEM 像
（黄色：Cr-X 線像、緑：Zn-X 線像）


図 2　Cr 濃縮層の
電子線回折像

参考文献

[1] D. Lister, “Activity Transport and Corrosion Processes in PWRs”, Nucl. Energy. 32 (2),103-114, 1993.

[2] H. Kawamura et.al., “BWR water chemistry guidelines and PWR primary water chemistry guidelines in Japan - Purpose and technical backgroundNuclear Engineering and Design”, 309, 161-174, (2016)

[3] T. Terachi et. Al., “Dose Rate Determining Factors of PWR primary water”, Proc. of NPC2014, Sapporo, (2014)

[4] J. Panter, et.al., “Influence of oxide films on primary water stress corrosion cracking initiation of alloy 600”, J. Nucl. Mater.,348, pp 213-221, (2006)

---

*Akihiro Maeda, Noritaka Kogawa, Satoru Mukai, Yuji Kosaka

Nuclear Development Corporation

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

[1E01-05] Simple Calculation and Shielding Material

Chair:Masahiro Taniguchi(TAISEI)

Wed. Mar 20, 2019 10:30 AM - 11:55 AM Room E (Common Education Bildg. 2 2F No.22)

[1E01] Calculation of gamma ray buildup factor by EGS

*Hidenori Kawano[1], Yukio Sakamoto[1], Hideo Hirayama[2] （1. ATOX, 2. KEK）

10:30 AM - 10:45 AM

[1E02] Study on reasonable dose estimation by Albedo method for radiation streaming through an entranceway

*AYUMI WADA[1], Fumiyoshi Nobuhara[3], Norihiro Matsuda[2], Yoshihiro Hirao[4] （1. Toshiba Energy Systems and Solutions Co., 2. Tokyo Nuclear Services Co., 3. Japan Atomic Energy Agency, 4. National Maritime Research Institute）

10:45 AM - 11:00 AM

[1E03] Study on reasonable dose estimation by Albedo method for radiation streaming through an entranceway

*Fumiyoshi Nobuhara[1], Ayumi Wada[2], Norihiro Matsuda [3], Yoshihiro Hirao[4] （1. Tokyo Nuclear Services Co., LTD., 2. Toshiba Energy Systems &Solutions Co. LTD, 3. Japan Atomic Energy Agency, 4. National Maritime Research Institute）

11:00 AM - 11:15 AM

[1E04] Summary of First Period of Activity on Simple Shielding Calculation Code Review Working Group (2016-2017)

*Yoshihiro Hirao[1], Fumiyoshi Nobuhara[2], Norihiro Matsuda[3], Seiki Ohnishi[1], Yukio Sakamoto[4] （1. NMRI, 2. TNS, 3. JAEA, 4. ATOX）

11:15 AM - 11:30 AM

[1E05] Discussion on variations in concrete composition for radiation shielding design

*Ken-ichi Kimura[1] （1. Fujita Corporation）

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

EGS によるγ線ビルドアップ係数の算出

Calculation of gamma ray buildup factor by EGS

*河野 秀紀[1]，坂本 幸夫[1]，平山 英夫[2]
[1]株式会社アトックス，[2]高エネルギー加速器研究機構

現在の原子力学会標準にない遮蔽体に対して EGS コードでγ線ビルドアップ係数（BF）を算出できるようにし、高原子番号の元素の BF において、10mfp までの制動 X 線及び蛍光 X 線の寄与を調べた。

キーワード：電磁カスケードモンテカルロ計算コード，EGSγ線ビルドアップ係数

1. 緒言

点減衰核法によるγ線透過計算において、γ線ビルドアップ係数（BF）は遮蔽体の減弱係数とともに重要な定数であるが、評価する線量に依存する。

ICRP2007 年勧告の取り入れに際し、現在の原子力学会 BF 標準データで取り上げた遮蔽体については、Invariant Embedding（IE）法で計算した遮蔽体中のγ線スペクトルがあるので、線量換算係数を変更することで対応できる。しかし、IE 法の計算コードは公開されていないので、標準にない遮蔽体に対してはγ線スペクトルの算出ができない。また、この計算での制動 X 線の発生寄与は、別途電磁カスケードモンテカルロ計算コード EGS で評価している。そこで、深層透過計算には膨大な試行回数が必要であるが、γ線の挙動を正確に取り扱うことのできる EGS コードのみで BF を算出できるようにした。さらに、高原子番号の元素の BF において、10mfp までの蛍光 X 線の寄与を調べた。

2. タングステンのγ線ビルドアップ係数の算出

タングステンの低エネルギーγ線の BF について、蛍光 X 線の発生あり、なしに分けて EGS5 で計算した。K 吸収端及び L 吸収端付近の挙動を見る目的で、入射γ線のエネルギーを 0.011MeV から 0.150MeV の間とした。深さ 10mfp における照射線量 BF を図 1 に示す。そこでは IE 法による計算（参考文献[1]）及び EGS4 による計算（参考文献[2]）に記載されているデータと比較を行っている。

3. 結論

蛍光 X 線を含んだ EGS5 の計算結果は、タングステンの K 吸収端より高い 0.070MeV 付近は既存のデータとよく一致した。一方、既存のデータでは L 吸収端がある 0.011MeV 付近の蛍光 X 線の寄与が含まれていないことが分かり、その効果は 5%程度である。学会標準では 0.015MeV より低いエネルギーのデータがなく、ICRP2007 年勧告の取入れとともに低エネルギー側のデータを拡充する場合は本件の計算結果を役立てたい。

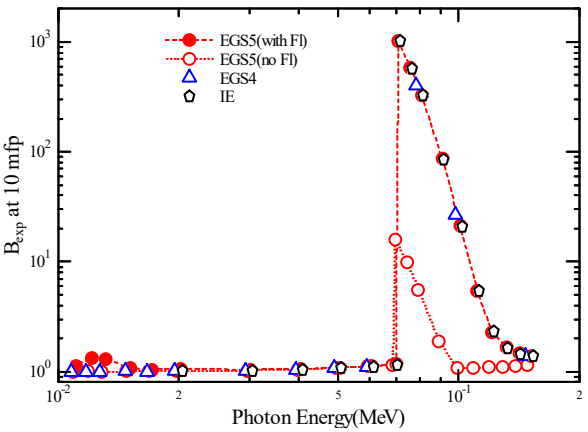


図 1　タングステンの BF

参考文献

[1] 日本原子力学会標準，γ線ビルドアップ係数（2013）
[2] 公益財団法人原子力安全技術センター，放射線施設の遮蔽計算実務（放射線）データ集（2015）

*Hidenori Kawano[1], Yukio Sakamoto[1] and Hideo Hirayama[2]
[1]ATOX CO., LTD., [2]High Energy Accelerator Research Organization

アルベド法による合理的な迷路の線量評価手法の策定
(1) 概要およびアルベド法による解析

Study on reasonable dose estimation by Albedo method for radiation streaming through an entranceway

(1) Outline and estimation by Albedo method

*和田亜由美[1]，延原　文祥[2]，松田　規宏[3]，平尾　好弘[4]
[1]東芝エネルギーシステムズ，[2]東京ニュークリアサービス株式会社，[3]原子力機構，[4]海技研

迷路構造における評価手法として、アルベド法、モンテカルロ法、DUCT-III コードが広く使われているが、この中でもアルベド法は簡便でさらに説明が容易な評価手法である。一方でアルベド法の短所として、散乱距離、入射角や反射角、アルベド係数を設定する際に、過度に保守的となる場合がある。そこで、簡便でかつ説明が容易なアルベド法を詳細化し、迷路の線量率を合理的に評価する手法を検討する。本発表では、アルベド散乱面の分割数の調整手法について、モンテカルロ法や DUCT-III コードの評価結果と比較して妥当性を検討する。

キーワード：遮蔽解析，迷路，アルベド法，モンテカルロ法，DUCT-III コード

1. はじめに

アルベド法の過度な保守性に対する改善項目として、散乱距離、入射角や反射角、アルベド係数のパラメータが挙げられるが、本発表では Z 字型ダクトの散乱面の分割数に着目し、その設定方法について検討する。本発表では散乱距離に着目するために、第 1 屈曲部の散乱面を、図 1 に示すように一括で設定した場合と、図 2 のように分割して設定した場合の結果を比較する。

2. 散乱面の分割検討

2-1. 評価条件

アルベド法の散乱面の分割検討に用いた評価モデルは、原子力学会遮蔽ハンドブックに掲載されている参考文献[1]の Z 字型のダクトモデルとし、線源は Cs-137 の点線源とする。

2-2. アルベド法による散乱面の分割検討

図 1 のように散乱面を一括で設定した場合と、図 2 のように分割した場合で、第 2 屈曲部の線量を評価する。これらの結果を、モンテカルロ法および DUCT-III コードで評価した結果と比較し、妥当性を検討する。

3. 今後の検討方針

今回は散乱面の分割数にのみ着目して検討を行ったが、今後は入射角や反射角、およびアルベド係数にも着目して検討していく予定である。

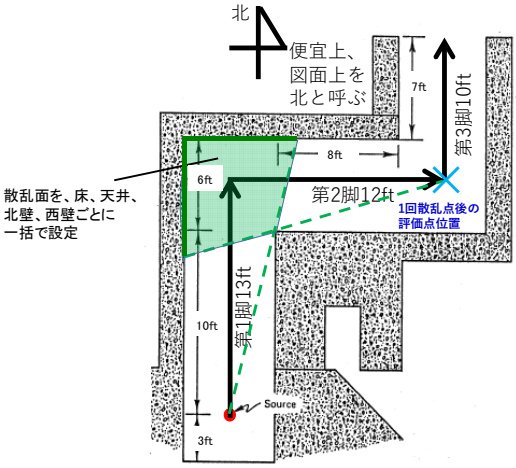


図 1 散乱面を一括で設定

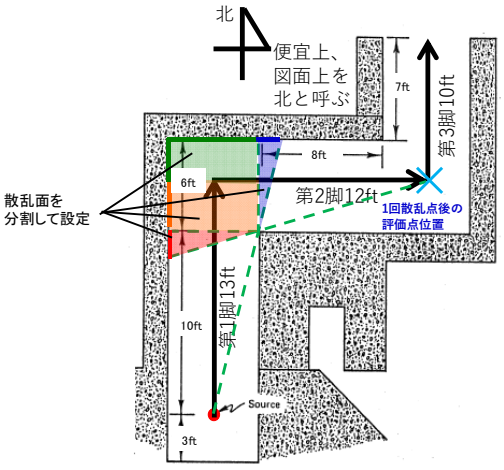


図 2 散乱面を分割して設定

参考文献

[1] C.W.Terrell, et al, Radiation Streaming in Ducts and Shelter Entrance Way, Final Report 1158A02-7

Ayumi Wada[1], Fumiyoshi Nobuhara [2], Norihiro Matsuda[3], Yoshihiro Hirao[4]
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Co. LTD，[2]Tokyo Nuclear Services Co.LTD.，[3]Japan Atomic Energy Agency，[4] National Maritime Research Institute

アルベド法による合理的な迷路の線量評価手法の策定
(2)簡易計算コード(DUCT-III)による解析

Study on reasonable dose estimation by Albedo method for radiation streaming through an entranceway

(2) Shimple design code, DUCT-III analysis

*延原 文祥[1]，和田亜由美[2]，松田 規宏[3]，平尾 好弘[4]

[1]東京ニュークリア・サービス，[2]東芝エネルギーシステムズ，[3]原子力機構，[4]海技研

簡易計算手法の一つであるアルベド法を用いた迷路における線量評価を合理的に実施するため、アルベド散乱面の分割数の調整手法を検討した。調整法の検討に資するため、本件では簡易計算コード DUCT-Ⅲ ，G33，PHITS を用いたアルベド法の分割数調整手法検討結果を報告する。

キーワード：遮蔽解析,アルベド法,迷路,DUCT-III

1. 緒言

アルベド法で合理的かつ、現実的な線量にするには、入力パラメータである、散乱面を適切に分割した散乱距離、入射角と反射角のアルベド係数を設定することで達成できる。モンテカルロ計算コードによる予測精度は高いものの、実設計フェーズでモンテカルロ計算コードの計算時間はネックになることがある。迅速・簡便なストリーミングが実施可能な DUCT-III コード、G33 コードを利用して散乱分割検討が可能か調査する。評価モデルは前発表(1)概要およびアルベド法による解析で使用した、Terrell[1]の Z 字型ダクトで線源は Cs-137 とする(計算体系を図 1 に示す)。

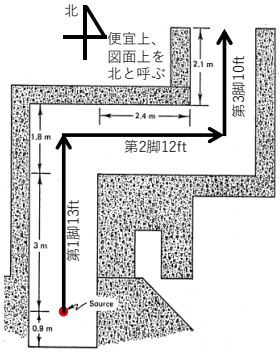


図 1　ベンチマーク体系

2. DUCT-III コードによる解析及び着眼点

DUCT-III コードによる解析を実施し、測定値[1]、PHITS コードの結果、真木の式[2]と比較し、DUCT コードが持つ尤度を確認した結果を図 2 に示す。線束－線量換算係数を保守側に設定した DUCT-III コードの結果は測定値及び PHITS 計算値に対して 40～60%の保守性を示した。ダクト減衰中の保守性は屈曲前後を通じて変わらず、散乱分割面検討に十分資する。DUCT-III 計算結果から気づく、アルベド法改善の着眼点は、第 1 脚ダクト北側壁(ダクト突当り)散乱面について線量分割を実施しない場合の第 1 屈曲部から実際の北壁まで距離を延長することで線量減衰を見込むことである。

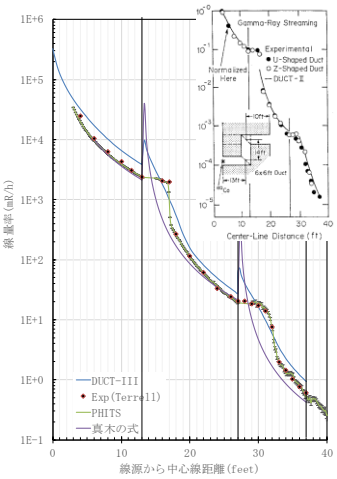


図 2　DUCT-III コード解析結果

3. PHITS コードによる調整手法と G33 コードを用いた調整手法検討

PHITS コードで得られた一回散乱成分による寄与の線量コンターマップ(図 3)について G33 コードを用いて同様なことが確認できて分割面検討に使用できるか調査する。PHITS コードの線量マップでの重要な気づき事項として、第 2 脚中心軸より北側と南側の領域(図 3 の散乱領域 1W-4,1W-5,1F-2,1F-3)の寄与が 2 倍程度の差異がある点である。G33-IE コードを用いた一回散乱成分による寄与の線量割合を表 1 に示す。G33 コードによる散乱影響においても、第 2 脚中心軸の北側と南側で 2 倍程度の差異が見られ、散乱面分割することで過大評価を現実ベースに近づけることが可能になる。

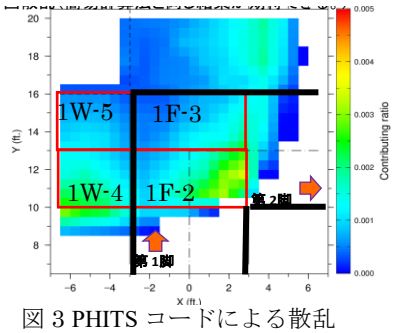


図 3 PHITS コードによる散乱領域の寄与割合(第 2 屈曲部)

表 1　G33 コードを用いた評価点第 2 屈曲部における散乱領域の体積当たり寄与比(1W-4 を 1 とした場合)

1脚西側壁		1脚床	
1W-4	1W-5	1F-2	1F-3
中心北	中心南	中心北	中心南
1.0E+00	4.9E-01	1.3E+00	6.4E-01

参考文献 1) C.W.Terrell, et al, Final Report 1158A02-7, 2)K Maki et.al JNST,37:sup1,pp.665-669(2000)

*Fumiyoshi Nobuhara[1], Ayumi Wada[2], Norihiro Matsuda3, Yoshihiro Hirao[4]／[1]Tokyo Nuclear Services Co. LTD., [2] Toshiba Energy Systems & Solutions Co. LTD, [3]Japan Atomic Energy Agency, [4] National Maritime Research Institute

簡易遮蔽解析コードレビューWG 第 1 期活動の総括（2016-2017）

Summary of 1st Period of Activity on Simple Shielding Calculation Code Review Working Group (2016-17)

*平尾 好弘[1]，延原 文祥[2]，松田 規宏[3]，大西 世紀[1]，坂本 幸夫[4]

[1]海技研，[2]東京ニュークリア・サービス，[3]原子力機構，[4]アトックス

放射線工学部会では、放射線の遮蔽設計・安全審査等で用いられる簡易遮蔽解析コードをレビューするWG 活動を行っている。この度、2016～2017 年に行われた第 1 期活動の成果をまとめた報告書を上梓した。今回、報告書を参照して第 1 期活動を総括し、現在進行中の第 2 期活動への展開について報告する。

キーワード：放射線遮蔽、簡易計算、コードレビュー、ワーキンググループ活動、活動報告書

1. 第 1 期活動報告書の出版

簡易遮蔽解析コードレビューWG では、安全設計から審査まで広く用いられる簡易遮蔽解析に係る手法及びデータの見直し課題を最新の知見に基づいて検討し、成果をガイダンスや解析コードに反映して便益を広く社会実装する活動を行っている。この度、2016～17 年の第 1 期活動報告書を出版した[1]。

2. 主な取組と成果

下表に 第 1 期活動報告書に記載した主な取組と成果の概要を示す。3 章に示した WG のアクションプラン（AP）から、表 1 の 4～7 章に示した特定の課題を取り上げ、問題点や改良点を明らかにする基盤の調査と適切な対応について検討し、成果発表を行った。そして、残された AP 課題の検討と成果の社会実装を進めるため WG 期間更新を申請し、2017 年 12 月に了承されて第 2 期活動へ引き継がれた。

章番	タイトル（アクションプランとの関係）	概要
3	簡易遮蔽解析コードの利用と開発に関する課題調査	・文献調査と部会アンケートを実施し、現在の要請と課題を抽出 ・WG の当面のアクションプランを策定
4	γ 線ビルドアップ係数（BF)のレビュー （既存BFデータの特徴、及びBFを独自に算出するときの計算ガイド）	・BF研究の歴史と国内貢献、学会標準を解説 ・ベースとなる光子断面積ライブラリの系統と特徴を整理 ・モンテカルロ法（MC）コードによるBF算出の仕方 ・異なるライブラリや干渉性散乱等の考慮がBFに与える影響評価
5	薄い遮蔽体に対する簡易計算のレビュー （遮蔽厚が薄くBFデータが存在しないか、適用境界にあたる所の計算ガイド）	・汚染水や吸着剤等の入った薄肉タンクの外部線量率評価 ・1mfp以下の遮蔽透過線量率を詳細計算で再現してQADと比較 ・適切なビルドアップ係数の選択、BFデータ補間検討 ・後方散乱の外部線量率影響評価
6	点減衰核積分法コードのレビュー （遮蔽設計と安全審査の用途を踏まえ、最新の知見を反映したコードの新設活動）	・期待される用途に応じた機能・ツールを含むアプリ構成検討 ・線源メッシュ自動分割機能のレビュー ・データライブラリの更新と拡充の方針 ・コードの仕様と開発ロードマップの提案
7	ダクト・迷路に対する簡易計算レビュー （最近のストリーミング問題への適用性評価）	・室外環境が広範囲に面的汚染された場合の迷路（入出路）問題 ・貫通孔内部を鉄等で充填した中性子ストリーミング問題

3. 第 2 期 WG 活動の展望

過去に提案された簡易手法の中には限られた観測から詰め切れてない部分がある。そこで MC シミュレーションから得られるマクロな特性をもとに評価法の合理化を展開する。具体的には過度な保守性の排除、新解釈による数理モデルの改良やパラメータの見直しである。現在、AP 課題の迷路に対するアルベド法を検討中である[2]。遮蔽体による反射や後方散乱の寄与は、透過に隠れて看過されがちである。アルベド法や一回散乱法には直感に支えられた透明性があり、合理化による適用拡大が見込まれる。アウトリーチで専門家に期待されるのは局所的な最終出力より、評価を得るに至った全体性に基づく過程の説明である。

一方、点減衰核法コードは遮蔽設計や線量評価の場面で需要があり、ICRP 新勧告データ等、最新の技術基盤を取り入れた改良が望まれる。引き続きコード新規開発活動に注力し、関係者にご協力をお願いする。

[1]放射線工学部会,平成 29 年度 WG 報告書 [2]ｱﾙﾍﾞﾄﾞ法による合理的な迷路の線量評価手法の策定, H31 春の年会

*Yoshihiro Hirao[1], Fumiyoshi Nobuhara[2], Norihiro Matsuda[3], Seiki Ohnishi[1], Yukio Sakamoto[4],

[1]NMRI, [2]Tokyo Nuclear Services Co. Ltd. [3]JAEA, [4]ATOX Co., Ltd.

遮蔽設計に用いる普通コンクリート組成のばらつきに関する検討

Discussion on variations in concrete composition for radiation shielding design

*木村　健一
株式会社フジタ

現在遮蔽設計に使用される普通コンクリートの組成に関しての標準化作業が進められている。普通コンクリートは極めて多様性に富む材料であることから、そのばらつきについてもきちんと評価する必要がある。本稿では、想定すべきばらつきの種類と文献値や過去のデータから整理した内容について紹介する。

キーワード：遮蔽材料，普通コンクリート，ばらつき，標準化

１．はじめに　現在、遮蔽設計に用いる普通コンクリート組成の標準化作業を進めている。これは昨今の原子力施設及び放射線利用の拡がりに伴い、国内の施設設計で共通して用いることのできる遮蔽コンクリートの組成を策定する要求が高まっていることに呼応したものである。しかしながら、コンクリートは極めて多様性に富み、その構成材料の多さや使用される材料自体が含有する各組成の幅の大きさに起因して、標準化作業の課題の一つとなっている。そこで上記のコンクリートのばらつきについて検討した。

２．コンクリートのばらつき　放射線遮蔽で使用される鉄筋コンクリートは、図に示すように鉄とコンクリートから構成されるわけであるが、そのうちコンクリートは主にセメント、骨材、水から構成されている。遮蔽設計で使用する際に必要な組成の観点で考えた場合、コンクリートが含有するばらつきは以下の３つに分けることができる。(1) 材料設計（セメント、骨材、水などの原材料の構成比）に起因するもの(2) 原材料のばらつき(3) 決められた材料設計や使用材料を使って製造する過程で生ずるばらつき。材料設計や原材料に起因するばらつきについては、これまでの標準化作業の報告の中で紹介してきたので、本稿では、製造時におけるばらつきについて検討した。

３．製造時のコンクリート　施設建設時には、工事に供される普通コンクリートの材料設計、原材料は決定されているが、必ずしも単一であるとは限らない。表に 3 種類のコンクリートの分析結果から、含有量の大きい元素についてのばらつきを示す。F01HT と F02HT は同じ施設で異なるコンクリート（供給元がことなるため、使用原材料や材料設計も異なる）で、KPET は別の施設の使用されたものである。含有量の大きい酸素などはばらつきが数%以下とちいさく、その他は～15%と大きいことがわかる。

表　製造コンクリートのばらつきの例

			標準偏差（%）	
元素	原子量	F01HT	F02HT	KPET
O	16.00	1.27	1.25	0.53
Al	26.98	3.58	3.58	15.79
Si	28.09	1.45	5.05	14.42
Ca	40.08	9.69	4.06	11.49
Fe	55.85	12.36	5.56	15.10
密度(g/cm^3)		2.15	2.25	2.18
試料数		6	12	3

４．おわりに　コンクリートのばらつきは組成データの標準化を行う上では、明らかにしておくべき問題の一つである。今回の検討結果を含めて、ほかの要因と合わせて考慮して、標準化作業を進める予定である。



図　鉄筋コンクリートの構成材料

Ken-ichi Kimura[1], Fujita Corporation

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

[1E06-11] Simulation and Measurement

Chair:Noriaki Nakao(Shimizu)

Wed. Mar 20, 2019 2:45 PM - 4:25 PM Room E (Common Education Bildg. 2 2F No.22)

[1E06] Recent development of the PHITS code

*Tatsuhiko Sato[1], Yosuke Iwamoto[1], Shintaro Hashimoto[1], Tatsuhiko Ogawa[1], Takuya Furuta[1], Shinichiro Abe[1], Takeshi Kai[1], Pien Tsai[1], Norhihiro Matsuda[1], Hiroshi Iwase[2] (1. JAEA, 2. KEK)

2:45 PM - 3:00 PM

[1E07] Development of basic visualization software for shielding calculation

*Seiki Ohnishi[1] (1. National Maritime Research Institute)

3:00 PM - 3:15 PM

[1E08] Shielding experiment with 24 GeV protons at CERN/CHARM

*Eunji Lee[1], Nobuhiro Shigyo[1], Tsuyoshi Kajimoto[2], Toshiya Sanami[3,4], Masayuki Hagiwara[3,4], Hiroshi Yashima[5], Takahiro Oyama[3], Robert Froeschl[6], Elpida Iliopoulou[6] (1. Kyushu Univ., 2. Hiroshima Univ., 3. High Energy Accelerator Research Organization (KEK), 4. The Graduate University for Advanced Studies (SOKENDAI), 5. Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto Univ., 6. CERN)

3:15 PM - 3:30 PM

[1E09] Production of scattered radiation contribution measurement device with position information

*Hideo Hirayama[1,2], Kenjiro Kondo[1,2], Seishiro Suzuki[2], Kohei Iwanaga[2], Yoshihiko Tanimua[3] (1. High Energy Accelerator Reserach Organization, 2. Nuclear Regulation Authority, 3. Japan Atomic Energy Agency)

3:30 PM - 3:45 PM

[1E10] Attempts on Evaluation of Amount of Radioactivity from Spectral Time Variation Using Deep Learning

*Masahiro Taniguchi[1], Kyohei Nishiyama[1] (1. TAISEI CORPORATION)

3:45 PM - 4:00 PM

[1E11] Prototype of Spectral Temporal Variation Learning Model using Deep Learning

*Kyohei Nishiyama[1], Masahiro Taniguchi[1] (1. TAISEI CORPORATION)

4:00 PM - 4:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

PHITS コード開発の現状

Recent development of the PHITS code

*佐藤　達彦[1]，岩元　洋介[1]，橋本　慎太郎[1]，小川　達彦[1]，古田　琢哉[1]，安部　晋一郎[1]，
甲斐　健師[1]，Tsai PiEn[1]，松田　規宏[1]，岩瀬　広[2]，執行　信寛[3]，仁井田　浩二[4]
[1]原子力機構，[2]高エネ研，[3]九州大学，[4]高度情報科学技術研究機構

粒子・重イオン輸送計算コード PHITS は，工学・理学・医学の様々な分野で国内外 4,000 名以上の研究者・技術者に利用されている。本発表では，その最近の開発状況について紹介する。

キーワード：PHITS，放射線輸送計算，核反応モデル，核データ，飛跡構造解析

1. 緒言

PHITS[1]とは，原子力機構が中心となり国内外複数の研究機関と協力して開発を進めている汎用モンテカルロ放射線輸送計算コードであり，あらゆる物質中での様々な放射線挙動を模擬することができる。おおよそ年 1 回の頻度で更新しており，その最新版を 2019 年 3 月までに公開する予定である。

2. 最新版 PHITS の特徴

2017 年 12 月に公開した PHITS ver.3.02[2]からの主な改良点は，①陽子及び炭素イオンに対する飛跡構造解析モードの組込，②ニュートリノ核反応モデルの組込，③[weight window]，[t-wwg]及び[t-dchain]の xyz メッシュ対応，④磁場マップ読込機能の組込，⑤統計崩壊モデル GEM の改良，⑥内蔵線量換算係数の更新と拡充，⑦RI 線源機能の Auger 電子，特性電子，内部転換電子放出への対応，⑧核反応や原子反応の発生頻度分布を出力する[t-interact]の開発，⑨エラーコードの導入などである。例として，飛跡構造解析機能を用いて解析した 30keV 陽子のエネルギー付与分布を図 1 に示す。図より，陽子は飛跡末端で複雑な挙動を示すことが分かる。

3. まとめ

上記改良により，生命科学，基礎物理，材料工学など，より広範囲な分野へ PHITS を応用する道筋を立てた。また，原子力分野で重要となる高エネルギー核データライブラリ JENDL-4.0/HE 読込機能や熱伝導計算コード FLUENT との連成計算機能の開発も進めており，完成すればそれらの機能も最新版に組み込む予定である。発表では，それらの開発状況も併せて最新版 PHITS の特徴を紹介する。

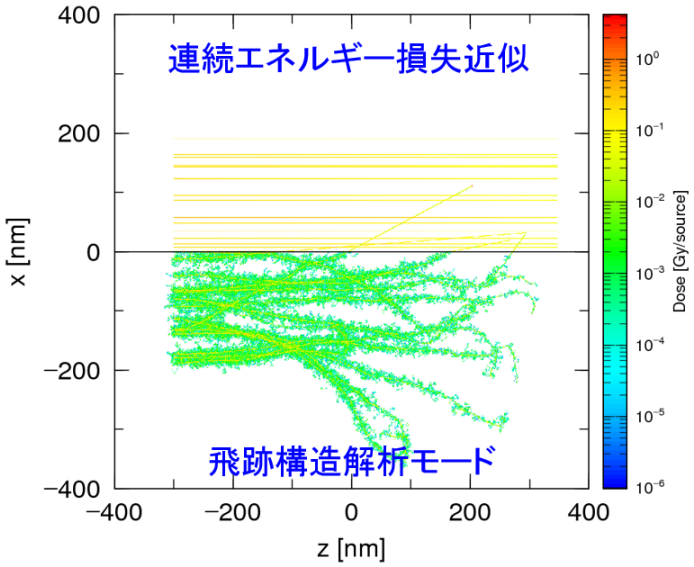


図 1　連続エネルギー損失近似と飛跡構造解析モードで計算した 30keV 陽子によるエネルギー付与分布

参考文献

[1] https://phits.jaea.go.jp/indexj.html

[1] T.Sato et al., J. Nucl. Sci. Technol. (2018), DOI: 10.1080/00223131.2017.1419890

---

*Tatsuhiko Sato[1], Yosuke Iwamoto[1], Shintaro Hashimoto[1], Tatsuhiko Ogawa[1], Takuya Furuta[1], Shin-ichiro Abe[1], Takeshi Kai[1], Pi-En Tsai[1], Norihiro Matsuda[1], Hiroshi Iwase[2], Nobuhiro Shigyo[3] and Koji Niita[4]

[1]JAEA, [2]KEK, [3]Kyushu Univ., [4]RIST

遮蔽計算のための基盤的可視化ソフトウェアの開発

Development of basic visualization software for shielding calculation

*大西 世紀

海上技術安全研究所

3 次元連続エネルギーモンテカルロ(MC)計算コード(PHITS/MCNP)のジオメトリ可視化ソフトウェアを開発中である。また、入力の可視化だけではなく、標準的なファイル形式での書き出しにより他のソフトウェアや 3D プリンタ等との連携を可能としている。

キーワード：放射線遮蔽，可視化，輸送計算，3D

1. 緒言

現在 MCNP や PHITS などの複雑体系を考慮可能な 3 次元連続エネルギーモンテカルロ(MC)計算コードの利用が広がっている。しかしながら、これらコードの入力ファイルは、入れ子構造や類似セルの複製等の機能があるため、完全に 3 次元的に計算体系を表示可能なツールは少ない。そこでジオメトリの可視化および、他のソフトウェアとの連携を可能としたツールを開発中である。

2. 機能

2-1. 計算体系及び断面積ファイルの可視化

PHITS3.0 及び MCNP5 相当ののジオメトリ入力をサポートする。これには lattice や 4 面体メッシュ機能が含まれる。図 1 に表示結果を示す。3D ではポリゴンによる陰関数描画を、2D 断面はレイトレーシングを用いている。

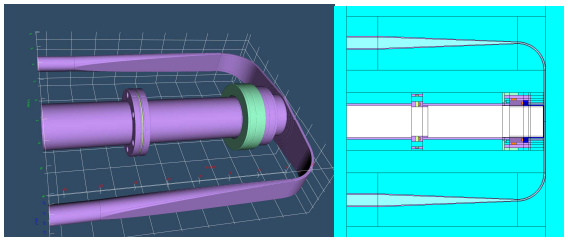


図 1 JAEA/FNS 小型ターゲット体系[1]可視化

2-2. 標準的ファイル形式での書き出し

表示中の画面についてはラスタ画像形式(jpg/png/bmp)での、3 次元体系に関しては 3D 形式(stl/vtk/vtp/ply)での書き出しを実装し、他の可視化ソフトや 3D プリンタとの連携が可能である。

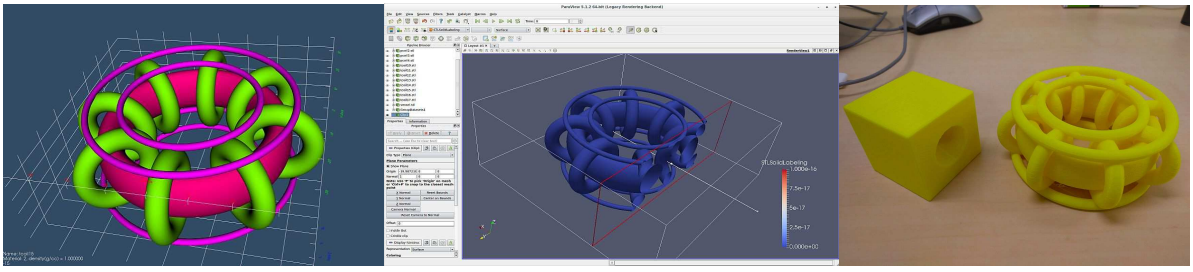


図 2 書き出し例 (左：3D 表示、中：stl ファイルの paraview による表示、右：3D プリンタ出力例)

3. 結論

MC 計算結果の形式変換ツールは多数存在するが、体系自体を変換するソフトウェアは少ない。この問題を解決するためのツールの概要を示した。今後は分散低減や簡易遮蔽計算等への応用を検討中である。

参考文献

[1] K. Kondo *et al.*, JAEA-Technology 2008-088, JAEA 2009.

*Seiki Ohnishi

[1]NMRI.

CERN/CHARM における 24GeV 陽子を用いた遮蔽実験 (8) 鉄の遮蔽体厚みに対するエネルギースペクトルと減弱係数 (2)

Shielding experiment with 24 GeV protons at CERN/CHARM

(8) Energy spectra and attenuation factor of high energy neutrons for iron shielding thickness (2)

*李 恩智[1]，執行 信寛[1]，梶本 剛[2]，佐波 俊哉[3,4]，萩原 雅之[3,4]，八島 浩[5]，大山 隆弘[3]，
Froeschl Robert[6]，Brugger Markus[6]，Roesler Stefan[6]，Iliopoulou Elpida[6]，Infantino Angelo[6]
[1]九州大学，[2]広島大学，[3] KEK，[4]総研大，[5]京都大学原子炉実験所，[6]CERN

欧州原子核研究機構 (CERN) の高エネルギー加速器混合粒子場 (CHARM) 施設において、24 GeV/c 陽子をターゲットに照射し生成された中性子が鉄の遮蔽体を透過した後のエネルギースペクトルを測定した。鉄の厚さが 100, 120 cm の測定を行い、これらの結果から減弱係数を導出した。

キーワード：CERN/CHARM、24 GeV/c 陽子、遮蔽実験、中性子エネルギースペクトル、アンフォールディング法、有機液体シンチレータ

1. 緒言 高エネルギー中性子の遮蔽体中での輸送は高エネルギー加速器の遮蔽設計において重要である。中性子の減衰はそのエネルギーにより異なるため、遮蔽体の厚みによりエネルギースペクトルが変化し、やがて平衡状態となる。今回は鉄の厚さが 100, 120 cm の測定を行なった。

2. 実験および計算 実験手法は 2018 年春の年会で報告したもの[1]と同等である。より厚い遮蔽で実験が可能になるようにビーム強度を 5×10^{10} 個/s に上げて測定を行った。24 GeV/c の陽子ビームを φ8 cm 径、50 cm 長の銅円柱に照射し生成した中性子をビーム軸から 90 度上方向において、厚さが 100, 120 cm の鉄（密度：8.0 g/cm^3）を透過した中性子を有機液体シンチレータで測定した。測定データから、荷電粒子イベントの除去し、波形弁別による中性子イベントを抽出し、線源と宇宙線ミューオンによるエネルギー校正曲線を用いて光出力分布を得た。RooUnfold と SCINFUL-QMD による応答関数を用いてアンフォールディング法により中性子エネルギースペクトルを導出した。また計算はターゲット上方のみの簡略化した体系について PHITS3.02 を用いた。

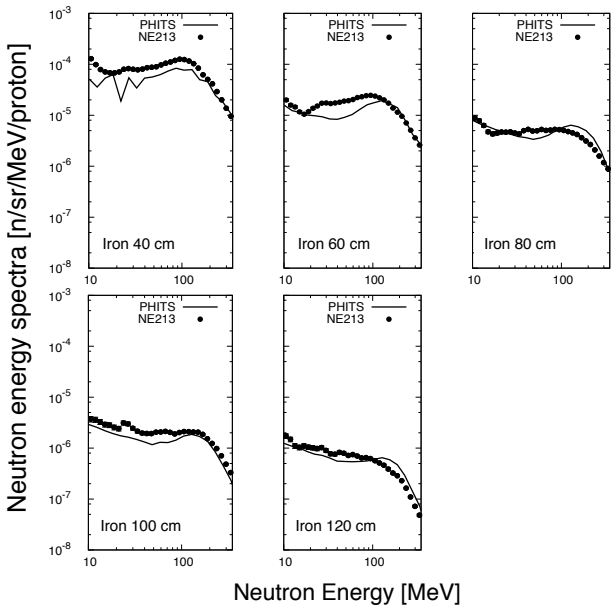


図 1. 中性子エネルギースペクトルの測定値と計算値

3. 結果 測定で得られた中性子のエネルギースペクトルの実験値と計算値の比較を鉄の厚さが 40, 60, 80, 100, 120 cm の場合について図 1 に示す。測定で得られた中性子のエネルギーの範囲は 10 MeV から 350 MeV 程度であった。計算値は実験値の傾向をおおむね再現している。発表ではこの中性子スペクトルから導出した減弱距離についても述べる。

参考文献 [1] 李恩智、他、日本原子力学会 2018 年春の年会 1H10。

*Eunji Lee[1], Nobuhiro Shigyo[1], Tsuyoshi Kajimoto[2], Toshiya Sanami[3,4], Masayuki Hagiwara[3,4], Hiroshi Yashima[5], Takahiro Oyama[3], Robert Froeschl[6], Markus Brugger[6], Stefan Roesler[6], Elpida Iliopoulou[6], Angelo Infantino[6]
[1]Kyushu Univ., [2]Hiroshima Univ., [3]KEK, [4]SOKENDAI, [5]Kyoto Univ., [6]CERN

位置情報付き散乱線寄与測定装置の製作

Production of scattered radiation contribution measurement device with position information

*平山 英夫[1,2]，近藤 健次郎[1,2]，鈴木 征四郎[1]， 岩永 宏平[1]， 谷村 嘉彦[3]
[1]原子力規制庁，[2]高エネルギー加速器研究機構, [3]日本原子力研究開発機構

福島第 1 原子力発電所の原子炉建屋内部等での Cs-137 からの散乱線の分布状況の把握を目的に、測定者が歩行することにより位置情報と 200keV 以下の散乱線の寄与を同時に記録できる装置を製作した。

キーワード：散乱線、Cs-137、位置情報

1. 緒言

福島第 1 原子力発電所では、Cs-137 が主要な線源であるが、多くの場では散乱線の比率が多いことが分かっている。原子炉建屋内部でも同様の状況にあることが推測される。散乱線の割合を把握することは、被ばく低減対策上重要である。このような観点から、2 個の GM 計数管（比較的薄い鉛遮へい無しと有り）により、200 keV 以下の散乱線の寄与を測定し、GPS 信号と GPS 信号を受信出来ない場所では足に装着した Pedestrian Dead Reckoning (PDR[1]) により自律的に測定位置を記録できる装置を製作した。

2. 装置の概要

2-1. GM 計数菅による散乱線の寄与測定

散乱線寄与の測定は、CENTRONIC 社製の 2 つの GM 計数管を用いて、鉛遮へいの有無での計数率の比で評価する方式とした。散乱線が存在する環境で、鉛遮へいにより大部分の散乱線を除くことができることを、CdZnTe 検出器で測定した光子スペクトルで確認した。使用した GM 計数管は、Cs-137 のγ線に対して、周辺線量当量率が 1 μSv/h の場で 2 cps の応答を持っているので、鉛無しの計数値から大凡の場の周辺線量当量率を測定することが出来る。

2-2. 位置情報

測定箇所の位置情報は、GPS 情報と Inertial Element 社の PDR で測定した情報を使用する。PDR は、足の先に装着し、最初の位置から歩行に伴う変位（X, Y, Z）を記録する装置である。相対的な変位データなので、実際の場への適用には座標変換が必要であるが、GPS の電波が届かない建屋内でも自律して使用することが可能である。

2-3. データの記録

GPS データと 2 つの GM 計数管の計数率は 1 秒ごとにファイルに記録する。計数率の時定数は 10 秒に設定している。PDR データは、足の移動時に GM 計数管の計数率と共に記録する。PDR 使用時に、場所との対応をとることが可能になるように、部屋の入口等でトリガー信号を併せて記録できるようにした。

講演では、作成した装置（SRM-PDR）について、実際の場での測定結果と併せて報告する。

参考文献

[1] Inertial Element, https://inertialelements.com/osmium-mimu22btp.html (confirmed 9, January, 2019).

---

*Hideo Hirayama[1,2], Kenjiro Kondo[1,2], Seishiro Suzuki[1], Kohei Iwanaga[1] and Yoshihiko Tanimura[3]
[1]Nuclear Regulation Authority, [2]High Energy Accelerator Research Organization, [3]Japan Atomic Energy Agency

深層学習を用いたスペクトル経時変動からの微量放射能等の算定の試み

Attempts on Evaluation of Trace Amount of Radioactivity from Spectral Time Variation Using Deep Learning

*谷口雅弘[1]，西山恭平[1]

[1]大成建設株式会社

微量放射能の算定は、時間も長時間に及ぶスペクトル分析からの判断であった。そこで深層学習を用いて測定途中段階の経時変動を見ながら、早期に含有放射能による傾向を把握し放射能量算定に向けるものである。ここでは深層学習に資するスペクトルデータ取得を行った。線源体としては環境線源、標準線源を基本とし、測定器はエネルギー分解能、感度の点で異なるNaIシンチレーション、CZT半導体を用いた。

キーワード：深層学習、放射線計測、スペクトル、CZT半導体検出器、NaIシンチレーション

1. 緒言

スペクトル解析は、従来の関数適合法等の手法が確立されてきた。ここでは深層学習によるスペクトルの推定や区分を目的に、所定の時間間隔ごとのチャンネル別カウント数のから、これまでに使用されない経時中間データも利用しながら算定を試みることとした。

2.測定

2.1深層学習向け測定試験の目的

深層学習により得られる学習モデル（関数形態）により、外挿、内挿によるスペクトルの予測確定性について検討を行った。その測定条件のうちを体系を図１、時間等に関する設定を表１に示す。

2.2測定条件

Cs-137を含有する固型状または粉体状の線源体に対して、所定の測定器により観測したスペクトルの数値データを取得する。その測定条件を測定器別を表２に示す。

また、原位置測定を基本としているので測定環境中のＢＧの変動状況についても測定し処理に組み込む。

表１　測定条件概略（学習用ﾃﾞｰﾀ等）

測定ﾃﾞｰﾀ番号	目的	測定器	全測定時間	測定間隔	ｽﾍﾟｸﾄﾙﾃﾞｰﾀ数
1～9	学習用ﾃﾞｰﾀ	CZT半導体	300 s	20 s	15
10	内挿検証	〃	300 s	20 s	60
11	外挿検証	〃	600 s	60 s	1

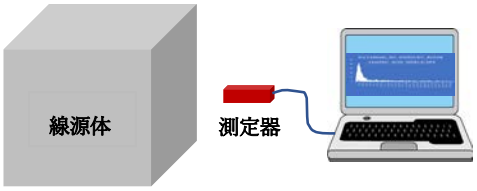


図１　測定体系概略図

表２　測定条件概略（測定器別向け）

ケース	線源体	測定器	コリメーター
1	固型状	CZT半導体	－
2	〃	〃	○有
3	粉体状	〃	－
4	〃	〃	○有
5	なし（BG）	〃	－
6	固型状	NaIシンチ	－
7	〃	〃	○有
8	粉体状	〃	－
9	〃	〃	○有
10	なし（BG）	〃	－

3.結言

測定器：ＣＺＴ半導体によるスペクトルと、測定器：NaI シンチレーションによるスペクトルの経時的変動データをベースに学習モデルを作成し、従来に比べ短期的に結果を得るシステムの試作を完成させ、今後はこの延長上として適用の範囲を広めることとした。

*Masahiro Taniguchi[1]、Kyohei Nishiyama[1]

1.TAISEI CORPORATION

深層学習を用いたスペクトル経時変動学習モデルの試作

Prototype of Spectral Temporal Variation Learning Model using Deep Learning

*西山 恭平[1]，谷口 雅弘[1]

[1]大成建設株式会社

短時間の放射線計測結果から長時間計測後のスペクトルが予測可能であるか，スペクトルの経時変化を学習させた深層学習[1]モデル試作し確認する．

キーワード：深層学習，ニューラルネットワーク，放射線計測，スペクトル

1. 緒言

技術者の目で見ると，短時間の測定結果から長時間の測定時のスペクトルを予測することができる．これは，技術者が，数多くの測定から経験則的に予測を行うものである．これと同様の推測が深層学習を用いたニューラルネットワークで行うことができるかどうかを判断するため，学習モデルを試作する．

2. 学習モデルの試作

2.1 準備

スペクトル経時変動学習モデルの学習データとして，福島県内にて環境試料の測定結果を用いる．測定には，CZT 半導体検出器を用いた．学習データと測定結果の一例を下表，下図に示す．

表 学習データ

測定番号	測定時間[sec]	測定間隔[sec]	データ数	用途
1～9	300	20	138240	教師データ
10	300	5	61440	テストデータ
11	600	600	1024	テストデータ

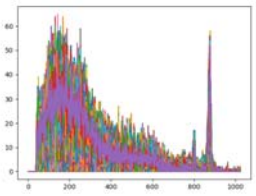


図 測定結果一例

2.1 学習

測定番号 1～9 の測定結果を教師データとして使用し，スペクトル経時変動学習モデルを作成する．番号 10 の測定結果をテストデータとして，時間内挿が行えるかどうかを検証する．また測定番号 11 の測定結果を用いて時間外挿が行えるかどうかを検証する．フレームワークには PyTorch[2]を用いた．実装は，1.データの前処理，2.データローダ作成，3.ネットワーク構築，4.誤差関数と最適化手法の設定，5.学習と推論の設定，6.学習と推論の実行の流れに沿って行う．

3. 結論

スペクトル経時変動学習モデルを作成した．シンプルなスペクトルではあるものの，学習モデルを用いてのスペクトル予想が可能であった．今後は，より複雑なスペクトルを用いた学習を行い，実現可能性を模索する．

参考文献

[1] 岡谷貴之 (2015) 深層学習 講談社.

[2] https://pytorch.org/

*Kyohei Nishiyama[1], Masahiro Taniguchi[1]

[1]TAISEI CORPORATION

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 202-4 Medical Use of Quantum Beam

[1E12-13] Medical Application

Chair:Hiroki Tanaka(Kyoto Univ.)

Wed. Mar 20, 2019 4:25 PM - 5:00 PM Room E (Common Education Bildg. 2 2F No.22)

[1E12] Evaluation of drug retaining and releasing ability of capsules for combination therapy of drug delivery system and charged particle beam

*Rina Nagao[1], Atsuki Terakawa[1], Mitsuhiro Fujiwara[1], Shigeo Matsuyama[1], Seong-Yun Kim[1], Tatsuya Ito[1], Yuichi Niibori[1], Taiji Chida[1], Kazuhiro Sato[1] (1. TOHOKU Univ.)

4:25 PM - 4:40 PM

[1E13] Three dimensional position information analysis of DNA damage by local irradiation using microbeam

*Kento Takemoto[1] (1. University of Tokyo)

4:40 PM - 4:55 PM

©Atomic Energy Society of Japan

ドラッグデリバリーシステムと荷電粒子線併用治療のためのカプセルにおける薬剤担持および放出特性の評価

Evaluation of drug retaining and releasing ability of capsules
for combination therapy of drug delivery system and charged particle beam

*長尾 理那[1]，寺川 貴樹[1]，藤原 充啓[1]，松山 成男[1]，金 聖潤[1]，伊藤 辰也[1]，新堀 雄一[1]，
千田 太詩[1]，佐藤 和宏[1]
[1]東北大学

薬剤を患部まで担持し、治療で用いる放射線によって分解するカプセルの開発を試みた。放射線分解するアルギン酸を用いて白金製剤を内包したカプセルを作製した。結果、低粘度かつ高濃度のアルギン酸ほど薬剤の担持性が向上した。また、陽子線による薬剤放出が認められなかったが、X 線では認められた。

キーワード：荷電粒子線，加速器，がん治療，ドラッグデリバリーシステム

1. 緒言

抗がん剤はがん組織だけではなく正常組織にも薬剤作用が働くため、重篤な副作用が問題となっている。近年では、この副作用を軽減するために薬剤を患部にのみ届けるドラッグデリバリーシステム（DDS）が研究されている。また、がん治療ではより高い治療効果を得るために 2 つ以上の治療方法を組み合わせる併用治療が行われており、その一つが放射線療法と化学療法の併用である。これに DDS の技術を取り入れることで、より効果の高い治療だけではなく、副作用の軽減にも繋がると期待できる。DDS の方法の一つに薬剤のカプセル化がある。これを放射線療法と化学療法の併用治療に用いるためには、患部に到達するまで薬剤を担持し、治療による放射線でカプセルが分解し内包した薬剤を放出する材料の開発が必要である。本研究では、カプセルの原料としてアルギン酸を用い、さらに、カプセルの破壊には、体深部で高線量を付与するブラッグピークという性質を持つ荷電粒子線を用いることを検討した。材料・組成を変えたカプセルを作製し、抗がん剤担持性の違いおよび陽子線または X 線照射による放出性の違いについて検討した結果を報告する。

2. 実験

〈カプセル作製〉蒸留水に臨床で用いられている抗がん剤の 1 つである白金製剤（カルボプラチン）とアルギン酸ナトリウムを加え、ゲル溶液を調整した。これを、塩化カルシウム水溶液に滴下し、ゲル化させた。吸引ろ過によりゲル粒子を取り出し生理食塩水中に保存した。放射線の感受性向上を期待し、アスコルビン酸を添加したカプセルも作製した。〈カプセルの放射線照射実験〉陽子線照射には、東北大学サイクロトロン・ラジオアイソトープセンターの AVF930 サイクロトロンを用いて 80 MeV の陽子線を、X 線照射には、東北大学病院の LINAC を用いて電子の加速電圧 10 MV の X 線を 5 Gy または 15 Gy を照射した。〈評価方法〉カプセルに内包した白金製剤の放出挙動を評価するために、誘導結合プラズマ（ICP）分析を用いて時間経過による変化および放射線照射による効果を Pt 元素に着目して分析した。また、マイクロ PIXE カメラにより、カプセル内の元素分布を調べた。

3. 結果および考察

図 1 に材料・組成を変えたときの Pt 放出量の時間変化を示す。低粘度でかつ濃度が高いアルギン酸のカプセルの拡散係数が小さかったことから、分子鎖の短いアルギン酸ほど密に形成し、濃度が高くなるほど薬剤が外に出にくくなったと考えられる。分子鎖の長いアルギン酸で作製したカプセルの方が放射線感受性の向上が観察された。アルギン酸の分解はモノマーの同士の結合の切断と Ca^{2+} との架橋部位の分裂より起こったと考えられる。また、カプセル内を PIXE 分析により元素分布を調べた結果、薬剤は均一に分布されていたことから、作製したカプセルは高分子マトリックス型に近いと考えられる。

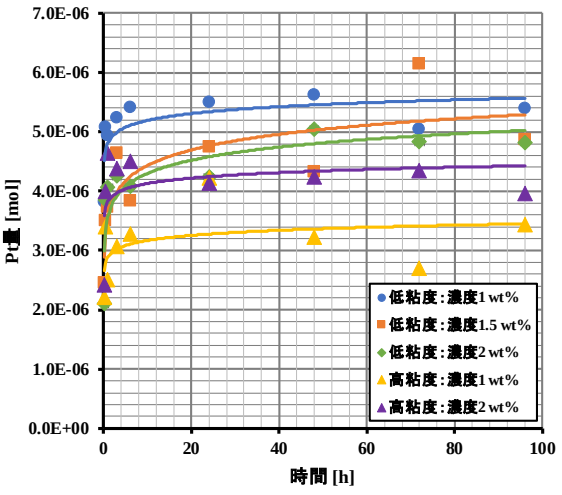


図 1　材料・組成を変えたときの Pt 放出量の時間変化

4. 結論

濃度 2 wt%の低粘度アルギン酸で作製したカプセルが最も薬剤担持特性が高かった。、陽子線では薬剤放出量の増加が見受けられなかったが、X 線では見受けられた。また、アスコルビン酸を添加することで、放射線による薬剤の放出量が増加した。

*Rina Nagao[1], Atsuki Terakawa[1], Mitsuhiro Fujiwara[1], Shigeo Matsuyama[1], Seong-Yun Kim[1], Tatsuya Ito[1], Yuichi Niibori[1], Taiji Chida[1] and Kazuhiro Sato[1]
[1]Tohoku Univ.

マイクロビームを用いた局所的照射による DNA 損傷の 3 次元位置情報解析

Three dimensional position information analysis of DNA damage by local irradiation using microbeam

*竹本　健人[1]，酒井　雅哉[1]，上坂　充[1]，秋光　信佳[1]，安井　明[2]，千葉　奈津子[2]
，柴田　淳史[3]，池田　時浩[4]
[1]東京大学，[2]東北大学，[3]群馬大学，[4]理化学研究所

粒子線・免疫治療のための、たんぱく質挙動の空間分布の取得と遺伝子分析を目的とする研究である。まず遺伝子分析につき、HeLa 細胞に密封 RI α線(5.49MeV)照射して遺伝子分析を行う。次に、ペレトロン＋ガラスキャピラリーを用いた He^{2+}局所的照射を行う。超高解像度顕微鏡によって照射した細胞の 3D データを取得後解析し、位置情報による修復の変化を見る。また、免疫治療への効果を調べるべく、膜タンパク質 PD-L1 を蛍光染色した細胞に He^{2+}マイクロビーム照射を行い、分布の変化を観察・分析する。

キーワード：粒子線・免疫治療、超高解像度顕微鏡 DNA 損傷観察、遺伝子分析、PD-L1

1. 緒言

粒子線・免疫治療のための放射線生物学基礎研究に、DNA 損傷のタンパク質修復の時分割空間分布測定、超高解像度顕微鏡、マイクロビーム局所照射技術、遺伝子分析など、最新の観察分析手法を適用する。具体的には、HeLa 細胞に密封 Am241 α線(5.49MeV)照射して、DNA 損傷の修復タンパク質の時分割空間分布観察を行う。次に、ペレトロン＋ガラスキャピラリーを用いた He^{2+}局所的照射を行い、膜タンパク質 PD-L1 挙動の空間分布の取得を行う。照射細胞には、遺伝子分析と、超高解像度顕微鏡による DNA 損傷の 3D データを取得・分析を行う。

2. 実験

図 1 が東北大学加齢医学研究所で行う密封 Am241 を用いた照射実験のセットアップである。この実験ではいくつかの損傷修復タンパク質を蛍光染色した細胞に対してアルファ線の照射を行う。次に、ペレトロン＋ガラスキャピラリーを用いた He^{2+}局所的照射を理研にて行う。この実験では修復タンパクの挙動に加え、がん細胞の膜タンパク質 PD-L1 を染色し、その発現を追う。また、東北大、理研で照射された細胞の 3D 位置情報解析をする際には群馬大学柴田研究室の超高解像度顕微鏡を用いる。



図 1　密封 Am241 による照射実験セットアップ

3. まとめ

密封 Am241 α線による照射後の DNA 損傷の遺伝子情報解析、He^{2+}局所的照射後の DNA 損傷の遺伝子情報解析、及び同損傷との膜タンパク質 PD-L1 発現相関を取得していく。当日は最新の結果を報告する。

参考文献

[1] Li Lan, et al.,, Journal of Cell Science 118 , June 2005

[2] Niimi A, et al., GENES, CHROMOSOMES & CANCER, 2016

*Kento Takemoto[1], Masaya Sakai[1], Mitsuru Uesaka[1], Nobuyoshi Akimitsu[1], Akira Yasui[2], Natsuko Chiba[2], Atsushi Shibata[3], Tokihiro Ikeda[4]

[1]Univ. Tokyo, [2] Tohoku Univ., [3]Gunma Univ., [4]RIKEN

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

[1F01-06] Neutron Source and Utilization

Chair:Chikara Ito(JAEA)

Wed. Mar 20, 2019 2:45 PM - 4:25 PM Room F (Common Education Bildg. 2 2F No.23)

[1F01] Current status and perspective of neutron resonance spin echo spectrometers (VIN ROSE) at BL06 at J-PARC MLF

*Masahiro Hino[1], Tatsuro Oda[1], Hitoshi Endo[2], Takuya Hosobata[3], Yutaka Yamagata[3], Fumiaki Funama[4], Yuji Kawabata[1] (1. KURNS, 2. KEK, 3. RIKEN, 4. Dept. Eng. Kyoto Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

[1F02] Construction of polarized neutron imaging system at KUANS

*Seiji Tasaki[1], Hiroto Yamada[1], Yuya Adachi[1], Shoichiro Okita[1], Yutaka Abe[1] (1. Dep.Nucl.Eng.Kyoto Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM

[1F03] Concept of neutron source for LLFP transmutation using multiple incident beams supplied from multiple cyclotrons

*Keijiro Takeda[1], Mitsuhiro Fukuda[1], Hiroshi Toki[1], Ryoichi Seki[1], Hiroki Kanda[1], Tetsuhiko Yorita[1], Masao Nakao[1], Tsutomu Shinoduka[2] (1. RCNP(Osaka univ), 2. CYLIC(Tohoku univ))

3:15 PM - 3:30 PM

[1F04] A study on the shapes of the neutron moderator for Kyoto university Accelerator based Neutron Source(KUANS)

*Shoichirou Okita[1], Seiji Tasaki[1], Yutaka Abe[1] (1. Department of Nuclear Engineering, Kyoto University)

3:30 PM - 3:45 PM

[1F05] Measurement of high energy neutron intensity and distribution at a neutron- instrument of the J-PARC spallation-neutron-source

*Masahide Harada[1], Yujiro Ikeda[1], Makoto Teshigawara[1], Motoki Ooi[1], Kenichi Oikawa[1] (1. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM

[1F06] Derivation of correlation between multiple foil activation reactions in unfolding process

*Katsumi Aoki[1], Tadahiro Kin[1], MD Kawchar Ahmed Patwary[1], Naoto Araki[1], Kosuke Yoshinami[1], Masaya Yamaguchi[2], Yukinobu Watanabe[1], Masatoshi Itoh[3] (1. Department of Advanced Energy Engineering Science, Kyushu Univ., 2. Faculty of Engineering, Kyushu Univ., 3. Cyclotron and Radioisotope Center, Tohoku Univ.)

4:00 PM - 4:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

J-PARC MLF BL06(VIN ROSE)の現状と展開

Current status and perspectives of neutron resonance spin echo spectrometers (VIN ROSE) 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], 山形豊[3], 船間史晃[1], 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)の現状と今後の展開について紹介する。

キーワード：中性子スピンエコー、J-PARC、多層膜中性子ミラー、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であるが、中性子強度によって測定が制限されている。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によって測定可能なエネルギー分解能が制限されること無く、高エネルギー分解能かつ高中性子強度を同時に実現する。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 において最もエネルギー分解能が高くかつ 5 桁のダイナミックレンジをカバーする。

MIEZE 型では 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特長であり、磁性のダイナミックスを中心に従来困難であったダイナミクス研究への寄与を目指している。また飛行時間法(TOF)を利用する TOF-MIEZE 分光法では、パルス幅の時間が短いことが装置の高度化に非常に有利であり、磁性超薄膜や MnSi 等における磁気緩和の観測も行っている。

NRSE 型は、生体高分子等の微少試料の高エネルギー分解能装置を目指している。その達成には、試料による微少な散乱角の変化によるスピンの位相を補正するための位相補正デバイスを確立する必要がある。このため金属基板を用いて世界で初めて長さ 90cm の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(Fig.1)。現在、集光ミラーの量産を通じたさらなる NRSE の高度化、そして出来るだけ早期の一般公募の両立、さらには MIEZE ビームラインへのフィードバックを目指して集光 TOF-MIEZE 分光法テスト等も行っている。当日は、集光ミラー等のデバイス開発と VIN ROSE の現状を述べると共に、今後の開発方針も報告したい。

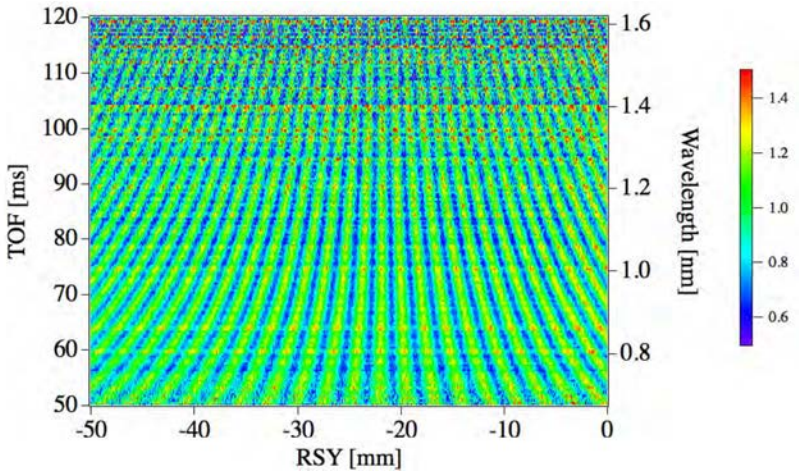


Fig.1 First observation of NRSE signal with 900mm long ellipsoid supermirrors at BL06 at J-PARC MLF

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

京大加速器中性子源における磁気イメージングシステムの構築

Construction of polarized neutron imaging system at KUANS

*田崎 誠司[1], 山田 寛人[1], 船間 史晃[1], 足立 裕也[1], 沖田 将一朗[1], 安部 豊[1]
[1]京都大学

京都大学に設置されている加速器中性子源(KUANS)は、3.5MeV に加速した陽子を Be ターゲットに衝突させて中性子を発生させ、減速後さまざまな実験に利用するための中性子源である。今回は、磁気イメージングを目的とし、構築した中性子偏極システムの性能を報告する。

キーワード：偏極中性子、磁気解析、偏極イメージング、小型中性子源

1. 緒言

京都大学加速器中性子源(KUANS)は、パルス化した 3.5MeV に加速した陽子を Be ターゲットに衝突させて中性子を発生する小型の中性子源である。発生する中性子は少ないものの、小型である利点を生かし、さまざまな用途を模索している。今回は、偏極中性子システムを導入し、磁気イメージングシステムの構築を目指して、磁場の偏極解析を行った。

2. 偏極中性子システム

偏極中性子システムは、図 1 に示すように、偏極装置(Pol), 共鳴スピンフリッパー(F1,F2), 位相シフターコイル(Shifter), 偏極解析装置(Ana), 検出器からなる。今回は、システムの性能評価のため、検出器には 3He 点検出器を用い、テスト用の磁場は Shifter に電流を流すことで実現した。イメージングは、検出器を位置感度型のものに替えることで可能となる。Pol から Ana までは、鉛直方向の 5 ガウス程度の磁場をかけて、中性子の偏極が失われないようにしている。

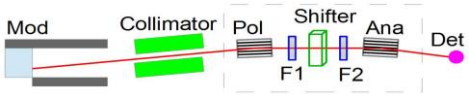


図 1. 偏極中性子システムの配置。

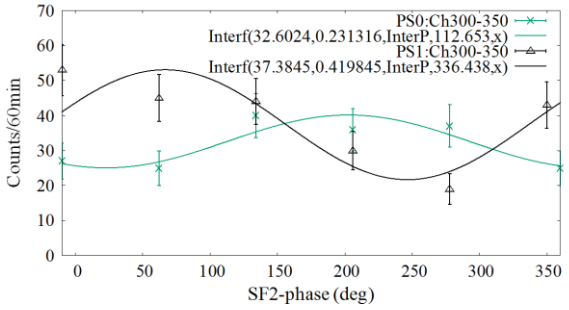


図 2. Shifter 電流による干渉縞のシフトの例。

3. 実験結果と結論

波長 0.23nm の中性子に対し、共鳴スピンフリッパーに与える振動電流の位相を変化させて干渉縞を測定した結果の例を図 2 に示す。干渉縞は振動電流の位相差に従って 360 度の周期で変化するが、Shifter 電流が 1A のとき(PS1)には 0A のとき(PS0)と比べて振動の位相が 224 度程度変化したことがわかる。これは磁場積分 36 Gauss・cm に相当し、実験上妥当な値であった。

---

* Seiji Tasaki[1], Hiroto Yamada[1], Fumiaki Funama[1], Yuya Adachi[1], Shoichiro Okita[1] and Yutaka Abe[1]

Engineering Department of Kyoto University

1Shimbashi Univ., [2]Atom Research Lab.

サイクロトロンからの多重入射ビームを用いた LLFP 核変換用中性子源

Concept of neutron source for LLFP transmutation using multiple incident beam supplied from multiple cyclotrons

*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

高強度重陽子ビームを用いた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、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行っており、本講演では重陽子ビームの多重入射による核変換用中性子源の検討状況について報告する。

キーワード：中性子源、核変換、サイクロトロン、LLFP

1. 背景と目的

高レベル放射性廃棄物に含まれる LLFP の中で再資源化が可能な 4 核種(Pd-107, Cs-135, Zr-93, Se-79)を短寿命核種もしくは安定核種に核変換するための加速器を用い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効率を上げるだけでなく、核破砕により得られる中性子を数 barn 以上の中性子捕獲反応断面積をもつ 1~100keV もしくは 1meV~1eV まで減速させることによっても核変換を行えるような中性子源の概念検討を目的としている。

2. 核変換用中性子源の概要

2-1. 中性子源の基本構造

100MeV/u まで加速された重陽子ビームを Cs ターゲット(Cs-135 を含む)に直接照射することで、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)を発生させる。高速中性子の減速には Pd が有効であると同時に(n,2n), (n,3n)などで Pd-107 の核変換もでき、重水と組み合わせて熱・熱外中性子化できる。そして、その外周に LLFP ターゲットを配置して中性子捕獲反応によって核変換を行う。

2-2. 重陽子ビームの多重入射

Pd-107 の核変換量の目標値は 1 mol/day であり、これには 1A のビーム強度が要求され、我々は 30mA のサイクロトロンを 33 台用意して 1A を達成させる。複数台の加速器を使うことにより安定かつ定常的な核変換を維持でき、中性子源に複数のビームを多重入射させることでビームパワーを分散させることで除熱が容易になると期待される。

2-3. 核変換量の計算

LLFP 核種の核変換量の計算は PHITS[1]を用いた。今回は、LLFP 核種のうち Pd-107 の核変換量を最大化する中性子源の最適化とビーム照射による同位体組成の経時変化の推定を行った。

参考文献

[1] T.Sato, Y.Iwamoto, S.Hashimoto, T.Ogawa, T.Furuta, S.Abe, T.Kai, P.-E.Tsai, N.Matsuda, H.Iwase, H.Shigyo, L.sihver, K.Niita, Features of Particle and Heavy Ion Transport code System(PHITS) version 3.02, 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

京大加速器中性子源(KUANS)における減速材形状に関する研究

A study on the shapes of the neutron moderator for Kyoto University Accelerator based Neutron Source (KUANS)

*沖田 将一朗[1]、田崎 誠司[1]、安部 豊[1] (1.京都大学大学院工学研究科)

抄録: 従来 KUANS では，8.5×12×12cm の直方体形状のタ常温のポリエチレン(PE)熱減速材を用いている．中性子ビーム強度を上げるためターゲットから 2cm 離れた位置に縦 6cm，横 1cm，深さ 6cm かつ放物線断面の reentrant hole(RH)を設けた PE 熱減速材を KUANS に導入したところ，0.8Å以上の中性子の積分ビーム強度は約 1.9 倍に，さらに 3Å以上の長波長の中性子では約 2.5 倍以上に増大することを実験的に確認した．さらにパルスの時間構造の広がりが入射陽子ビームのパルス幅に比べ小さく，波長分解能に殆ど影響を及ぼさないとわかった

キーワード：小型中性子源、減速材、パルス中性子、京都大学加速器中性子源(KUANS)

1. 緒言

現在 KUANS では，8.5×12×12cm の直方体形状の常温のポリエチレン(PE)熱減速材を用いている．中性子ビーム強度を上げるため reentrant hole(RH)を設けた常温の PE 減速材を KUANS に導入し，熱および冷中性子強度の向上させることにより，KUANS での中性子検出器等のデバイスの試験利用の高度化を図った．

2. 設計・製作

KUANS では，Fig.1 のように 3.5MeV, 45 μ A の陽子ビーム入射方向に対して 90° 方向に中性子を取り出している．そこでまず減速材表面での熱中性子強度が最大になるように RH の位置・大きさ・深さについてモンテカルロ輸送計算コード PHITS によって評価した．その結果 Be ターゲットから 2.5cm 離れた位置に縦 6cm，横 1cm，深さ 6cm かつ放物線断面の RH を設けた場合，4～300meV の中性子に対して従来形状比 1.8 倍程度増大するとの推計を得た．この評価に基づき，PE 板を切り出し，接着することで RH を有する PE 熱減速材を作製した．

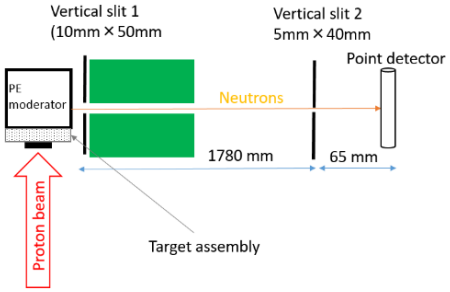


Fig.1. Experimental geometry for the measurement of beam intensity.

3. 実験評価

Fig.1 の体系で RH 付きと RH 無し(従来形状)の PE 減速材から得られる中性子飛行時間スペクトルを測定した．Fig.2 にその結果を示す．熱中性子成分(>0.8Å)の計数の積分値を評価すると，RH 付き減速材の方では従来形状の 1.9 倍強度が増大するとわかった(設計時評価に整合)． このとき従来形状の減速材に対する RH 付きの減速材の各波長における中性子強度の比は，高速成分(<0.8Å)については，約 1 である一方，熱中性子成分では，波長の増加に伴い，強度比が 2.5 倍程度増大した．これは RH を設けた減速材中では低エネルギー中性子の拡散距離が実効的に長くなるため中性子スペクトルが硬化したと考えることができる．

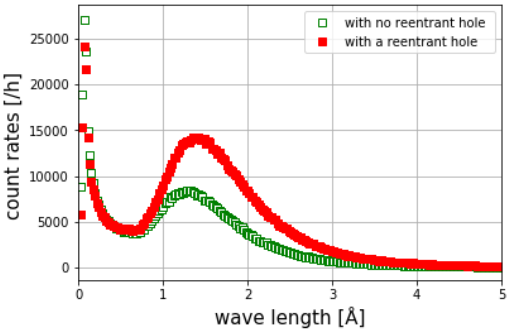


Fig.2. TOF spectra of neutrons.

4. 結言

KUANS に RH 付き PE 熱減速材を導入することで，ビーム強度の向上(0.8Å以上の中性子に対して従来形状比約 1.9 倍)と長波長の中性子強度は約 2.5 倍まで増大することを実験的に確認した．これに加え，RH を設けることに伴う中性子パルスの時間構造の実験的評価と実機体系での冷減速材導入時のシミュレーションによる核的評価等についても報告する．

*Shoichirou Okita[1], Seiji Tasaki[2] and Yutaka Abe[1]. ([1]Kyoto Univ.)

J-PARC 核破砕中性子源の中性子実験装置における高速中性子強度及び分布の測定

Measurement of high energy neutron intensity and distribution at a neutron- instrument of the J-PARC spallation-neutron-source

*原田 正英[1]、勅使河原 誠[1]、大井 元貴[1]、及川 健一[1]、池田 裕二郎[1]
[1]原子力機構

J-PARC 核破砕中性子源に設置されている中性子実験装置において、しきい反応を利用した箔放射化法を用いて、熱中性子フィルター有無での高速中性子強度及び分布を測定した。計算値と比較し、計算値の妥当性を検証した。

キーワード: J-PARC、核破砕中性子源、中性子実験装置、高速中性子強度、高速中性子分布、箔放射化法、PHITS コード、フィルター

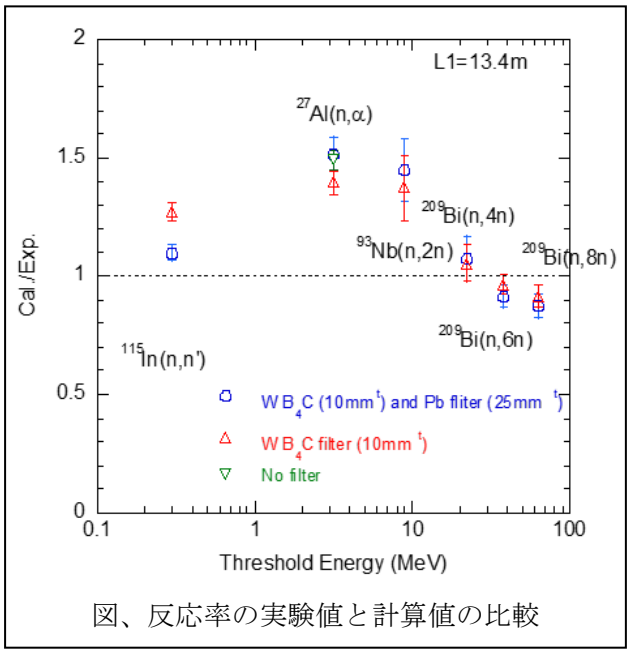
1. 緒言

J-PARC の物質・生命科学実験施設の核破砕中性子源は、水銀標的に 3GeV、1MW の陽子ビームを照射し、発生する中性子を中性子実験装置に供給する施設である。中性子実験装置には、冷熱中性子の他に、熱外中性子や MeV 領域の高速中性子も飛来するが、MeV 領域の高速中性子は、高速中性子照射実験に活用される一方、中性子実験装置の遮蔽設計に大きな影響を与える。これまでの中性子実験装置の遮蔽設計では、計算による高速中性子線源データを用いてきたため、この線源データの検証を行う必要が生じた。そこで、まず、中性子実験装置 NOBORU（BL10）にて、しきい反応を利用した箔放射化法を用い、高速中性子束を測定し、2018 年春の年会で報告をした。そして、今回、高速中性子照射場としての中性子強度や分布を明確にする必要があったため、熱中性子フィルターを設置した場合やアルミ板を用いた高速中性子の分布について測定したので、報告する。

2. 測定及び結果

測定では、Au、Al、Bi、In、Nb の箔を用い、BL10 の実験室内の中性子源から 13.4m位置のビーム軸上に設置し、中性子ビームを照射した。照射した箔は、ゲルマニウム検出器によりガンマ線を測定し、生成された核種及び生成量を測定した。また、アルミ板を使用して、イメージングプレートで、分布を測定した。

PHITS コード[1]による計算値と比較した結果、しきい反応が数 MeV で C/E が最大となるが、それより高いエネルギーや低いエネルギー領域では、C/E が 1 に近づくことが分かった（右図参照）。



図、反応率の実験値と計算値の比較

参考文献

[1] K. Niita, et al., “PHITS-a particle and heavy ion transport code system,” Radiat. Meas. 41, (2006) 1080

*Masahide Harada[1], Makoto Teshigawara[1], Motoki Ooi[1], Kenichi Oikawa[1], Yujiro Ikeda[1]
[1]JAEA

アンフォールディングにおける多重箔放射化法反応間の相関導出

Derivation of correlation between multiple foil activation reactions in unfolding process

*青木 勝海[1], 金 政浩[1], Patwary MD Kawchar Ahmed[1], 荒木 直人[1], 吉浪 皓亮[1], 山口 真矢[2], 渡辺 幸信[1], 伊藤 正俊[3]

[1]九大 総理工, [2]九大 工, [3]東北大学 CYRIC

多重箔放射化法で必要なアンフォールディングにモンテカルロ法を取り入れて、放射化反応ごとの中性子エネルギー感度領域を調べるとともに、各反応間の相関も導出する手法を開発した。本手法を、加速器中性子源の多重箔放射化実験の測定データに適用し、任意の 2 つの反応の組み合わせごとに中性子エネルギー依存の相関を評価した。

キーワード：アンフォールディング，多重箔放射化法，中性子収量分布，加速器中性子源

1. 緒言

原子炉や加速器中性子源の中性子収量分布の測定手法として、多重箔放射化法がよく用いられている。この手法で中性子収量分布を導出するためには、アンフォールディングが必要となる。しかし、アンフォールディングにおいて、放射化反応ごとの中性子エネルギー感度を定量的に示す手法がない。そこで、モンテカルロ法を用いて、各反応の中性子エネルギー感度と各反応間の相関を導出する手法の開発を目的とした。

2. アンフォールディングにモンテカルロ法を取り入れた解析手法

アンフォールディングでは、実験において多重箔内で生成される核種の量と核データライブラリに収められている反応断面積と照射条件から一意的に求められる生成率関数から、中性子収量分布を導出する。今回の手法では、実験で得られた核種生成量を正規乱数によって分散させ、アンフォールディングを複数回行う。得られた中性子収量分布を統計的に解析することで、感度のある中性子エネルギー領域を評価する。核種生成量を分散させる反応が 1 つの場合は、反応の中性子エネルギー感度、2 つの場合は、選択した反応間の相関を導出する。

3. 結果・考察

本手法を、16 MeV 重陽子による C(*d*,*n*)反応の多重箔放射化実験のデータに適用した。右図に、^{100}Mo(*n*,2*n*)反応に対して本手法を適応した結果を示す。中性子収量の統計的なばらつきが、中性子エネルギー感度の高さを表している。この感度は中性子エネルギー依存性があり、これは各々の反応で異なる。本講演では、各反応の中性子エネルギー感度と各反応間の相関について詳細に報告する。

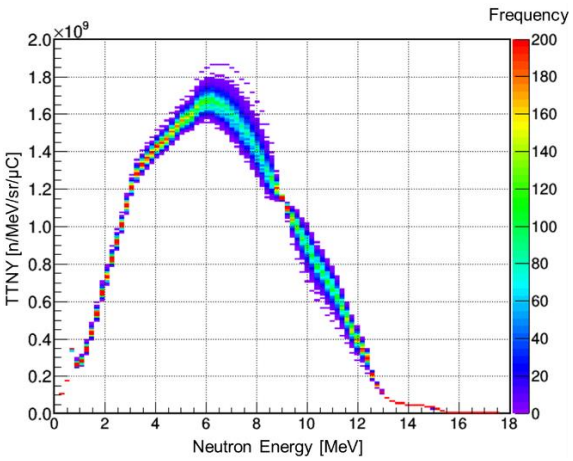


図. ^{100}Mo(*n*,2*n*)反応に対して、本手法を適用し導出した 1,000 個の中性子収量の頻度分布

*Katsumi Aoki[1], Tadahiro Kin[1], MD Kawchar Ahmed Patwary[1], Naoto Araki[1], Kosuke Yoshinami[1], Masaya Yamaguchi[2], Yukinobu Watanabe[1], Masatoshi Itoh[3]

[1]Department of Advanced Energy Engineering Science, Kyushu Univ., [2]Faculty of Engineering, Kyushu Univ., [3]Cyclotron and Radioisotope Center, Tohoku Univ.

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

[1F07-10] JRR-3

Chair:Kazuhiko SAWA(Hokkaido Univ.)

Wed. Mar 20, 2019 4:25 PM - 5:30 PM Room F (Common Education Bildg. 2 2F No.23)

[1F07] Status of JRR-3 corresponding to new regulatory standards

*Shigeru Wada[1], Sho Kawamura[1], Makoto Suzuki[1], Kazuya kimura[1], Hideki Nagatomi[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:25 PM - 4:40 PM

[1F08] Status of JRR-3 corresponding to new regulatory standards

*Makoto Suzuki[1], Sho Kawamura[1], Tetsuya Kobayashi[1], Hironori Horiguchi[1], Shigeru Wada[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:40 PM - 4:55 PM

[1F09] Status of JRR-3 corresponding to new regulatory standards

*Sho Kawamura[1], Tetsuya Kobayashi[1], Yukumo Tanaka[1], Fumio Kirita[1], Kazuyoshi Seshimo[1], Shigeru Wada[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:55 PM - 5:10 PM

[1F10] Status of JRR-3 corresponding to new regulatory standards

*Kazuya Kimura[1], Masaaki Araki[1], Hideki Nagadomi[1], Shigeru Wada[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

5:10 PM - 5:25 PM

©Atomic Energy Society of Japan

JRR-3の新規制基準適合について
(1) 概論

Status of JRR-3 corresponding to new regulatory standards (1) Outlie

*和田　茂[1]，川村　奨[1]，鈴木　真琴[1]，木村　和也[1]，永冨　英紀[1]
[1]日本原子力研究開発機構

2018年11月に原子炉設置変更許可を受けたJRR-3の新規制基準の対応について、その概論を発表する。

キーワード：JRR-3、新規制基準、BDBA

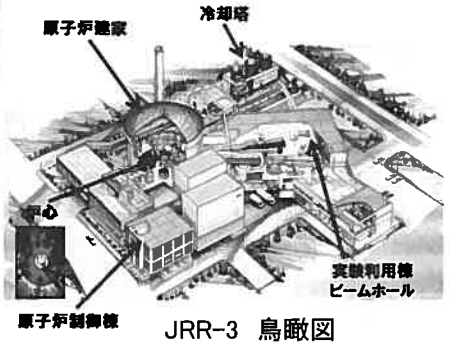
緒言

1．JRR-3について

試験研究用原子炉JRR-3は、平成2年以降に出力20MWの高性能汎用研究炉としてビーム実験、RI製造、シリコン半導体の製造などに利用されてきました。

表　JRR-3の諸元

JRR-3の主な仕様	
目　的	ビーム実験、燃料材料照射、RI生産、放射化分析等
型　式	濃縮ウラン軽水減速冷却プール型
燃料要素	低濃縮ウランシリコンアルミニウム分散型燃料
最大熱出力	20MW
最大熱中性子束	約3×10^{14} n/m^2-s
炉心形状等	円柱(直径:60cm、高さ:75cm)
運転形態	サイクル運転 (26日連続/cy 6～7cy／年)
改造後 利用運転開始	平成2年



JRR-3　鳥瞰図

2．新規制基準の経緯等

平成23年3月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の事故を教訓に、平成25年11月に研究炉に対する新たな基準規則（以下、「新規制基準」という。）が制定されました。その新規制基準を満足するよう平成26年9月にJRR-3原子炉施設の設置変更許可申請を行い、行政庁との審査会合などを経て、平成30年11月に設置変更許可を取得しました。

3．新規制基準対応等

新規制基準では、実用発電炉との違いとして、「重大事故（意図的な航空機衝突、放射性物質の拡散抑制対策など）」の要求がない代わり、熱出力がある程度高い試験研究炉では「多量の放射性物質等を放出する事故（設計基準事故を越える事故：以下「BDBA」という。）の拡大防止」が要求されました。その他、地震及び随伴津波の強化見直し、並びに、火山、竜巻などの自然災害に対しては追加要求されました。JRR-3は、高出力の試験研究炉に分類されるものの、火山、竜巻などを想定した場合、重要安全施設の損傷により環境に与える影響が5mSvに比し十分小さいことからグレーデットアプローチを適用し、低出力の試験研究炉と同程度の自然災害を採用し対応することにしました。また、BDBAでは、「原子炉停止機能」、「炉心冷却」、「放射性物質の閉じ込め」の各機能が設計基準事故（大規模損壊）を超えて喪失した場合を想定し、その対策には、ホウ素の投入、可搬型のポンプなどの追加することにしました。さらに、地震による上位波及の影響対策として、原子炉建家の屋根の補強工事等を2020年度まで行い、その後、使用前検査の受検並びに定期事業者検査を実施し、早期に運転再開を目指します。

---

*Shigeru Wada[1], Sho Kawamura [1], Makoto Suzuki[1], Kazuya Kimura[1] and Hideki Nagatomi[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

JRR-3 の新規制基準適合について
(2) 外部事象への対応

Status of JRR-3 corresponding to new regulatory standards
(2) Protection from external events

*鈴木　真琴[1], 川村　奨[1], 小林　哲也[1], 堀口　洋徳[1], 和田　茂[1]
日本原子力研究開発機構

2018 年 11 月に原子炉設置変更許可を受けた JRR-3 の新規制基準対応のうち、外部事象への対応について発表する。

キーワード：JRR-3、新規制基準、外部事象、グレーデッド・アプローチ

1. 緒言

新規制基準では、外部からの衝撃による損傷の防止として、自然現象や外部人為事象からの安全施設の防護を要求している。特に、竜巻、火山、外部火災については、従来の想定を上回る厳しい想定が必要になった。竜巻や火山の設計基準の決定及び防護対策の検討においては、グレーデッド・アプローチ（リスクの大きさに応じた規制）の考え方を適用した。

2.グレーデッド・アプローチ

竜巻及び火山の影響等の自然現象に対しては、事象毎に安全機能が損なわれた場合の環境への影響の大きさを考慮した上で設計基準を決定し、守るべき安全設備を選定し防護対策を決定する。

3. 外部事象の評価条件及び評価結果

(1)竜巻

グレーデッド・アプローチを適用し、「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」を参考に、敷地及びその周辺における過去の記録を踏まえた影響が最も大きい竜巻（藤田スケール F1、最大風速 49m/s）を設計基準竜巻として決定した。飛来物による影響評価においては、ランキン渦モデルを採用した。設計基準竜巻及びその随伴事象を考慮しても、安全施設の安全機能を損なわないことを確認した。

(2)火山

「原子力発電所の火山影響評価ガイド」を参考に、半径160㎞にある火山について、完新世の火山活動に関する記録を調査し、グレーデッド・アプローチを適用し評価を実施した結果、本原子炉施設において考慮すべき降下火砕物の層厚は極微量と決定した。この想定降下火砕物に対して、安全施設の安全機能を損なわないことを確認した。また、富士山宝永噴火の降灰量を参考に、除灰対策を採ることとしている。

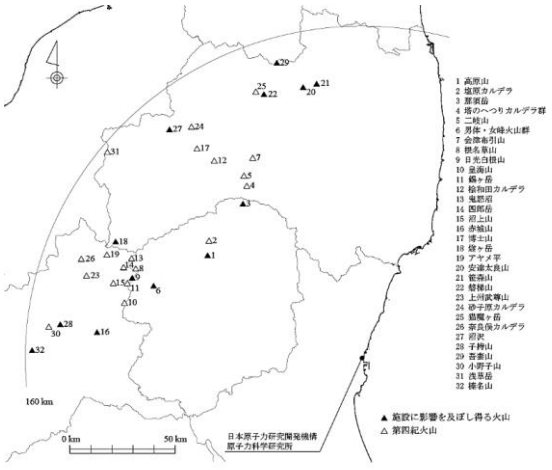


図　原科研に影響を及ぼし得る160㎞以内の火山

(3)外部火災

「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」を参考に、敷地外の 10㎞ 以内の範囲に発火点を想定し原子炉施設に迫る森林火災の影響について評価した。また、近隣の産業施設（半径 10㎞ 以内）の火災・爆発、航空機落下による火災の影響についても評価した。これらの評価の結果、安全施設の安全機能に影響を及ぼさないことを確認した。

---

* Makoto Suzuki[1], Sho Kawamura, Tetsuya Kobayashi, Hironori Horiguchi and Shigeru Wada[1],

[1]Japan Atomic Energy Agency

JRR-3 の新規制基準適合について
（３）耐震設計と津波評価

Status of JRR-3 corresponding to new regulatory standards
(3) Seismic design and evaluation of TSUNAMI

*川村　奨[1]，小林　哲也[1]，田中　遊雲[1]，桐田　史生[1]，瀬下　和芳[1]，和田　茂[1]
[1]日本原子力研究開発機構

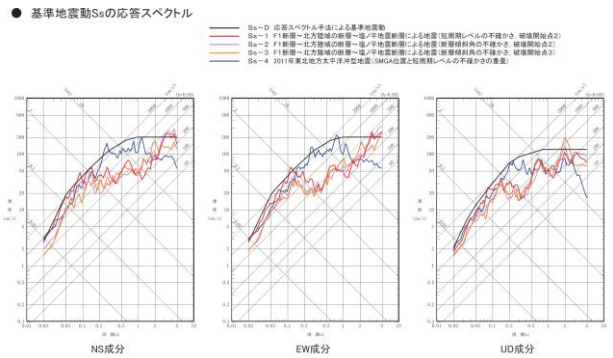
2018 年 11 月に原子炉設置変更許可を受けた JRR-3 の新規制基準の対応のうち、耐震設計及び津波評価について発表する。

キーワード：JRR-3、新規制基準、地震、津波

1. 緒言

平成 25 年 11 月に新たに制定された試験研究炉の新規制基準を受け、JRR-3 においても既存の施設に対するバックフィットとして新規制基準に適合するために耐震設計の見直し及び津波評価を実施した。

2. 耐震設計の見直し



新規制基準対応として、最新の知見に基づく基準地震動 Ss を策定するため、敷地ごとに震源を特定して策定する地震動及び震源を特定せず策定する地震動の見直しを行った。敷地ごとに震源を特定して策定する地震動については、2011 年東北地方太平洋沖地震以降の地震活動や敷地周辺の活断層評価結果、地震調査研究推進本部等の地震想定を踏まえて検討用地震の選定を行い、地震動想定の不確かさを考慮した地震動評価を実施した。また、震源を特定せず策定する地震動については、震源を予め特定できない地震に関する既往の知見である加藤ほか（2004）による応答スペクトルの他、この応答スペクトルを超過する震源と断層を関連付けることが困難な過去の内陸地殻内地震のうち 2004 年北海道留萌支庁南部地震を考慮した地震動評価を実施した。これらの地震動評価結果を踏まえて基準地震動 Ss を見直した結果、5 波策定した。

また、新規制基準以前の JRR-3 における耐震重要度分類は、発電炉の指針を参考に分類されているため、試験炉の許可基準規則及びその解釈を参考に耐震重要度分類を行った。

3. 津波評価

JRR-3 原子炉施設は、標高約 19m の台地（海岸から約 700m）に設置されているため、立地的特徴を踏まえ、施設への津波の到達可能性を検討した。津波評価は、文献調査及び敷地周辺の活断層調査等の結果により、敷地に与える影響が最も大きい波源として茨城県沖から房総沖に想定する津波波源を選定した。津波評価の結果、JRR-3 原子炉建家には津波による影響はなく、立地上の余裕を確認した。確認された立地上の余裕に対し、潮位のばらつき、高潮の影響等のさらなる影響検討を行い施設への津波の到達可能性も検討し、津波による施設への影響はないことを確認した。

4. 耐震設計の見直しを踏まえた今後の新規制基準対応

新たに策定した基準地震動 Ss による建家の上位クラス施設への影響評価を実施したところ、影響を及ぼす可能性が確認されたため、建家の耐震改修工事を行う予定である。

---

*Sho Kwamura[1], Tetsuya Kobayashi[1], Yukumo Tanaka[1],Fumio Kirita [1], Kazuyoshi Seshimo[1] and Shigeru Wada[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

JRR-3 の新規制基準適合について
（4）BDBA への対応

Status of JRR-3 corresponding to new regulatory standards
(4) Provisions for Beyond Design Basis Accidents

*木村　和也[1]，荒木　正明[1]，永冨　英記[1]，和田　茂[1]
[1]日本原子力研究開発機構

2018 年 11 月に原子炉設置変更許可を受けた JRR-3 の新規制基準対応のうち、BDBA への対応について発表する。

キーワード：JRR-3，新規制基準，BDBA

1. 緒言

新規制基準では、従来の設計基準事故に加えて多量の放射性物質等を放出する事故（以下「BDBA」という。）の拡大の防止が要求されている。JRR-3 では、原子炉の特徴を考慮して BDBA 事象選定及び対策について検討を行った。

2. BDBA

2-1. BDBA の事象選定

設計基準事故より発生頻度は低いが、敷地周辺の一般公衆に対して過度の放射線被ばく（実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えるもの）を与えるおそれがある事故についての評価及び対策が求められている。また、事故の想定に当たっては、自然現象等の共通原因となる外部事象に起因する多重故障を考慮することが求められている。

事象選定に当たっては、原子炉の基本的安全機能である「原子炉停止」、「炉心冷却」及び「放射性物質の閉じ込め」の各機能が、設計基準事故の想定を超えて機能喪失した場合を想定した。また、自然現象等の共通要因に起因する多重故障として、基準地震動を超える地震を想定した。

これらの想定事象のうち、敷地周辺の一般公衆に対して過渡の放射線被ばくを与えることとなる燃料の損傷が発生する可能性のある「基準地震動を超える地震によるスクラム失敗事象」、「炉心流路閉塞による炉心冷却機能の喪失事象」、「基準地震動を超える地震による冠水維持機能の喪失事象」及び「炉心の大規模損壊事象」を選定した。

2-2. BDBA の対策及び実現性・実効性の確保

前述の事象に対する対策として、事故の発生及び拡大の防止、放射性物質の放出による影響の緩和に必要な設備の設置及び手順の策定等が求められている。

JRR-3 では、既存の設備等による対策（発生防止及び拡大防止対策、影響緩和対策）に加えて、負の反応度添加用のホウ酸、炉心の冠水維持用の給水設備の設置等を行うこととした。

3. まとめ

現在、JRR-3 では、これらの対策の実現性及び実効性を確保するため、必要な設備の整備を進めるとともに、実行手順の策定及び定期的な教育・訓練を実施し、運転員の力量向上を図っている。

---

*Kazuya Kimura[1] , Masaaki Araki[1] , Hideki Nagadomi[1] and Shigeru Wada[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

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

[1G01-05] Beam Application

Chair:Koichi Kan(Osaka Univ.)

Wed. Mar 20, 2019 10:00 AM - 11:25 AM Room G (Common Education Bildg. 2 2F No.26)

[1G01] Dependence of grafting rate on monomer pressure in method of in-situ ion beam graft polymerization

*Ryoichi Inoue[1], Naoki Fujita[1], Shinya Nakajima[1], Kei Mizokami[1], Akira Taniike[1], Yuichi Furuyama[1] (1. Kobe University Graduate school)

10:00 AM - 10:15 AM

[1G02] Re-investigation of ionizing radiation induced reactions in halomethanes

*Masao Gohdo[1], Takafumi Kondoh[1], Kazuki Araki[1], Koichi Kan[1], Jinfeng Yang[1], Yoichi Yoshida[1] (1. The Institute of Scientific and Industrial Research, Osaka University)

10:15 AM - 10:30 AM

[1G03] Electron beam pulse radiolysis of polystyrene solution in phenyl silane derivatives

*Kazumasa Okamoto[1,2], Shigeo Hori[2], Ohnuma Masato[2], Takahiro Kozawa[1] (1. Osaka Univ., 2. Hokkaido Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM

[1G04] U/Pu concentration estimation inside nuclear fuel debris with portable 950 keV/3.95 MeV X-ray sources

*Issei Ozawa[1], Yuki Mitsuya[1], Katsuhiro Dobashi[1], Mitsuru Uesaka[1], Hiroaki Abe[1], Tomooki Shiba[2] (1. the University of Tokyo, 2. JAEA)

10:45 AM - 11:00 AM

[1G05] Analysis of the injured microbial cells appeared by irradiation of *Bacillus subtilis* spores based on their germination and outgrowth deteorization as a probe

*Masakazu Furuta[1], Akira Futemma[1], Hiroki Den[1], Jin Sakamoto[2], Tetsuaki Tsuchido[2] (1. Department of quantum radiation sciences, College of Engineering, Graduate school of Osaka Prefecture University, 2. Research Center of Microorganism Control, Research Center for the 21st Century, Osaka Prefecture University)

11:00 AM - 11:15 AM

©Atomic Energy Society of Japan

その場イオンビームグラフト重合法におけるグラフト率のモノマー圧力依存性

Dependence of grafting rate on monomer pressure in method of in-situ ion beam graft polymerization

*井上　凌一[1]，藤田　尚希[1]，中島　慎弥[1]，溝上　慧[1]，谷池　晃[1]，古山　雄一[1]

[1]神戸大学大学院

我々は、新しい高分子材料の開発を目指して、イオンビームを用いた放射線グラフト重合法の研究を行っている。本研究ではイオンビームの照射とグラフト重合を同時に行うことで、作業工程の簡略化、グラフト率の向上を目指して、その場同時イオンビームグラフト重合法の照射体系構築を行った。

キーワード：イオンビーム、グラフト重合、モノマー圧力

1. 緒言

膜などの既存の素材の特性を損なうこと無く新しい機能を付与する手法として、放射線グラフト重合法がある。これまでのイオンビームグラフト重合法では試料を真空状態のチェンバーから取り出す際に大気にさらすことで重合反応に有効なアルキルラジカルが減少してしまうという問題点があった。そこで本研究室は真空中でイオンビームの照射とグラフト重合を同時に行う、その場イオンビームグラフト重合法の基礎研究を行ってきた[1]。これまでのモノマー導入実験では、グラフト重合に十分なモノマー圧力が得られていなかった。本研究では、モノマー圧力の制御を行うための基礎研究を行った。

2. 実験方法

真空中にモノマーを導入し､2 MeV の H^+ビームで厚さ約 30 μm の低密度ポリエチレン(LDPE)を照射し、グラフト重合を行った。使用したモノマーはアクリル酸で、恒温槽を用いモノマー容器を 55～60 ℃に温めることで、気化させ導入した。モノマー圧力を大きくするために、チェンバー間にポリイミド製の隔壁を設けた Fig. 1 のような実験体系を構築した。

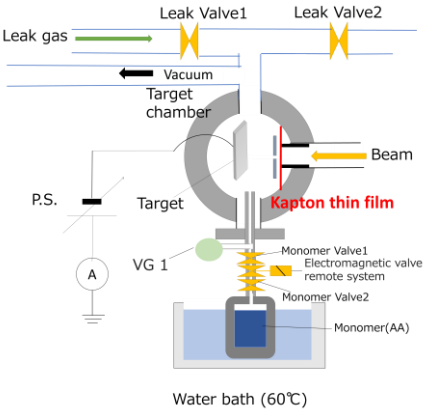


Fig. 1. Schematic view of target chamber in method of in-situ ion beam graft polymerization.

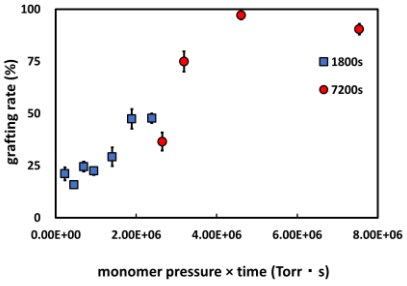


Fig. 2. Relationship between the grafting rate and product of monomer pressure and time in method of in-situ ion beam graft polymerization.

3. 実験結果と考察

グラフト率は重量測定法により、$G=(W-W_0)/(W_0\times r)$ (G:グラフト率、 W:グラフト重合した後の重量、W_0:グラフト重合前の重量、r:照射面積/試料面積）を用いて求めた。グラフト率のモノマー圧力×照射時間依存性を Fig. 2 に表す。モノマー圧力×照射時間が大きい場合、約 100 %のグラフト率が得られた。その場イオンビームグラフト重合法によって液相重合と同様なグラフト率を得ることができた。ただし、モノマー圧力が大きい場合、イオンビーム電流が減少するので注意が必要である。

参考文献

[1]藤田、井上、中島、谷池、古山 日本原子力学会 2018 年春の年会

---

* Ryoichi Inoue [1], Naoki Fujita [1], Shinya Nakajima[1], Kei Mizokami[1], Akira Taniike [1] and Yuichi Furuyama[1]

[1]Kobe University Graduate school

ハロメタン中の放射線化学反応の再検討

Re-investigation of ionizing radiation induced reactions in halomethanes

*神戸 正雄, 近藤 孝文, 荒木 一希, 菅 晃一, 楊 金峰, 吉田 陽一

阪大産研

四塩化炭素の放射線誘起反応について、最近の報告を踏まえてパルスラジオリシスにより再検討を行った。340 nm 付近の吸収帯は水素引抜き反応の観測から•Cl としての反応性を示した。また、480 nm 付近の吸収帯は水素引抜き反応とは関係がないことがわかった。

キーワード：反応過程、パルスラジオリシス、ハロメタン、過渡吸収スペクトル、時間分解分光

1. 緒言

ハロメタンは放射線化学において、カチオンを観測するのに適した溶媒として広く用いられてきた。すでに十分議論され確立されたはずであった反応過程[1-3]が、最近、その過渡吸収スペクトルの帰属があらためられた[4]。改められた過渡種を考慮した上で、反応スキームとそのダイナミクスはどうなるかを再検討した。今回は、化学構造上では最も単純な四塩化炭素（CCl_4）についての再検討結果を報告する。

2. 実験

ナノ秒およびフェムト秒パルスラジオリシス（ns-/fs-PR）により、CCl_4 の過渡吸収の時間変化を各波長について測定した。また、各過渡種の反応性を調べるため、クロロホルム（$CHCl_3$）、ジクロロメタン（CH_2Cl_2）とそれらの重水素化物を CCl_4 に添加し、捕捉実験を行った。測定試料は脱酸素し、測定はすべて 296±2 K で行った。

3. 結果と考察

ns-PR による過渡吸収スペクトルは、既報同様、340 nm および 480 nm に極大を持ち、減衰速度定数はそれぞれ$(2.17\pm0.16)\times10^6$、$(6.29\pm0.54)\times10^7$ s^{-1} であった。340、480 nm のいずれの吸収帯も $CHCl_3$、CH_2Cl_2 により減衰が速くなったが、重水素化による同位体効果は 340 nm の吸収帯にのみ観測された。従って、340 nm は水素引抜き反応による減衰速度の増大として理解できる。すなわち、340 nm の過渡吸収は•Cl としての反応性を持つ過渡種であると帰属できる。一方、480 nm の吸収帯は、新しい帰属では CCl_4 の異性体として帰属されており[4]、観測結果はこの帰属と矛盾しない結果である。また、減衰が速くなったのは異性体の安定性が減少したか、CCl_4 の異性体から、例えば $CHCl_3$ の異性体に変換したか、のいずれかと予想される。また、480 nm の過渡種の収量は CHCl3、CH2Cl2 の添加の量に関わらず一定であった。これは、340 nm に吸収を持つ過渡種が 480 nm の過渡種の前駆体であるという報告とは異なる結果であった。当日は fs-PR の結果も踏まえて、CCl4 の放射線誘起反応の初期過程について非議論する。

参考文献

[1] R.E. Bühler, B. Hurni, *Helv. Chim. Acta.* **61** (1978) 90–96.

[2] T. Sumiyoshi, M. Katayama, *Bull. Chem. Soc. Jpn.* **65** (1992) 1038–1040.

[3] M. Washio, Y. Yoshida, N. Hayashi, H. Kobayashi, S. Tagawa, Y. Tabata, *Int. J. Radiat. Appl. Inst. C. Radiat. Phys. Chem.* **34** (1989) 115–120.

[4] F. Abou-Chahine, T.J. Preston, G.T. Dunning, A.J. Orr-Ewing, G.M. Greetham, I.P. Clark, M. Towrie, S.A. Reid, *J. Phys. Chem. A.* **117** (2013) 13388–13398.

---

*Masao Gohdo[1], Takafumi Kondoh[1], Kazuki Araki[1], Koichi Kan[1], Jinfeng Yang[1], Yoichi Yoshida[1]

[1]The Institute of Scientific and Industrial Research, Osaka University

ポリスチレン―フェニルシラン誘導体溶液の電子線パルスラジオリシス

Electron beam pulse radiolysis of polystyrene solution in phenyl silane derivatives

*岡本 一将[1,2]，堀 成生[2]，大沼 正人[2]，古澤 孝弘[1]
[1]大阪大学，[2]北海道大学

有機―無機ハイブリッド中の放射線化学初期過程の基礎的検討のため、ポリスチレン系高分子のトリメトキシフェニルシラン (TMeOPhS) 溶液をモデルとする電子線パルスラジオリシスを行い、生成するラジカル種、イオン種の同定を行った。また、液体フェニルシランのパルスラジオリシスも同様に行った。

キーワード：パルスラジオリシス，ポリスチレン，フェニルシラン，有機―無機ハイブリッド

1. 緒言

有機-無機ハイブリッド材料は、ナノ・分子サイズで有機物・無機物が混合されることにより様々な機能性をもたらすため、広く研究開発が行われているが、従来この系での放射線化学初期過程はほとんど明らかにされていない。ポリスチレン-シリカゲルハイブリッド (PS-PhSiOx) はπ–π相互作用に基づくゾル-ゲル法によりポリスチレン中に trimethoxyphenylsilane (TMeOPhS) から成るシリカゲルが形成される有機-無機ハイブリッドである [1]。そこで本研究では、フェニルシラン中のポリマーの溶液をハイブリッドのモデルとして、パルスラジオリシスによる放射線化学初期過程の基礎的な検討を行った。

2. 実験

阪大産研の 26 MeV L-バンドライナックからの 8 ns 電子線を照射するナノ秒パルスラジオリシス装置により、生成する短寿命活性種であるラジカル、イオン種等の時間分解吸光度測定を行った。サンプルとして、液体 TMeOPhS をはじめとするフェニルシラン誘導体のパルスラジオリシスおよびこれらを溶媒とするポリスチレンおよびポリヒドロキシスチレン(PHS)の高分子溶液、種々の捕捉剤を添加した系を用いた。

3. 結果と考察

図 1 に TMeOPhS 中のポリスチレン溶液で得られた過渡吸収スペクトルを示す。波長 360 nm と 420 nm および近赤外波長域に吸収ピーク、波長 500 nm に吸収ショルダーが観測された。液体 TMeOPhS の結果との比較から、これらはそれぞれシリルラジカル、シリレン、ダイマーラジカルカチオン、エキシマー吸収と同定された。一方で、ポリマーを PHS に換えると PHS 由来のフェノキシラジカルの吸収が顕著に現れ、ポリマーの違いによる放射線誘起反応機構の違いが明らかとなった。

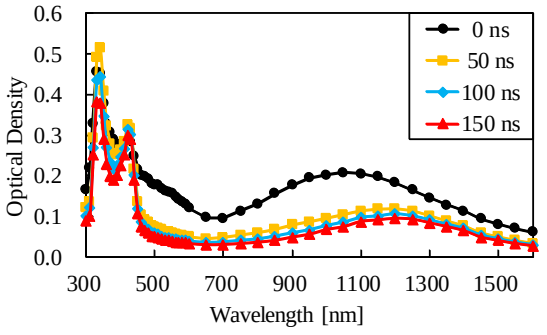


Fig.1 Transient absorption spectra obtained by nanosecond pulse radiolysis in Ar saturated polystyrene [200 mM (unit conc.)] / TMeOPhS solution (0 to 150 ns after the electron beam pulse irradiation).

参考文献

[1] R. Tamaki, K. Samura, Y. Chujo, Chem. Comm. 10 (1998) 1131.

*Kazumasa Okamoto[1,2], Shigeo Hori[2], Masato Ohnuma[2], and Takahiro Kozawa[1]
[1] Osaka Univ., [2]Hokkaido Univ.

可搬型 950keV/3.95MeVX 線源を使用した 燃料デブリ内部の U/Pu 濃度推定に関する研究

U/Pu concentration estimation inside nuclear fuel debris with portable 950 keV/3.95 MeV X-ray sources

*小沢壱生[1]，三津谷有貴[1]，土橋克弘[1]，上坂充[1]，阿部弘享[1]，芝知宙[2]
[1]東京大学，[2]JAEA

福島第一原発内部の燃料デブリの U/Pu 濃度を把握することにより、燃料デブリの効率的な処理・保管が可能になると考えられる。当研究グループでは、可搬型高エネルギーX 線源を使用した燃料内部の U/Pu 濃度の推定手法を研究・開発しており、今回はデブリ模擬サンプルを対象にした X 線試験の結果とその考察に関して発表を行う。（本研究は、「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プログラム」の一環として実施された。）

キーワード: 燃料デブリ、高エネルギーX 線源、核物質、福島第一原発

1. 緒言

デブリサンプル内部の U/Pu 濃度を推定するために、異なるエネルギースペクトルを持つ 950keV/3.95MeV X 線源を使用した 2 色 X 線 CT による物質識別手法の研究を行なっている。今回は、Pb(U/Pu を模擬)、Ag、Fe の３つの物質を対象とした物質識別を行うために、❶物質照合のためのルックアップデータ作成（線減弱係数測定)、❷CT 再構成による物質照合精度の検証を行なった。

2.物質照合のためのルックアップデータ作成

Pb、Ag、Fe に対し、950keV/3.95MeV X 線源による線減弱係数（μ 値）の測定を行い、本研究での物質照合に使用する値（950keV での μ 値/3.95MeV での μ 値）を求めた。また、2 色の X 線による物質照合精度を高めるために、金属を透過する際の線質硬化による線減弱係数の不安定化を抑制する必要があるが、そのために Pb フィルタを X 線源に導入し、その厚みに関する最適化を行った。

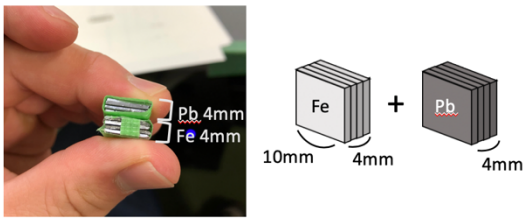


図 1 : 4mm 厚みの Pb と Fe を密着させたデブリ模擬サンプル

3. CT 再構成による物質照合精度の検証

図 1 のような金属サンプル(Pb,Ag,Fe)に対して、180 方向から CT 撮像・その断面再構成（図２）を複数の再構成手法を用いて行い、先に求めたルックアップデータからの物質照合精度を検証した。

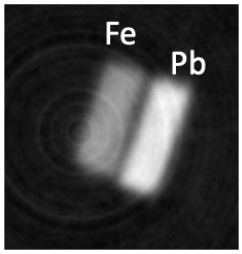


図 2: 図 1 に示した模擬サンプルに対して 3.95MeV で行なった CT 撮像による再構成断面

4. 結論

Pb フィルタは、950keV に対しては 5mm、3.95MeV に対しては 20mm が最適であった。この条件下におけるルックアップデータとそれによる物質照合精度に関しては、当日発表を行う。

参考文献

[1] *Tomoko Hyodo, Takamichi Murakami, “Clinical Utility of Dual Energy CT imaging”, Nichidoku Iho, Vol. 57, No.2, pp.68-82 (2012).*

---

*Issei Ozawa[1], Yuki Mitsuya[1], Katsuhiro Dobashi[1], Mitsuru Uesaka[1], Hiroaki Abe[1], Tomooki Shiba[2]
[1]Univ. of Tokyo, [2]JAEA

枯草菌胞子の発芽・増殖過程の劣化を指標とした放射線照射による損傷菌生成機構の解析

Analysis of the injured microbial cells appeared by irradiation of *Bacillus subtilis* spores based on their germination and outgrowth deterioration as a probe

*古田雅一[1]，阪井俊夫[1]，普天間 章[1]，傳大輝[1]，坂元 仁[2]，土戸 哲明[2]

[1]大阪府大院・工・量子、[2]大阪府大・21 世紀科研・微制研センター

枯草菌胞子の ^{60}Co γ線と 98℃加熱処理後の発育挙動の解析から、胞子の発育過程に与える影響は異なり、加熱と γ 線との複合殺菌における条件の最適化を図る指標を見出した。

キーワード：枯草菌，胞子，放射線照射，加熱，殺滅菌， 損傷菌

1. 緒言

放射線滅菌は医薬品，医療用具の滅菌保証可能な滅菌法として加熱できない製品に対してすでに広く利用されている。一方、食品分野においても包装容器の滅菌に対する放射線利用は順調に伸びており、将来冷凍食品や生鮮食品への拡大する可能性も期待されている。冷殺滅菌法として放射線の特性を生かし、殺滅菌の高度化を図るためには加熱殺菌など既存の殺菌法と複合させる「ハードルテクノロジー」の構築が有効となる。本研究においては放射線、加熱など種々の殺菌に対して高い抵抗性を持つ *Bacillus subtilis* 168 株の芽胞の発芽･増殖過程に着目し、加熱と ^{60}Co γ線照射に対して芽胞の発芽･増殖過程のどの段階に殺菌効果が現れるのかについて検討し、複合化についての基礎的知見を得ることを目的とした。

2. 実験方法及び結果

Schaeffer 培地で *Bacillus subtilis* 168 *trpC2* の胞子を調製し、50 mM リン酸カリウム緩衝液(pH 7.0)に懸濁し（濁度（OD_{600}）0.4)、98℃で加熱処理を行った。同様に、大阪府立大学放射線研究センターの放射線照射プールにおいて ^{60}Co γ線を照射した。処理後の各サンプルを回収液(0.05% Tween80、0.1%ペプトン水)で段階希釈し、LB 寒天培地により 37℃で培養し、コロニー計数法により生残率を求めた。またマイクロプレートリーダー内で LB 液体培養し、OD_{600} を経時計測することで芽胞の発育過程を追跡した。

その結果、98℃処理の胞子の生残曲線はシグモイド型（D_{10} 値は 11 分）を示し、γ線照射では直線型（D_{10} 値は 2.0 kGy）を示した。また同じ生残率を示した試料の液体培養により得られた増殖曲線は加熱の方が約 1.5 倍胞子の発育が遅れることを示し、さらに胞子の発芽過程の指標とされる培養開始直後の濁度減少に対してもガンマ線照射は影響しないのに対し、98℃加熱の場合は影響を受けることが見出された。

2. 結論

加熱による成分劣化により生じるとされる損傷菌を γ 線と組み合わせることにより，効果的に殺滅できる可能性が示唆された。今後は芽胞の発芽増殖過程の代謝活性、膜透過性などを詳しく調べ、条件の最適化を図る予定である。

---

*Masakazu Furuta[1], Toshio Sakai[1], Akira Futemma[1], Hiroki Den[1], Jin Sakamoto[2], and Tetsuaki Tsuchido[2]

[1]Dept. Quantum Radiation Eng. Grad. School of Eng., [2]Res. Cent. Microorganism Control, Osaka Prefecture University

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

[1G06-07] Neutron Spectroscopy and Imaging

Chair:Ryoichi Hajima(QST)

Wed. Mar 20, 2019 11:25 AM - 12:00 PM Room G (Common Education Bildg. 2 2F No.26)

[1G06] A study of the TOF-MIEZE spectrometer with focusing mirrors at J-PARC MLF BL06

*Fumiaki Funama[1], masahiro hino[2], tatsuro oda[2], hitoshi endo[3], seiji tasaki[1] （1. Kyoto Univ., 2. KURNS, 3. KEK）

11:25 AM - 11:40 AM

[1G07] Study on Stability of Neutron Bragg-Edge Analysis Code RITS

Kazuma Ohmae[1], *Kenichi Watanabe Watanabe[1], Hirotaka Sato[2], Yoshiaki Kiyanagi[1], Atsushi Yamazaki[1], Sachiko Yoshihashi[1], Akira Uritani[1] （1. Nagoya Univ., 2. Hokkaido Univ.）

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

J-PARC MLF BL06 における集光 TOF-MIEZE 分光装置の検討

A study of the TOF-MIEZE spectrometer with focusing mirrors at J-PARC MLF BL06

*船間　史晃[1]，日野　正裕[2]，小田　達郎[2]，遠藤　仁[3]，田崎　誠司[1]

[1]京都大学，[2]京大複合研，[3]KEK 物構研

パルス中性子源の特長を活かした新たな高分解能中性子非（準）弾性散乱分光法として、集光 TOF-MIEZE 分光法開発を開始した。近年実現したこの集光ミラーを用いた集光 TOF-MIEZE 分光法の利点と J-PARC MLF BL06 VIN ROSE で行った予備実験の結果を報告する。

キーワード：中性子スピンエコー、MIEZE、回転楕円ミラー、中性子準弾性散乱、J-PARC

中性子共鳴スピンエコー分光法は、複数の共鳴スピンフリッパー(RSF)で中性子スピン位相を制御し、試料の中間散乱関数を測定するスピンエコー分光法である。その一つである MIEZE（Modulated IntEnsityby Zero Effort）分光法は、試料下流は検出器だけで構成でき、2 つの RSF を調整することで試料-検出器間距離を比較的自由に決定できる。MIEZE の実効振動数及び試料-検出器間距離に比例してエネルギー分解能が向上する。MIEZE 分光法は、小角散乱法や反射率法等の弾性散乱を測定しつつ中間散乱関数が測定可能であり、試料環境の自由度や偏極解析が可能といった魅力的な特長を持つ。しかし定常中性子源での利用は中性子経路に大変過敏であるため、ビームのアライメントや実効振動数の高周波化が難しくその利用が制限されてきた。我々は、J-PARC のようなショートパルス中性子源で TOF 法を用いればその影響は大幅に軽減されることを実証した[1]。また最近実現した回転楕円集光ミラーを用いることで、試料集光による実効中性子強度の増加と中性子経路の精密評価の両方が可能となるため、実効振動数の高周波化と高 S/N 比が同時に実現可能な集光 TOF-MIEZE 分光装置の開発を開始した。

Fig.1 に集光 TOF-MIEZE 分光装置の概念図を示す。回転楕円集光ミラーをビーム進行方向(z 軸)に垂直の鉛直方向(y 軸)の上下に設置する。また試料後に散乱中性子を受けるための上下集光ミラーのセットを x-z 平面内に複数並べる。散乱方向(x 軸)は集光ミラー幅で積分し、鉛直(y 軸)方向に関しては入射、散乱中性子を共に集光することで、微小試料に対して高 S/N 比の実験が可能となる。散乱中性子も集光することで、偏極解析も比較的容易に行える。本発表では、装置のコンセプトを示すと共に、J-PARC MLF BL06 VIN ROSE で行った予備実験の結果を報告する。

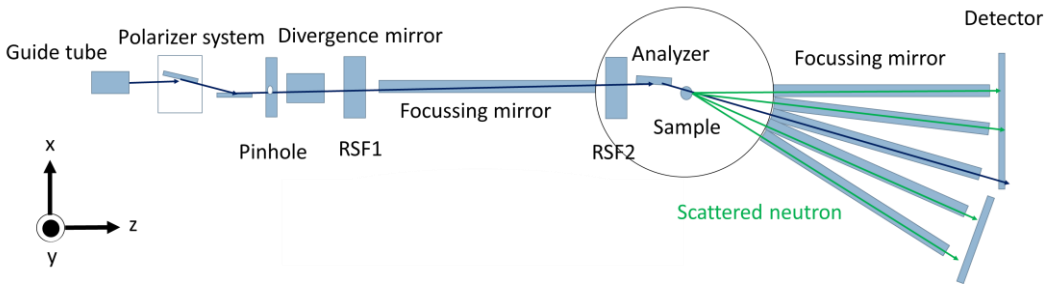


Fig. 1: 集光 TOF-MIEZE 装置の概念図

参考文献

[1] T.Oda, et al., Review of Scientific Instruments 87(2016) 105124.

---

*Fumiaki Funama[1], Masahiro Hino[2], Tatsuro Oda[2], Hitoshi Endo[3], Seiji Tasaki[1]

[1]Kyoto Univ., [2]KURNS, [3]KEK

中性子ブラッグエッジ解析コード RITS の不安定性に関する検討

Study on Stability of Neutron Bragg-Edge Analysis Code RITS

大前 良磨[1]，*渡辺 賢一[1]，佐藤 博隆[2]，鬼柳 善明[1]，山﨑 淳[1]，吉橋 幸子[1]，瓜谷 章[1]
[1]名古屋大学，[2]北海道大学

中性子ブラッグエッジ解析コード RITS は非線形最小二乗フィッティングを行うものである。今回は、その中のシングルエッジ解析モードにおける収束値の不安定性を解消するための検討を行った結果を報告する。

キーワード：中性子イメージング、ブラッグエッジ、RITS コード

1. 緒言

加速器パルス中性子源を利用した中性子透過イメージングでは、時間分解型二次元検出器を用い飛行時間法を適用することで、エネルギー分解された中性子透過像を取得することができる。中性子は干渉性散乱が特徴的な性質を示す数 Å という波長域においても、元素によっては cm オーダーの比較的長い減衰長を示すため、中性子回折により厚みのある材料の深部の結晶組織構造の情報を取得することも可能である。中性子は回折された分だけ減ぜられるため、中性子透過率から中性子回折の情報を取得可能である。特に、粉末や多結晶のように微量結晶がランダムに配向している場合、中性子透過率スペクトルはブラッグエッジと呼ばれる鋸歯状の形状を示す。これまで、北大の佐藤ら[1]によってブラッグエッジ形状を解析する RITS コードが開発され、種々の材料の解析に用いられてきた。RITS には、スペクトル全体の形状より情報を抽出するリートベルト型解析と、単一のエッジ形状からミクロ歪み等格子定数に関わる情報を抽出するシングルエッジ解析をする二つのモードがある。シングルエッジ解析では、Jorgensen 関数と呼ばれる関数への非線形最小二乗フィッティングを行っており、現状では、その収束の不安定性が問題となっている。特に本方式では、二次元検出器で各画素ごとに得られる多数の透過率スペクトルに対してフィッティングを行う必要があり、フィッティングルーチンの安定性の向上が求められている。

2. RITS コードシングルエッジ解析の不安定性改善

シングルエッジ解析では、エッジの拡がり関数である Jorgensen 関数にフィッティングを行う前に、エッジ前後の直線部分へのフィッティング行っているが、統計の悪いデータでは、この部分の不安定性が問題となっていることが判明した。Fig. 1 に人工的に生成された模擬データに対してフィッティングを行い得られたエッジ位置のヒストグラムを示す。今回、不安定性を改善するため、直線部フィッティングにランダムサンプリング法を採用することで、真値から大きく外れることを抑制できることが示された。

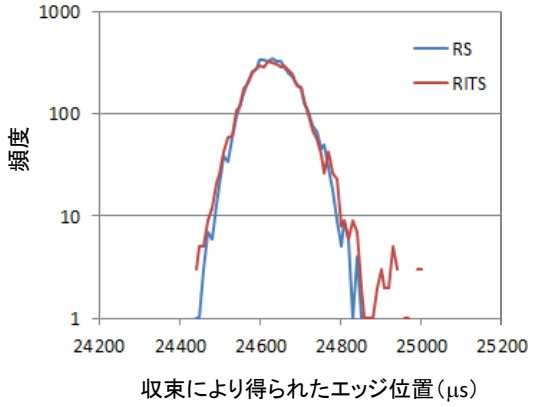


Fig. 1 Histogram of fitted value of the Bragg-edge position. RS: random sampling method.

参考文献

[1] H. Sato et al., *Materials Transactions*, **52** (2011) 1294-1302.

Kazuma Ohmae[1], *Kenichi Watanabe[1], Hirotaka Sato[2], Yoshiaki Kiyanagi[1], Atsushi Yamazaki[1], Sachiko Yoshihashi[1] and Akira Uritani[1]

[1]Nagoya Univ., [2]Hokkaido Univ.

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

[1G08-11] Accelerator Technology and Diagnostics

Chair:Heishun Zen(Kyoto Univ.)

Wed. Mar 20, 2019 2:45 PM - 3:55 PM Room G (Common Education Bildg. 2 2F No.26)

[1G08] Study of devices for vertical focusing force correction for FFAG accelerator

*Yuhi Waga[1], Nobuo Ikeda[1], Hidehiko Arima[1], Yujiro Yonemura[1], Mitsutaka Ueda[1], Kyosuke Adachi[1], Hiromi Matsuura[1], Yoshiharu Mori[2] (1. Kyushu University, 2. KURNS)

2:45 PM - 3:00 PM

[1G09] Simulation Study for Basic Design of Dielectric Laser Electron Accelerator

*Toru Takahashi[1], Mituru Uesaka[1], Kazuyoshi Koyama[1], Mitsuhiro Yoshida[2], Zhaofu Chen[1] (1. Univ. Tokyo, 2. KEK)

3:00 PM - 3:15 PM

[1G10] 1.4-cell RF gun for ultrafast electron microscopy

*Jinfeng Yang[1], Yoichi Yoshida[1], Toshikazu Takatomi[2], Masafumi Fukuda[2], Jyunji Urakawa[2] (1. ISIR, Osaka Univ., 2. KEK)

3:15 PM - 3:30 PM

[1G11] Measurement of coherent transition radiation with spatial and temporal resolution

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

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

FFAG 加速器の垂直方向の集束力補正機構に関する研究

Study of devices for vertical focusing force correction for FFAG accelerator

*和賀 雄飛[1]，池田 伸夫[1]，有馬 秀彦[1]，米村 祐次郎[1]，上田 光貴[1]，足立恭介[1]，松浦 浩巳[1]，森 義治[2]

[1]九州大学，[2]京大複合原研

九州大学では FFAG 加速器において補正磁極を用いて垂直方向の集束力を補正し、局所的な垂直方向のベータトロンチューンを制御する手法に関する研究を行っている。本研究では、異なる形状の補正磁極について集束力の補正量を評価した結果、本手法に関して有益な知見が得られた。

キーワード：FFAG 加速器，補正磁極，集束力

1. 緒言

近年、素粒子・原子核物理学の分野において大強度かつ中高エネルギーのハドロンビームを生成可能な加速器への要求が高まっている。現在、その要求を満たすことができる加速器の候補として固定磁場強集束(FFAG)加速器に期待が寄せられている。

円形加速器内のビームは電磁石から集束力を受けてベータトロン振動をすることにより安定に周回している。しかし振動が不安定となる条件に合うとビーム損失が発生する場合がある。大強度加速器においてビーム損失は機器の放射化や損傷の原因となるため、集束力の補正が重要である。したがって、製作された電磁石の与える集束力が製作誤差や磁性体の磁気特性の違いなどの要因により設計と異なる場合、集束力の補正が一般に行われる。

FFAG 加速器の電磁石に発生する磁場は線形成分に加え非線形成分も含むため､集束力を補正するためには非線形成分まで考慮し磁場を補正する必要がある。先行研究では磁極側面に厚さの異なる複数の板状の磁性体（補正磁極）を配置することで任意の位置で非線形成分を含む磁場を補正する手法が提案されており、この手法の有用性を明らかにすることを目的として研究を継続している。[1]

2. 研究内容

本研究では radial sector 型加速器である九州大学 150 MeV FFAG 加速器の DFD triplet 型の電磁石を対象に、半径方向で厚さが異なる補正磁極を磁極側面に取り付けることによって集束力を補正することを試みている。補正磁極を用いた集束力補正効果を定量的に評価するために補正磁極の形状を変更しベータトロンチューンの計算を行った。また、電磁石に補正磁極を適用し得られる磁場補正量の計算値について、電磁石を構成する磁性体の磁気特性の影響の評価を行った。本発表では補正磁極の形状が集束力に与える影響など、集束力補正機構の性能評価の結果を報告する。

参考文献

[1] 上田光貴 : ”150 MeV FFAG 加速器における集束力補正手法の開発” (九州大学工学府エネルギー量子工学専攻, 修士論文, 2017).

---

*Yuhi Waga[1], Nobuo Ikeda[1], Hidehiko Arima[1], Yujiro Yonemura[1], Mitsutaka Ueda[1], Kyosuke Adachi[1], Hiromi Matsuura[1], Yoshiharu Mori[2]

[1]Kyushu Univ., [2]KURNS.

レーザー誘電体電子加速システムの基本設計のためのシミュレーションの研究

Simulation Study for Basic Design of Dielectric Laser Electron Accelerator

*高橋 徹[1], 上坂 充[1], 小山 和義[1], 吉田 光宏[2], 陳 昭福[1]

[1]東京大学, [2]高エネルギー加速器研究機構

荷電粒子を加速させる線形加速器について、近年では 1GV/m オーダーの加速勾配を実現し装置の小型化が期待される誘電体加速器（=DLA）が注目を浴びているが現時点で全体の構造設計には至っていない。本研究では DLA について電子軌道シミュレーションにより加速器全体の構造を設計した。

キーワード： レーザー駆動誘電体加速器、DLA、高強度レーザー、ライナック、電子ビーム、CST、PIC 法

1. 緒言

レーザー駆動誘電体加速器（DLA＝Dielectric Laser Accelerator）では加速管を金属に比べより高い破壊閾値を持つ誘電体にすることで、GV/m オーダーの加速勾配が実現可能である。本研究室では小型の加速器を用いてビーム径マイクロオーダーの粒子線を細胞の核に照射し、その応答をリアルタイムでモニタリングするシステムを開発し、放射線生物学への寄与を目指している。

2. 研究結果

本研究で想定する DLA における加速管は、溶融シリカ（屈折率 1.44）製の格子構造である。その両側に高強度の超短パルスレーザを打ち込むことで近接場を生成し電子を加速させる。加速電場の計算を CST (Computer Simulation Technology) を用いて行い、実際の軌道シミュレーションは 1 次元 PIC (Particle in Cell) 法を用いた。

50keV 等の低エネルギー領域では加速勾配が低下する。よって入射電子は高エネルギーほど望ましい。電子の初期エネルギーを 200keV と設定しレーザーの強度を時間空間ともにガウス分布と仮定した際の全体長さを計算した。パルス時間幅 50ps、照射領域9.99mm × 0.006mm（いずれも FWHM）のレーザーを想定すると最終エネルギー1.01MeV、加速距離は約 11mm となった。（図 1 ）

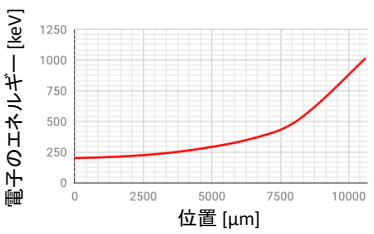


図 1　全体構造における電子の位置とエネルギー分布

初期エネルギー200keV、最終エネルギー1.01MeV 加速距離：11mm

3. 結論と今後の課題

卓上スケールで小型化可能な電子加速器である DLA について、その加速電子の軌道シミュレーションを行い、全体構造を設計した。電子の初期エネルギー200keV で 1.01MeV まで加速され、加速距離は約 11mm である。

今後は実際使用する電子バンチの位相推移についてシミュレーションを行いその挙動を考察する。今回は電子がレーザー加速位相から遅れることを前提とした加速管設計とシミュレーションを行ったが、極力電子速度と加速位相速度を合わせる設計を検討して、システムの実現に貢献する。

参考文献

[1] 2013 - Peralta et al. - Demonstration of electron acceleration in a laser-driven dielectric microstructure

[2] Zhaofu Chen, “Towards the Dielectric Laser Acceleration of Electrons”

---

*Toru Takahashi[1], Mitsuru Uesaka[1], Kazuyoshi Koyama[1], Mitsuhiro Yoshida[2], Zhaofu Chen[1]

[1]Univ. Tokyo, [2]KEK

超高速電子顕微鏡用 1.4 セル高周波電子銃の製作

1.4-cell RF Gun for Ultrafast Electron Microscopy

*楊 金峰[1]，吉田 陽一[1]，高富 俊和[2]，福田 将文[2]，浦川 順治[2]
[1]阪大産研，[2]高エネ研

超高速電子顕微鏡を実現するために、低エネルギー分散、低エミッタンスの超短パルス電子線が必要不可欠である。我々は従来 1.6 セル高周波（RF）電子銃の製作及びビーム発生の経験を活用し、新たな高輝度電子源として 1.4 セル RF 電子銃を開発した。

キーワード：電子顕微鏡，RF 電子銃，フェムト秒電子線パルス

1. 緒言

ビームエネルギーが高く、規格化エミッタンスが低い特徴を持つ 1.6 セル RF 電子銃が、FEL とレーザーコンプトンの加速器研究分野や、パルスラジオリシスと電子線回折等の応用分野に幅広く利用されている。しかし、1.6 セル RF 電子銃では、低エミッタンスビームを得るために、θ=30 ° という低加速位相での運転をしなければならない。この条件の下では、カソードでの加速に使われている実効的な電場強度が $E_0 \sin\theta = 1/2 E_0$ となり、フェムト秒超短パルス発生の場合に空間電荷効果によるパルス幅、エネルギー幅とエミッタンスの増大がより顕著となる問題を生じる。そこで、我々は高い加速位相の条件下でも低エミッタンスかつ短パルスの電子ビーム発生を可能にする 1.4 セル RF 電子銃を新たに設計し、製作を試みた。

2. 新たな 1.4 セル RF 電子銃の設計と製作

図に、本研究で設計・製作した 1.4 セル S バンドフォトカソード RF 電子銃の断面図､完成写真と GPT シミュレーション結果を示す。ハーフセルの長さは 0.4λとなっている。また、楕円形状のアイリスと丸形の空洞を採用することにより、空洞内の表面電界強度を低減でき、超高速電子顕微鏡の 1kHz 高繰り返しフェムト秒パルス電子源の実現に貢献する。アイリスの直径を 27 ㎜に大きく、厚さを 18 ㎜に薄くして Q 値が 11,200 まで向上できた。これによりπモードと 0 モードの共振周波数の差を 14.9MHz に広げることができ、加速位相によるエミッタンスの変化が少なく、パルス内のエネルギー分散が低くなり、projected emittance の改善にも期待される。GPT シミュレーションでは、加速エネルギーが少し低いが、1.4 セル RF 電子銃では高い加速位相(θ=75 °)の下、同等性能（エネルギー分散とエミッタンス）を有する電子線パルスの発生が可能であることを確認できた。

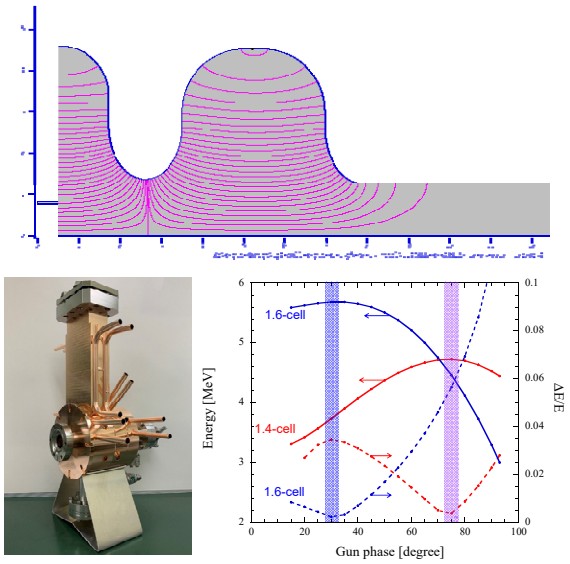


図: 1.4 セル RF 電子銃の断面図、完成写真とシミュレーション結果。

*Jinfeng Yang[1], Yoichi Yoshida[1], Toshikazu Takatomi[2], Masafumi Fukuda[2], and Jyunji Urakawa[2]
[1]ISIR, [2]KEK.

コヒーレント遷移放射の位置・時間分解計測

Measurement of coherent transition radiation with spatial and temporal resolution

*菅 晃一，神戸 正雄，近藤 孝文，楊 金峰，吉田 陽一

阪大産研

超短パルス高エネルギー電子ビームは、光源開発や時間分解分光等の応用のために必要とされている。本研究では、光電導アンテナを用いた、電子ビーム（35 MeV）のコヒーレント遷移放射（CTR）のテラヘルツ電場の位置・時間分解計測について報告する。アンテナを移動させることにより空間分解し、アンテナへ照射するレーザーを適宜時間遅延することにより時間分解計測した実験結果の詳細について報告する。

キーワード： 電子ビーム，テラヘルツ波

フェムト秒・ピコ秒領域のパルス幅を有する電子ビーム[1]は、加速器物理、物理化学の研究に応用されている。同時に、そのような超短パルス電子ビームは、1 ps の逆数が 1 THz に相当するため、テラヘルツ領域（波長~300 μm）の電磁波研究[2,3]にも利用されている。これまでに、フェムト秒電子ビームにより発生させたコヒーレント遷移放射（CTR, coherent transition radiation）のテラヘルツ波をマイケルソン干渉計により測定してきた[4]。しかし、マイケルソン干渉計により得られるテラヘルツ波（電子ビーム）の情報は周波数領域の情報に基づいている。一方、時間領域の測定手法として、電気光学サンプリング[1]や光電導アンテナ（PCA, photoconductive antenna）[4]が挙げられる。そこで、本研究では、パルス電子ビーム（35 MeV、<1 nC）の CTR について、PCA を移動させることにより空間分解し、駆動レーザーを時間遅延することにより時間分解し、テラヘルツ電場分布の計測を行った。

図 1 に本研究の測定光学系を示す。まず、電子ビームとアルミ平面鏡 M を用いて CTR のテラヘルツ波を発生した。非軸放物面鏡 OAP により PCA（実効焦点距離、f : 76 mm）にテラヘルツ波を導いた。x 軸方向に PCA を移動させ、空間分解を行った。同時に、PCA のテラヘルツ波入射の反対の電極側に、適宜時間遅延したフェムト秒レーザーを入射し、時間分解計測が可能となった。本報告では、PCA[4]はラジアル偏光特性を有し、M～OAP 間および OAP～PCA 間を $2f$ となるように結像光学系とした測定結果について報告する。

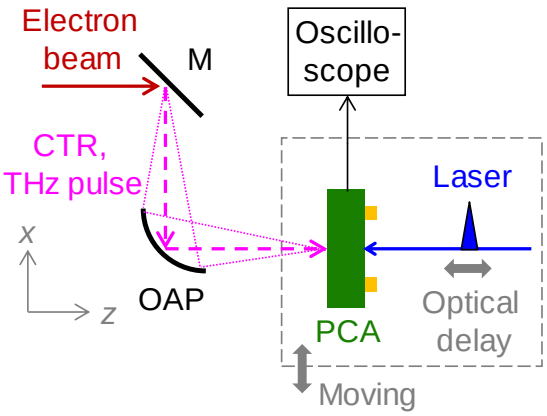


図 1. 測定光学系

参考文献

[1] G. Berden et al., Phys. Rev. Lett. 99, 164801 (2007). [2] K. Kan et al., Appl. Phys. Lett. 99, 231503 (2011). [3] I. Nozawa, K. Kan et al., Phys. Rev. ST Accel. Beams 17, 072803 (2014). [4] K. Kan et al., Appl. Phys. Lett. 102, 221118 (2013).

*Koichi Kan, Masao Gohdo, Takafumi Kondoh, Jinfeng Yang, Y. Yoshida

ISIR, Osaka Univ.

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 203-4 Synchrotron Orbital Radiation, Laser

[1G12-14] Synchrotron Radiation, Laser, Gamma Ray

Chair:Jinfeng Yang(Osaka Univ.)

Wed. Mar 20, 2019 3:55 PM - 4:45 PM Room G (Common Education Bildg. 2 2F No.26)

[1G12] Development of a high-repetition-rate attosecond pulse source based on a free-electron laser

*Ryoichi Hajima[1], Ryoji Nagai[1], Keigo Kawase[1], Hideaki Ohgaki[2], Heishun Zen[2], Yasushi Hayakawa[3], Takeshi Sakai[3], Yoske Sumitomo[3], Miho Shimada[4], Tsukasa Miyajima[4] (1. QST, 2. Kyoto U., 3. Nihon U., 4. KEK)

3:55 PM - 4:10 PM

[1G13] Proposal of laser Compton scattering gamma-ray beam line for the next generation synchrotron radiation facility

*Hayakawa Takehito[1], Keigo Kawase[1], Toshiyuki Shizuma[1], Ryoji Nagai[1], Masaru Sawamura[1], Mamoru Fujiwara[1], Ryoichi Hajima[1] (1. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

4:10 PM - 4:25 PM

[1G14] Cesium removal and XAFS analysis from Fukushima weathered biotite using molten salt electrochemistry

*Mitsunori Honda[1], Takuya Goto[2], Yoshihide Sakanaka[2], Tsuyoshi Yaita[1], Shinichi Suzuki[1] (1. JAEA, 2. Doshisha Univ.)

4:25 PM - 4:40 PM

©Atomic Energy Society of Japan

自由電子レーザーで駆動する高繰り返しアト秒光源の開発

Development of a high-repetition-rate attosecond pulse source based on a free-electron laser

*羽島良一[1]，永井良治[1]，川瀬啓悟[1]，大垣英明[2]，全 炳俊[2]，
早川恭史[3]，境 武志[3]，住友洋介[3]，島田美帆[4]，宮島 司[4]
[1]量研，[2]京大，[3]日大，[4]高エネ機構

波長可変かつ高平均出力が可能な自由電子レーザー（FEL）で中赤外のレーザー発振を行い、これを高次高調波発生(HHG)に利用すれば、1 keV 以上のアト秒 X 線を MHz の繰り返しで生成できる。われわれは、FEL-HHG の実現に必要な基礎基盤技術の研究を今年度より開始した。本講演では、研究計画の概要を報告する。

キーワード：自由電子レーザー、高次高調波発生、アト秒、X 線

1. 緒言

高次高調波（HHG）によるアト秒の極短パルス生成は、これまで、固体レーザーを用いた研究が行われてきたが、高次高調波の短波長化（水の窓～軟 X 線～硬 X 線）、高繰り返し化（kHz ～ MHz）といった要求に対して、固体レーザーの原理的な限界が制約となっている。自由電子レーザー（FEL）は、波長可変、高平均出力が可能であり、1 keV 以上の HHG に適した中赤外のレーザーパルスを MHz の高い繰り返しで作ることができるため、既存の固体レーザーベースの HHG を補完する技術となり得る[1]。われわれは、既設の FEL 装置を利用し、中赤外の波長領域で数サイクルパルスの生成とこれを利用した HHG を行い、高繰り返し極短パルス光源（10MHz 以上）の実現に必要な基礎基盤技術の研究を今年度より開始した。

2. 研究計画

Q-LEAP プログラム（10 年間）の前半では、既存の FEL 施設である KU-FEL（京大）、LEBRA（日大）を利用して、FEL-HHG に必要な要素技術である、(1) 数サイクル FEL パルスの生成、(2) パルスエネルギーの増大、(3)絶対位相の制御手法を確立し、後半で、FEL パルスのガスターゲットへの集光、アト秒 X 線の生成を行う計画である。KU-FEL では、電子バンチ繰り返しの動的変調、光共振器の低損失化などにより、数サイクル発振にてパルスエネルギー増大の限界を見極める。LEBRA では、外部共振器に FEL パルスを蓄積し、パルスエネルギーの増大を試みる。FEL 絶対位相の制御に必要なシード用の中赤外レーザーパルスは、ファイバーレーザー発振器の出力光を非線形結晶で波長変換することで実現を目指す。これらの技術が確立すれば、別途開発を行っている超伝導加速器を用いて、CW で運転する共振器 FEL を構築し、高繰り返しのアト秒 X 線源を実現できる。これに必要な電子ビームエネルギーは 50 MeV 程度であり、GeV 級の XFEL とは異なるアプローチによる先端加速器光源となる。

本研究は、光・量子飛躍フラッグシッププログラム（Q-LEAP）の支援を受けている。

参考文献

[1] R. Hajima and R. Nagai, Phys. Rev. Lett.

---

*Ryoichi Hajima[1], Ryoji Nagai[1], Keigo Kawase[1], Hideaki Ohgaki[2], Heishun Zen[2], Yasushi Hayakawa[3], Takeshi Sakai[3], Yoske Sumitomo[3], Miho Shimada[4], Tsukasa Miyajima[4]
[1]QST, [2]Kyoto Univ. , [3]Nihon Univ. , [4]KEK

次世代放射光施設のレーザーコンプトン散乱ガンマ線ビームラインの提案

Proposal of laser Compton scattering gamma-ray beam line in the next generation of synchrotron radiation facility

*早川 岳人[1]、川瀬 啓悟[1]，静間 俊行[1]、永井　良治[1]、沢村　勝[1]，藤原　守[1]、羽島 良一
[1] QST

現在、日本で計画中の 3GeV 次世代放射光施設において、光子の本質的な研究から、ガンマ線による核物質の非破壊測定技術の研究まで広い分野で研究を行うためのレーザーコンプトン散乱ガンマ線の提案と概要について議論する。

キーワード： ガンマ線、レーザーコンプトン散乱ガンマ線、放射光、核共鳴蛍光散乱

1. 緒言

MeV 領域のレーザーコンプトン散乱（LCS）ガンマ線は、1990 年にデューク大学(米)の自由電子レーザー施設及び、電気技術総合研究所（現在は、産業技術総合研究所）の放射光施設 TERAS に設置されて、この 2 施設が先駆的な役割を果たしてきた。この 2 施設では、MeV 領域の原子核物理学研究の他、核共鳴蛍光散乱による核種（同位体）の非破壊分析や、ガンマ線 CT の基礎研究も行われてきた。これらの目的の一部は、核セキュリティーにおける核物質検知や、保障措置やバックエンドにおける使用済核燃料・溶融燃料等の非破壊分析である。また、2005 年ごろから、SPring-8 内の NewSUBARU 放射光施設（兵庫県立大）でユーザー利用可能な装置が運用され始めた。また、UVSOR-III(分子科学研究所)でも研究が行われている。しかし、産総研のガンマ線施設が東日本大震災以降閉鎖され、現在ユーザー利用可能な主な施設は、世界でデューク大と NewSUBARU の 2 か所のみである。

これまでの先行研究の成果によって、LCS ガンマ線の潜在的な価値が高く評価され、世界的に次世代の LCS ガンマ線装置を建設する機運が高まった。EU では世界最高輝度の LCS ガンマ線装置 ELI-NP-GBS をルーマニアに建設中である（2019 年に稼働予定）。アメリカでは、次世代レーザーコンプトンガンマ線装置の検討が行われている。世界的に次世代の LCS ガンマ線源の開発がすすみ、MeV 以上の領域の光物理学は新しい時代に入ろうとしている。このような中、日本において 3GeV の次世代放射光が計画されており、そのビームラインの一つとして、光の量子力学的な性質の追及及び、光と物質の相互作用を研究するためのレーザーコンプトン散乱ガンマ線ビームラインの建設を提案している。

量子電磁力学において、光子は電磁力を媒介する粒子である。しかし、量子電磁力学では古典電磁気学では発生しない様々な現象を予言しており、その一つが光子と光子の相互作用である。その相互作用は近年になって実験的な検証が可能になってきた。最近、理論的にその現象の一つデルブリュック散乱（光子と仮想光子の散乱現象）を、直線偏光した高輝度ガンマ線で検証可能であることが理論的に予言された[1]。このような光子の本質的な性質の追及から、ガンマ線を用いた核物質の非破壊検知までの広い領域を研究するためのビームラインの建設を提案し、その概要を議論する。

参考文献

[1] J. K. Koga and T. Hayakawa, “Possible Precise Measurement of Delbrück Scattering Using Polarized Photon Beams”, Phys. Rev. Lett. 118, 204801 (2017).

---

*Takehito Hayakawa[1], Keigo Kawase[1], Toshiyuki Shizuma[1], Ryoji Nagai[1], Masaru Sawamura[1], Mamoru Fujiwara[1], RyoichiHajima[1]
[1]QST

溶融塩電気化学法を用いた汚染土壌からのセシウム除去と放射光 XAFS 分析による電解還元効果の解明

Cesium removal and separate from Fukushima weathered biotite using molten salt electrochemistry

*本田 充紀[1], 後藤 琢也[2], 坂中 佳秀[2],鈴木 伸一[1,3], 矢板 毅[1,3]

[1]原子力機構・物質科学研究センター, [2]同志社大学, [3]原子力機構・福島環境安全センター

本研究では、我々は放射能汚染土壌の減容および再利用化へ向け、溶融塩電気化学法用いた汚染土壌からの Cs 除去と電解制御によるエネルギー材料創製技術開発を目的とし、溶融塩電気化学を用いた還元反応について放射光 XAFS 分析により電解還元効果を検討した。それにより土壌中の Fe の還元を明らかにし、生成する結晶も変化することから結晶生成過程を制御できる可能性を示唆した。

キーワード：溶融塩電気化学法，福島風化黒雲母，Cs 除去，分離

1. 緒言

放射性汚染土壌の減容は、環境回復における重要な課題のである。我々は、Cs 吸着能が高い風化黒雲母(WB) [1]と溶融塩の混合加熱による Cs 脱離[2]と、複数種の結晶生成[赤鉄鉱(Fe_2O_3), 方解石($CaCO_3$), 普通輝石($(Ca,Mg,Fe,Al)_2(Si,Al)_2O_6$), 和田石($(Ca,Mg)_6(Al, Fe)_4(Si,Al)O_4)_3O_4Cl_3$)を明らかにした[3]。再生利用促進へ向けてさらなる結晶制御が必要であり本研究では溶融塩電気化学法による土壌からのエネルギー材料創製技術の開発を目的とし、電解還元による構造変化を放射光 XAFS 分析により検討した。

2. 実験

本研究では溶融塩($NaCl-CaCl_2$)電気化学法にて土壌の電解還元を行った。今回-1.4 V の Fe が還元される電位により、700℃・2 時間反応を行った。試料は蛍光 X 線分析(XRF)による組成分析、X 線回折法 (XRD)による結晶構造解析を行った。また X 線吸収分光法(XAFS)(KEK-PF BL27B)から Fe の局所構造解析を行い、電解還元効果を検討した。試料は (a)WB のみ(b) WB+混合塩・700℃および(c) WB+混合塩添加・700℃ / -1.4V についてそれぞれ比較検討した。

3. 結果と考察

XRF 測定にて(a)の Cs 吸着を確認した後(b)および(c)でほぼ 100%の Cs 除去を確認した。XRD 測定では(a)WB と比較し(b)および(c)でそれぞれパターンが異なることを確認した。これは電解還元により Cs 除去後の結晶が異なることを示唆している。そこで放射光 XAFS 分析により Fe の局所構造解析を行った。Fe *K*-edge XAFS 測定結果を図に示す。Fe の pre-edge ピークから(a)WB はブロードなピークを 7110.6 eV に確認した。これは 3 価/2 価混合を意味する。また(b)は 7113.4 eV にピークを確認した。Fe^{3+}は 7113.5 eV であり 3 価であるが (c) 混合塩添加・-1.4V・700℃では 7110.1 eV にピークを確認した。これは(a)よりも 0.5 eV 低エネルギー側にシフトしており、Fe^{2+}の結果と一致しており、2 価であることが分かった。溶融塩電気化学法による電解還元について XAFS により検討した結果 (a)WB 中は 3 価/2 価の混合(b)は 3 価、(c)では 2 価であることを明らかにした。

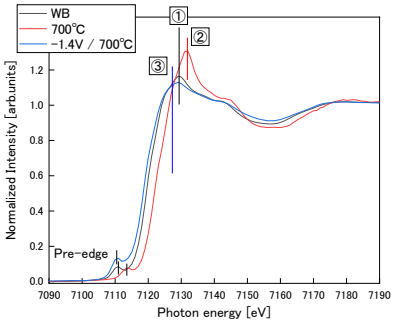


図 (a)WB, (b) 混合塩添加・700℃, (c) 混合塩添加・-1.4V・700℃処理試料についての Fe *K*-edge XAFS スペクトル

参考文献[1]H. Mukai *et al.*,Sci. Rep. (2016) 2–4. [2]M. Honda *et al.*, ACS Omega.2(2017)721-727[3]M. Honda *et al.*, ACS Omega. 2(2017) 8678–8681.

*Mitsunori Honda[1], Takuya Goto[2], Yoshihide Sakanaka, Shinichi Suzuki[1,3] , Tsuyoshi Yaita[1,3],

[1]JAEA, Materials Research Science Center, [2]DoshishaUniversity, [3]JAEA Fukushima Environmental Safety Center.

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

[1H01-04] Dosimetry 1

Chair:Takahashi Fumiaki(JAEA)

Wed. Mar 20, 2019 10:00 AM - 11:10 AM Room H (Common Education Bildg. 2 2F No.27)

[1H01] Estimation of Leakage Dose around Therapy Facilities using Gantry Type Linac by Monte Carlo Method (4)

*Yoshihiro Ogawa[1,3], Kazuyuki Kobayashi[2] （1. Kindai Univesity, 2. Accuray Japan K.K., 3. HATC Ltd.）

10:00 AM - 10:15 AM

[1H02] Doso evaluation technology study using PVA-KI gel dosimeter

*Ryu Shibaoka[1], Yutaro Aoki[1], Glenn Harvel[2], Mitsumasa Taguchi[3], Naotsugu Nagasawa[3], Masanori Hatashita[4], Kyo Kume[4], Toshiharu Sakura[5], Takeyoshi Sunagawa[1] （1. FUKUI Tec of Univ., 2. Univ of Ontario Inst of Tec., 3. Takasaki Advanced Radiation Research Inst., 4. The Wakasa wan Energy Research Center , 5. NUCLEAR TECHNOLOGY Co., Ltd.）

10:15 AM - 10:30 AM

[1H03] Total reflection X-ray fluorescence analysis of acid elution solution of uranium-contaminated debris

*Yukie Izumoto[1], Tsugufumi Matsuyama[1,2], Kota Ishii[1,2], Kodai Takamura[1,2], Hiroki Nagai[3], Yasuhiro Sakai[2], Hiroshi Yoshii[1] （1. QST/NIRS, 2. Toho Univ., 3. OURSTEX Corporation）

10:30 AM - 10:45 AM

[1H04] Total reflection X-ray fluorescence analysis of acid elution solution of uranium-contaminated debris

*Hiroshi Yoshii[1], Yukie Izumoto[1], Tsugufumi Matsuyama[1,2], Kota Ishii[1,2], Yasuhiro Sakai[2] （1. QST, 2. Toho univ.）

10:45 AM - 11:00 AM

©Atomic Energy Society of Japan

モンテカルロ法による
ガントリー型リニアックを用いた治療施設の漏えい線量評価（4）

Estimation of Leakage Dose around Therapy Facilities
using Gantry Type Linac by Monte Calro Method (4)

*小川 喜弘[1,3]，小林 一之[2]
[1]近畿大学，[2]日本アキュレイ株式会社，[3]株式会社 HATC

ガントリー型リニアックの特徴を考慮した漏えい線量評価システムを，PHITS を用いて構築している。加速器ターゲットから放出された放射線が対向板と相互作用し，対向板からの発生放射線情報を用いた回転照射を模擬した放射線情報による施設からの漏えい線量評価について報告する。

キーワード：ガントリー型リニアック，ターゲット，対向板，モンテカルロ法，PHITS，漏えい線量

1. はじめに

図 1 に示すように，電子線加速器ターゲットで発生し MLC から放出される放射線が対向板に照射され，対向板から発生する放射線について既に報告した。ここでは，回転照射を模擬するために対向板の旋回軌道上への配置について検討した結果を述べる。

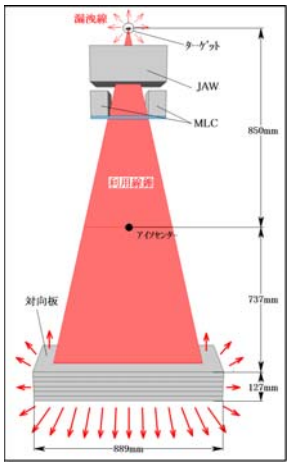


図 1

2. 回転照射時の対向板配置の評価

ガントリー型リニアックの特徴である回転照射を模擬するために，対向板から発生する放射線情報を用いて，図 2 に示すように回転照射時の旋回軌道であるアイソセンターから 86.4 ㎝の位置に対向板を複数（1～360 個）配置し，アイソセンターから 1m の位置での放射線情報を PHITS により計算した。

計算結果の 1 例として，図 3 に対向板を 36，120，360 配置した場合の放射線分布を示す。

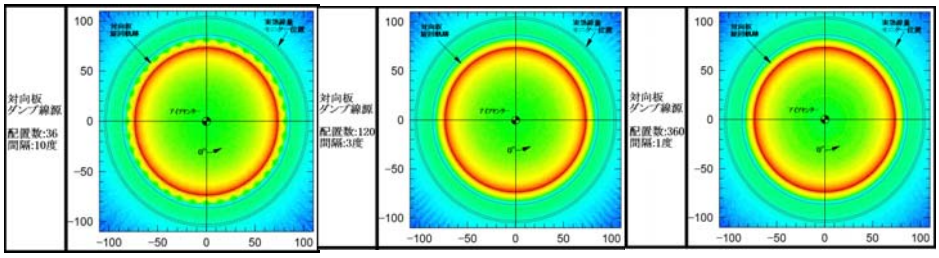


図 3

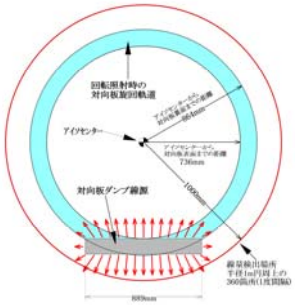


図 2

図 3 からわかるように，対向板配置数を 120 か所（3 度間隔）とすることで，ほぼ一様な円環状放射線源を作成することができた。今後，この円環状放射線源を用いて施設からの漏えい線量計算を進めて行く。

参考文献

[1] 第 55 回アイソトープ・放射線研究発表会　3a-I-08
[2] 日本放射線安全管理学会第 17 回学術大会　2B1-3

*Yoshihiro Ogawa[1,3] and Kazuyuki Kobayashi[2]
[1]Kindai Univ., [2]Accuray Japan　K.K., [3]HATC Ltd.

PVA-KI ゲル線量計を用いた線量評価技術研究②

Dose evaluation technology study using PVA-KI gel dosimeter②

*柴岡 龍[1]、青木 祐太郎[1]、グレン ハーベル[2]、田口 光正[3]、長澤 尚胤[3]、
畑下 昌範[4]、久米 恭[4]、佐倉 俊治[5]、砂川 武義[1]
1.福井工業大学、2.オンタリオ工科大学、3.QST 高崎量子応用研究所、
4.若狭湾エネルギー研究センター、5.株式会社 NUCLEAR TECHNOLOGY

放射線医療で用いる PVA 水溶液と KI を使用した PVA-KI ゲル線量計を開発した。本研究では PVA-KI ゲル線量計の線量評価の為に、昨年の研究で作製した測定システムを改良し、本システムを用いて粒子線照射による線量評価を行った。

キーワード ゲル線量計、放射線治療、放射線可視化技術、色解析

1.緒言 本研究室では、3 次元線量分布を評価するため PVA-KI ゲル線量計を開発した。[1)]昨年の研究において PVA-KI ゲル線量計に特化した有機 EL とカメラを組み合わせた測定システムを開発し、本測定システムを用いて X 線照射されたゲルを RGB 解析した。吸収線量が増大するごとに RGB 値の中で B 値が線形的に減少することを確認した。本測定システムを粒子線照射されたゲルの測定が可能とするように改良し、He イオン、陽子線照射に適用した。

2. He 照射及び陽子線照射の測定 **9**wt%PVA-KI ゲルを矩形セル（60mm×50mm×10mm）に封入し、若狭湾エネルギー研究センターに設置されている多目的シンクロトロン・タンデム加速器を用いて He 照射及び陽子線照射を行った。エネルギーは He 照射が 220MeV、陽子線照射が 200MeV、吸収線量 4Gy～24Gy の領域で照射した。照射後の試料を本研究で作製した測定装置を用いて撮影し、撮影した画像データを本研究室で開発した RGB 解析ソフトで RGB 解析した。

3.結果と考察 Fig.1 に 24GyHe 照射されたゲル画像と B 値の解析結果を示す。図中のグラフの縦軸は RGB の B 値、横軸は距離である。ゲル画像において、赤色への呈色を確認し、1.8cm から 1.9cm にかけて赤色から濃赤色への変化を観察した。ゲルへの He 照射 0cm~4cm の領域の B 値を解析した結果、1.88cm に最小値があり、この部分がブラッグピークに相当すると考える。He 照射の他の吸収線量及び陽子線照射についての測定と解析結果の詳細は講演時に報告する。

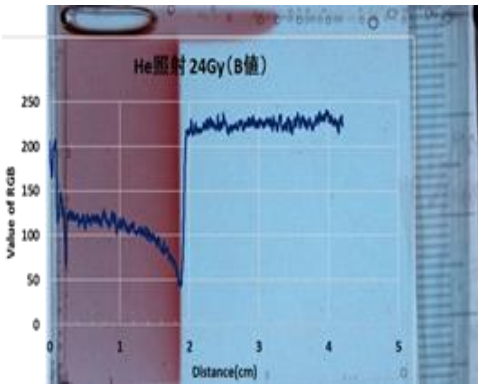


Fig.1 He 照射ゲル画像と B 値の解析結果

参考文献

[1] 砂川ら「PVA-KI 系ゲルインジケータの開発」福井工業大学研究紀要 第 47 号, p.105-110 (2017)

*Ryu Shibaoka[1], Yutaro Aoki[1], Gren Harvel[2], Mitsumasa Taguchi[3], Naotsugu Nagasawa[3],
Masanori Hatashita[4], Kyo Kume[4], Tosiharu Sakura[5] and Takeyoshi Sunagawa[1]
[1]Fukui Univ. of Tech., [2]Univ. of Ontario Inst. of Tech., [3]QST, [4]The Wakasa wan Energy Research Center
[5]Nuclear Technology Inc.

ウラン汚染がれき酸溶出液の全反射蛍光 X 線分析
（1）可搬型装置によるスクリーニング

Total reflection X-ray fluorescence analysis of acid elution solution of uranium-contaminated debris
(1) Screening method by portable device

*伊豆本 幸恵[1], 松山 嗣史[1,2], 石井 康太[1,2], 高村 晃大[1,2], 永井 宏樹[3], 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, [3]アワーズテック株式会社

東京電力福島第一原発の廃炉現場にはウランに汚染された可能性のある瓦礫が存在すると考えられる。全反射蛍光 X 線分析法で瓦礫に付着したウランのスクリーニング法の開発を行ったので報告する。

キーワード：ウラン，ルビジウム，全反射蛍光 X 線分析，スクリーニング

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉現場において、ウランに汚染された可能性のある瓦礫が存在する可能性があるが、ウランは比放射能が低いため、α線計測での汚染評価が困難である。我々は、これまでに全反射蛍光 X 線分析により排水中ウラン濃度を迅速に定量する手法について研究を進めてきた[1-3]。しかし、瓦礫には多くのルビジウムが含まれ、Rb Kα線が U Lα線と分離できずに観測されるため、ウランの定量が困難になる可能性がある。本研究ではウラン濃度に対しルビジウム濃度が高い試料に対して、ルビジウムの影響を受けない U Lβ線でのウラン定量法を検討した。

2. 実験

超純水にウランを含む多元素標準液 XSTC-1407 (SPEX 社) とルビジウム溶液を加え、ウラン 1 ppm 及びルビジウム 0, 0.01, 0.1, 1, 10 ppm を含む溶液をそれぞれ調製した。この溶液 190 µL に内標準元素として 100 ppm のガリウム溶液 10 µL を加え、試料溶液とした。試料溶液 10 µL をガラス基盤に滴下、乾燥し、可搬型全反射蛍光 X 線分析装置 200FAS で測定した。この装置は U Lβ線でのウラン定量を目指し、我々とアワーズテック株式会社が共同で新規開発したものである。X 線管球を銀とし、検出器の検出面積を従来装置よりも大きくすることで、測定誤差を低減し、U Lβ線の信号強度を増大させる工夫を行った。

3. 結果と考察

試料中のルビジウム濃度に対し、U Lα線、Lβ線の相対信号強度 (Ga Kα線信号強度に対する U Lα線または U Lβ線信号強度比) をプロットした。ルビジウム濃度が 1 ppm を下回る場合はピークフィッテングにより Rb Kα線と U Lα線を分離することができたが､ルビジウム濃度が 10 ppm になるとピーク分離ができず、U Lα線信号強度が低く算出された。一方、U Lβ線は U Lα線よりも信号強度は低いものの、ルビジウム濃度を変化させてもほぼ同じ信号強度を示した。この結果から、試料中にウランとウランの 10 倍の濃度のルビジウムが共存する場合は、U Lβ線信号強度を基にウランを定量することが有用であることが示された。

4. 謝辞

本研究は、原子力規制委員会原子力規制庁「平成 30 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] T. Matsuyama, et.al,: J. Nucl. Sci. Technol., 54(2017), 940.
[2] T. Matsuyama, et.al,: Spectrochim acta B, 149(2018), 35.
[3] H. Yoshii, et.al,; Spectrochim acta B, 148(2018), 183.

---

*Yukie Izumoto[1], Tsugufumi Matsuyama[1,2], Kota Ishii[1,2], Koudai Takamura[1,2], Hiroki Nagai[3], Yasuhiro Sakai[2] and Hiroshi Yoshii[1]
[1]QST, [2] Toho Univ., [3]Ourstex Co., Ltd.

ウラン汚染がれき酸溶出液の全反射蛍光 X 線分析
（2）試料の前処理と卓上型装置による分析

X-ray fluorescence analysis of uranium in acid elution solution model of soil Total reflection X-ray fluorescence analysis of acid elution solution of uranium-contaminated debris
(2) Pretreatment of sample and analysis by desktop device

*吉井 裕[1]，伊豆本 幸恵[1]，松山 嗣史[1,2]，石井 康太[1,2]，酒井 康弘[2]
[1]量研・放医研，[2]東邦大学

本研究では、ウランに汚染された瓦礫を模擬した試料を作成し、そこからウランを含む成分を酸溶出させ、固相抽出法によりウランを抽出してから卓上型全反射蛍光 X 線分析装置で分析を行うスキームを構築した。
キーワード：ウラン、全反射蛍光 X 線分析、固相抽出

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所の廃炉現場で発見される可能性のある瓦礫について、その表面のウラン汚染を定量することは容易ではない。これは、ウランの比放射能が極めて低いためである。我々は、これまでに全反射蛍光 X 線分析により排水中ウラン濃度を定量する手法について研究を進めてきた[1-3]。本研究では、これを応用して、瓦礫表面のウランを含む成分を酸で溶出させたのちに固相抽出法でウランを抽出し全反射蛍光 X 線分析法で定量するための手法を開発した。

2. 実験

土壌とコンクリートの乾燥粉砕混合物 (混合比 1:1) 5g に 0, 0.4, 2, 4, 8 μg/mL のウラン溶液をそれぞれ 5 mL 滴下して乾燥させることで、汚染瓦礫表面を削り取ったものを模した試料を作製した。これを 20 mL の 4M 硝酸 (多摩化学工業製濃硝酸から調整) 中で 30 分間振とうして成分を溶出させた。0.45 μm 径および 0.1 μm 径のメンブレンフィルター (Merck) で二段階ろ過したのち、UTEVA レジン(Eichrom)を用いてウランを抽出した。この試料溶液 190 μL に内標準元素として 100 μg/g Ga 標準液 (富士フィルム和光純薬) を加え、そこから 10 μL をスライドガラスに滴下して、卓上型全反射蛍光 X 線分析装置 NANOHUNTER-II (リガク) で分析した。

3. 結論と考察

20 mL の 4M 硝酸で溶出した試料中のウラン濃度は、それぞれ 0, 0.1, 0.5, 1, 2 μg/mL になっているはずである。ところが、定量値はこれらの値よりも平均 0.145 μg/mL ほど高い値となった。これは、もともと土壌やコンクリートに含まれていたウランが溶出されたことによるものと思われる。汚染検査という観点から言えばこの手法で保守的な評価を与えることに成功したことになる。

4. 謝辞

本研究は、原子力規制委員会原子力規制庁「平成 30 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。

[1] T. Matsuyama, et.al,: J. Nucl. Sci. Technol., 54(2017), 940.
[2] T. Matsuyama, et.al,: Spectrochim acta B, 149(2018), 35.
[3] H. Yoshii, et.al,; Spectrochim acta B, 148(2018), 183.

* Hiroshi Yoshii[1], Yukie Izumoto[1], Tsugufumi Matsuyama[1,2], Kota Ishii[1,2],and Yasuhiro Sakai[2]
[1]QST, [2] Toho Univ.

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

[1H05-07] Dosimetry 2

Chair:Hirokazu Miyatake(MRI)

Wed. Mar 20, 2019 11:10 AM - 12:00 PM Room H (Common Education Bildg. 2 2F No.27)

[1H05] Method for estimating of release rate of radionuclides in nuclear accident from radiation data on the sea

*Shusuke Umekawa[1], Ryota Adachi[1], Masato Kanasaki[1], Mizuo Kajino[2], Keiji Oda[1] (1. Graduate School of Maritime Sciences, Kobe University, 2. Meteorological research Institute)

11:10 AM - 11:25 AM

[1H06] Speedy measurement of tritium in seawater

*Shunta Homma[1], Genta Kikuchi[1], Yuji Torikai[1] (1. Ibaraki Univ.)

11:25 AM - 11:40 AM

[1H07] Evaluation of a Gamma-ray Flash coinciding with a Lightning Discharge during Winter Thunderstorms

*Yuuki Wada[1,2], Teruaki Enoto[3], Kazuhiro Nakazawa[4], Yoshihiro Furuta[5], Takayuki Yuasa, Yoshitaka Nakamura[6], Takeshi Morimoto[7], Takahiro Matsumoto[1], Kazuo Makishima[1,2], Harufumi Tsuchiya[5] (1. Graduate School of Science, The University of Tokyo, 2. RIKEN, 3. Kyoto University, 4. Nagoya University, 5. JAEA, 6. Kobe City College of Technology, 7. Kindai University)

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

原発事故時における海上モニタリングデータを用いた放射性核種放出率推定手法の提案

Method for estimating of release rate of radionuclides in nuclear accident from radiation data on the sea

*梅川 修輔[1]，足立 遼太[1]，金崎 真聡[1]，梶野 瑞王[2]，小田 啓二[1]

[1]神戸大学大学院　海事科学研究科，[2]気象庁気象研究所　環境・応用気象研究所

原子力発電所が発災した場合、あらかじめ海上に設置していた放射線計測機器による観測データから放射性物質の放出率を迅速に逆推定する手法の確立を目指している。

キーワード：移流拡散モデル，海上放射線観測，アンフォールディング法

1. はじめに

原発事故時、迅速かつ正確な初期ソースタームの推定を実現させることで広域にわたる放射能分布の予測に利用することができる。過去の発表では移流拡散モデルと気象データを利用し、放射性物質の挙動をシミュレーションすることで線量評価を行ってきた。本研究では、この逆の過程により線量率観測データから放出率を推定することができるのではないかと考えた。そこで地形的な影響を受けず、任意の地点に設置することができるという利点から海上での放射線計測を想定し、観測データおよびシミュレーション結果から放出率を逆推定する手法の確立を目的とする。

2. 計算方法・結果

時刻 t に放出された放射性核種の放出率を S(t)、i 番目の地点で観測された放射能の時間変化を$A_i(t)$とすると、$A_i(t) = \int F_i(t,\tau)S(t)d\tau$と表すことができる。ここでレスポンス関数$F_i(t,\tau)$は時刻 t に放出され、気象条件により移流拡散され、遅れ時間τで観測点に沈着する割合を表す。本研究では、移流拡散モデル LM[1]を用いてレスポンス関数(F)を定める。また被積分関数(S)を求めるために放射線計測分野でも利用されているアンフォールディング法を適用し精度の高い推定を試みた。

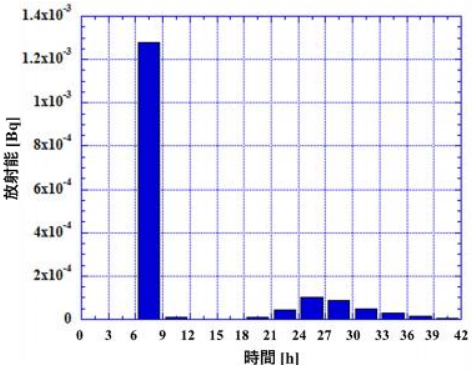


図 1. 観測点①におけるレスポンス関数

御坊火力発電所(東経 135.153°,北緯 33.86°)を原子力発電所とみなし、2017 年 10 月 6 日 09:00~10 月 8 日 03:00 の 42 時間一定の放出率で放射性核種を放出したと仮定した。①東経 134.5-134.625°、北緯 33.5-33.6°、②東経 135.125-135.25°、北緯 33.7-33.8°の 2 地点における計算を行った。レスポンス関数の一例を図 1 に示す。また、観測点①から推定される放出率及び観測点①と②を組み合わせた放出率を図 2 に示す。①では放出率が規格化されているにもかかわらず解にばらつきが生じている。①と②の 2 つのデータを組み合わせることで、放出率推定の精度が上がることが確認された。今後は適切な地点数でレスポンス関数が大きく異なる観測点について検討していく予定である。

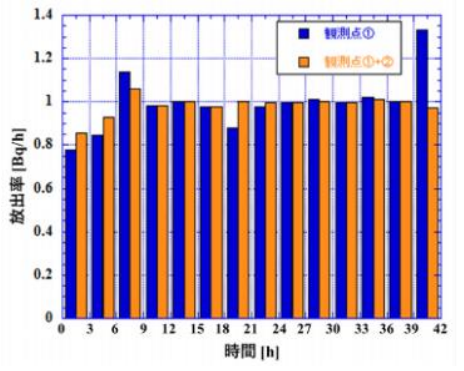


図 2. データ数による放出率推定精度の比較

参考文献　[1] Kajino et al., Atmos. Chem. Phys.,16(2016)13149

*Shusuke Umekawa[1], Ryota Adashi[1], Masato Kanasaki[1], Mizuo Kajino[2] and Keiji Oda[1]

[1] Graduate School of Maritime Sciences, Kobe University, [2]Meteorological research Institute

海水中トリチウム測定法の迅速化に向けた研究

Speedy measurement of tritium in seawater

*本間 駿太[1]，菊地 紘太[1]，鳥養 祐二[1]
[1]茨城大学

福島第一原子力発電所事故で発生したトリチウム水の処分を見据え、モニタリングのための迅速かつ正確な海水中トリチウム分析法の開発を行うことを目標に、分析に影響する因子と対策について研究した。その結果、海水は蒸留せずに液体シンチレーション法で分析可能であった。

キーワード：トリチウム，福島第一原子力発電所事故

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トリチウム（^{3}H）を含む水の処分の際は、公衆の安全を担保するため周辺地域において継続的にモニタリングを行う必要がある。現状の ^{3}H 分析法は煩雑な操作と多大な時間を要するため、このモニタリングには対応できないことが予想される。

そこで本研究では、濃度 10 Bq/L を目標値とし、^{3}H の迅速かつ正確な分析法を開発するため、試料調製時の諸条件や試料水中の塩分による測定への影響について検討した。

2. 実験

本研究では ^{3}H 源として市販の重水中に含まれる ^{3}H を使用した。^{3}H 濃度約 1000 Bq/L の重水を模擬海水および海水で 10~100 倍に希釈して使用した。本実験に使用した海水は茨城県大洗町で採取した。^{3}H の分析には ParkinElmer 社製液体シンチレーションカウンターTri-Carb 3110TR を、液体シンチレータ（LS）は ParkinElmer 社製 UltimaGold LLT を用いた。

3. 結果・考察

模擬海水は塩濃度 3.5 wt%までであれば蒸留せずに ^{3}H 濃度分析が可能であった。重水を塩濃度 2.8 wt%の海水で希釈し、蒸留せず測定した場合の ^{3}H 濃度の実測値および希釈倍率に基づく計算値の関係を図 1 に示す。実測値は計算値とよく一致しており、この結果から、海水中の 10 Bq/L 程度の ^{3}H（重水 100 倍希釈）が蒸留せず分析可能であることが分かった。

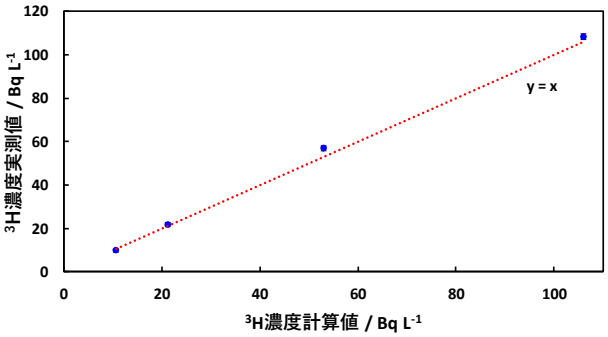


図 1 ^{3}H 濃度の計算値および実測値（蒸留なし）
赤線は実測値＝計算値を示す。

一方で蒸留を行った場合、同位体効果によると考えられる試料水中 ^{3}H 濃度の低下が確認された。したがって、モニタリングでは海水は 10 Bq/L 程度の濃度であれば特別な処理をせず測定を行うべきである。

なお、LS に光を照射すると長時間にわたって偽計数が生じ正の誤差を与えることが分かった。この高い偽計数が「^{3}H 濃度の異常」との誤解をまねく恐れがあるため、試料の管理には注意を要する。

参考文献

[1] 文部科学省，放射能測定法シリーズ 9 トリチウム分析法, 2002 年

*Shunta Homma[1], Genta Kikuchi[1] and Yuji Torikai[1]
[1]Ibaraki Univ.

冬季の雷放電と同期したガンマ線フラッシュの定量評価

Evaluation of a Gamma-ray Flash coinciding with a Lightning Discharge during Winter Thunderstorms

*和田有希[1,2], 榎戸輝揚[3], 中澤知洋[4], 古田禄大[5], 湯浅孝行,
中村佳敬[6], 森本健志[7], 松元崇弘[1], 牧島一夫[1,2], 土屋晴文[5]
[1]東大理, [2]理研, [3]京大理, [4]名大理, [5]原子力機構, [6]神戸高専, [7]近大理工

衛星観測、および地上の放射線測定によって、雷放電に同期したミリ秒の「地球ガンマ線フラッシュ」が検出されている。原子力発電所のモニタリングポストも、北陸の冬季雷における放電に同期した線量の増加を検出している。我々は 2017 年 11 月に柏崎刈羽原子力発電所で観測された電離箱検出器の線量増加を解析し、我々の独自の検出器とモンテカルロ・シミュレーションを組み合わせることで、線量増加が地球ガンマ線フラッシュに由来するものであることを確認した。

キーワード：モニタリングポスト, 雷放電, ガンマ線フラッシュ

1980 年代より雷活動に伴う放射線量の増大が観測されている。地球ガンマ線フラッシュ (Terrestrial Gamma-ray Flash: TGF) は雷放電に同期したミリ秒の高エネルギー現象で、ガンマ線天文衛星によって頻繁に検出されている[1]。一方で、我々は北陸地方で発生する冬季雷に由来した高エネルギー現象の地上観測を行っている[2]。2017 年 2 月には柏崎刈羽原発にて、地上方向に放出された TGF が大気中での光核反応 ($^{14}N+\gamma \rightarrow {}^{13}N+n$ など) を誘発したことを観測した[3]。

日本海沿岸部に建設された原子力施設のモニタリングポストでも、冬季雷・雷雲に伴う線量増加が観測されている[4]。このうち放電に同期する増光では、NaI 検出器に比べて電離箱のみが大きな線量増加を示す事例が報告されており、高線量による NaI 検出器での数え落としが指摘されている[5,6]。本研究では電離箱での線量増加が TGF に由来するという仮説をたて、他の TGF 観測との比較を行った。

2017 年 11 月 24 日には、柏崎刈羽原発に我々が設置した放射線検出器が、TGF による飽和した信号と、光核反応によって生成された中性子に由来するガンマ線を検出した。同時刻に落雷が発生したことは、富山県入善町に設置した広帯域長波受信機とフランクリンジャパン社の JLDN によって確認された。この時刻帯には東京電力が柏崎刈羽原発内で運用する 9 箇所のモニタリングポストすべてで線量増加を捉えており、30 秒線量率から計算した増加線量は電離箱で最大 1.4 μGy、IC 検出器で 1.6×10^{-4} μGy であった。

モンテカルロ・シミュレーションにより、TGF で発生する電子とその制動放射の大気伝搬を計算して電離箱の観測結果と比較したところ、TGF によって 10^{18}–10^{19} 個の電子 (>1 MeV) が発生したと解釈できた。ガンマ線衛星で観測される TGF では 10^{16}–10^{19} 個の電子が発生すると推定されており[7]、今回の結果と整合する。このことから電離箱のみの増加は瞬間的でフラックスの大きい TGF に由来し、また冬季雷において地上方向へ放出される TGF は、宇宙観測で検出されるものと同様の規模を有することが明らかとなった。

参考文献

[1] Fishman et al., *Science*, 264, 1313 (1994)
[2] Tsuchiya et al., *Phys. Rev. Lett.*, 99, 165002, (2007)
[3] Enoto et al., *Nature*, 551, 481 (2017)
[4] Torii et al., *J. Geophys. Res.*, 107, 4324 (2002)
[5] 山崎ほか, 新潟県保健環境科学研究所年報, 第 17 巻, 94 (2002)
[6] 生田ほか, 放射能分析確認調査技術検討会 抄録集, 133 (2010)
[7] Mailyan et al., *J. Geophys. Res: Space Physics*, 121, 11, 346 (2016)

*Y. Wada[1,2], T. Enoto[3], K. Nakazawa[4], Y. Furuta[5], T. Yuasa, Y. Nakamura[6], T. Morimoto[7], T. Matsumoto[1], K. Makishima[1,2], H. Tsuchiya[5]
[1]U. Tokyo, [2]RIKEN, [3]Kyoto U., [4]Nagoya U., [5]JAEA, [6]KCCT, [7] Kindai U.

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

[1H08-12] Environmental Safety Assessment 1

Chair:Yukiko Furuhashi(TEPCO HD)

Wed. Mar 20, 2019 2:45 PM - 4:10 PM Room H (Common Education Bildg. 2 2F No.27)

[1H08] Performance examination of atmospheric dispersion models using nuclear accident environmental data

*Shinichiro Adachi[1] (1. Nagoya University)

2:45 PM - 3:00 PM

[1H09] Performance examination of atmospheric dispersion models using nuclear accident environmental data

*Hiromi Yamazawa[1], Yousuke Sato[1], Jun Moriizumi[1] (1. Nagoya University)

3:00 PM - 3:15 PM

[1H10] Performance examination of atmospheric dispersion models using nuclear accident environmental data

*Tomoyuki Mori[1], Yousuke Sato[1], Jun Moriizumi[1], Hiromi Yamazawa[1] (1. Nagoya Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM

[1H11] Temporal variation of atmospheric radioactive cesium and the variation trend

*tomohisa abe[1], Kazuya Yoshimura[1], Yukihisa Sanada[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

原子力事故環境データを用いた大気拡散モデルの性能評価

(1)首都圏でのプルーム 2 の再現性

Performance examination of atmospheric dispersion models using nuclear accident environmental data

(1) Performance for plume2 in the Tokyo Metropolitan Area

*足立振一郎[1], 浅野大将[1], 佐藤 陽祐[1], 森泉純[1], 山澤 弘実[1]

[1]名大院工

12 個の大気拡散モデルの計算結果の相互比較と首都圏での実測濃度との比較によって、降水が少ない状況下での計算結果を統計指標と空間分の両面で評価し、両者の関係を検討した。

キーワード：モデル間相互比較、大気拡散モデル、セシウム 137

1. 諸言　　本研究では、国内外 12 個の先端的な大気拡散モデルの 1 F 事故対象の計算結果の相互比較及び実測値との比較により、モデルの持つ不確かさの特徴を明らかにすること及びモデル評価に適した指標を検討することを目的とする。本報告では、2011 年 3 月 15 日に降水量が少ない状況下で首都圏に達したプルーム（P2）を対象とした解析結果を報告する。

2. 方法　　日本国内外の大気拡散モデル開発機関の 12 モデルについて、放出率、格子間隔及び気象場を統一した 1 F 事故プルーム Cs-137 大気中濃度計算結果について解析を行った。計算対象は中部、関東、東北地方を含む範囲で、格子間隔は標準的に 3km としたが、座標系の関係で各モデル厳密に同一でなく、比較作業用の 3km 格子に再配置した。入力気象場は共通に気象庁気象研究所の解析データとし、5 モデルはそのまま拡散計算に用い、7 モデルは独自の気象モデルを介して拡散計算を行った。3 モデルはラグランジュ（L）型、9 モデルはオイラー（E）型である。鉛直格子は各モデル独自であるが、何れも大気境界層が複数層で表現されている。比較対象の実測値は、関東地方の大気環境局 SPM ろ紙分析結果の地上濃度(SPM 濃度)とした。本研究では、プルーム 2 が首都圏に到達した 3 月 15 日午前 9 時を対象とし、SPM 濃度を基準とした異なる大気中濃度閾値による統計指標を用いてモデルの性能評価を行った。また、プルームを横断する方向での濃度分布を実測と比較することでモデルのプルーム幅とプルーム位置を評価した。

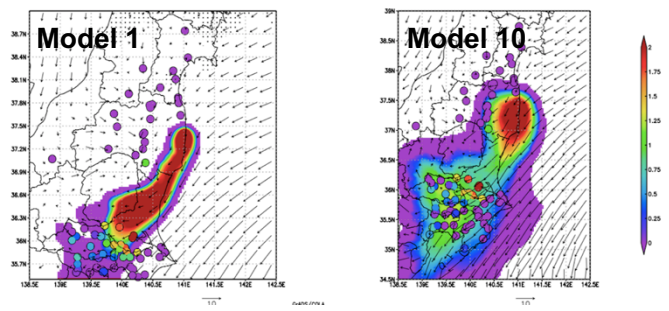


図 プルーム幅、位置の実測との差異が小さいモデル（左）と大きいモデル（右）の ^{137}Cs 地上濃度計算結果例。丸印は実測値。(2011/3/15 09JST)

3. 結果　　統計量を用いた評価の結果、多くのモデルが 1 Bqm^{-3} の低い閾値では良好な再現性を示しが、10 Bqm^{-3} 以上の濃度を再現したモデルは少なかった。プルーム幅と位置を評価した結果、すべてのモデルが実測と比較してプルーム幅を過大評価しており、プルーム位置は実測よりも北西側に分布する傾向が示された。今後はプルームの再現性をより詳細に評価するため、上記の評価手法を複合させた新たな評価軸を設定する必要がある。

*Shinichiro Adachi[1],Hiromasa Asano[1],Yousuke Sato[1], Jun Moriizumi[1],Hiromi Yamazawa[1]

[1]Nagoya Univ. 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。

原子力事故環境データを用いた大気拡散モデルの性能評価
(2)茨城県中央部でのプルーム 4 の再現性

Performance examination of atmospheric dispersion models using nuclear accident environmental data

(2) Performance for Plume 4 at the central part of Ibaraki Prefecture

*山澤 弘実[1]，佐藤 陽祐[1]，森泉純[1]

[1]名大院工

12 個の大気拡散モデルの計算結果の相互比較と実測値との比較によって、降水が有る状況下でのプルームに関するモデル計算結果を評価し、沈着計算に大きなモデル間差異があることが示された。

キーワード：大気拡散モデル、不確かさ、大気中濃度、放射性プルーム、性能評価、湿性沈着

1. 諸言　放射性物質大気中濃度及び沈着量の大気拡散モデルによる計算結果に含まれる不確かさは、モデルの原子力環境影響評価への利用範囲を制約する。本研究では、12 個の先端的な大気拡散モデルの１F 事故対象の計算結果の相互比較及び実測値との比較により、モデルの持つ不確かさの特徴を明らかにすることを目的とする。本報告では、2011 年 3 月 16 日に降水が有る状況下で関東地方に達したプルーム（P4）についての解析結果を報告する。

2. 方法　日本国内外の 12 の大気拡散モデルの P4 に対する Cs-137 濃度計算結果について、放出点から約 120km 風下の茨城県中央部に設定した着目域（ROI1）への到達時刻、最大濃度の時間変化等を比較した。また、放出後 P4 が通過した領域（ROI2）での Cs-137 全体収支（放出、乾性沈着、雲中湿性沈着、雲下湿性沈着、大気中存在）を解析した。

3. 結果

ROI1 での平均濃度の時間変化は、3 モデルがファクター3 以内で良好に再現したが、他のモデルでは相当程度の過小評価となった。一部のモデルでは、プルーム位置がずれていることにより、ROI1 での濃度が極めて低いものもあった。また、濃度の絶対値を無視すれば、P4 が ROI1 に到達する時間については、ほとんどのモデルが比較的良好に再現した。Cs-137 全体収支ではモデル間で特に湿性沈着量（ROI2 内、16 日 0-9 時積算）に数倍程度の大きな差があることが示された。この沈着量は、大気中存在量と同程度であり、大気中濃度の再現性は湿性沈着量計算に大きく影響されることが示された。モデルで再現された降水の差異は一部モデルを除き大きな差がなかったことから、図に見られるモデル間の濃度の差異は湿性沈着のモデル化の考え方、スキーム及びパラメータに起因するものと考えられる。現時点においてはモデルの詳細仕様が十分把握できていないため、湿性沈着モデルの形式毎の優劣は不明である。

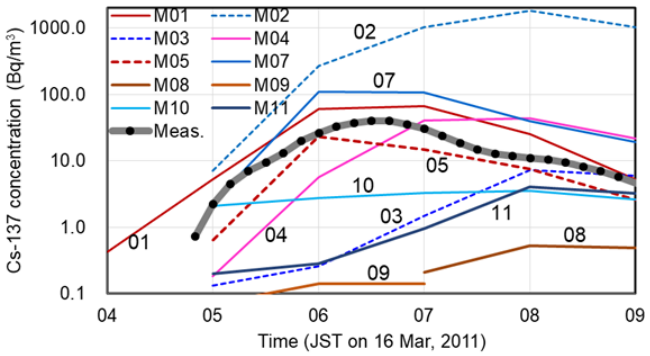


図 ROI1 での平均大気中 Cs-137 濃度のモデル計算値と、γ線波高分布から評価した濃度の比較。

*Hiromi Yamazawa[1],Yousuke Sato[1], Jun Moriizumi[1]　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。

[1]Nagoya Univ.

原子力事故環境データを用いた大気拡散モデルの性能評価

(3)感度解析による沈着過程再現性の検討

Performance examination of atmospheric dispersion models using nuclear accident environmental data

(3) Discussion on wet deposition process based on sensitivity analysis

*森智之[1], 佐藤陽祐[1], 森泉純[1], 山澤弘実[1]

[1]名大院工

大気拡散計算での湿性沈着の発生を決める大気中水分量に関する閾値の感度解析を行い、2011 年 3/15-16 のプルームの動態を詳細に考察するとともに、閾値の適当な値を決定した。

キーワード：**福島第一原子力発電所・湿性沈着・感度解析**

1. 諸言　1F 事故を対象とし、大気拡散モデルにより放射性物質大気中濃度及び沈着量を再現した。福島県浜通り南部で Cs-137 の沈着量過大評価が、3/15 夕方頃中通り地方北部の弱雨時の湿性沈着過小評価により、プルームの大気中濃度が過大評価となり 3/16 未明に形成された可能性が高いことが明らかとなった。本報告では、モデル内で湿性沈着の発生を判断する閾値である大気中水分量（雨水量、雲水量、雪量、氷量の和）について感度解析を行い、その結果について報告する。

2. 方法　1F 事故を対象として、大気拡散計算による Cs-137 の大気中濃度と沈着量と実測との比較を行った。浜通り南部と中通り地方で領域を設定して、沈着量の平均値を求め、これと第 5 次航空機モニタリングの同じ領域の平均値を求めた。また、大気環境局 SPM ろ紙分析結果と第一層大気中濃度計算値をそれぞれ比較し、モデルで用いる大気中水分量閾値の最適値を求めた。入力気象場の水平格子間隔は 3km で、鉛直格子は 15 層である。放出源情報には実測の放出率時系列データは存在しないため、Katata et al (2015)の推定値を用いた。大気拡散モデルは、格子間隔は 3km、鉛直格子は 47 層でラグランジュ型である。計算期間は 2011 年　3/11　3:00-4/1　8:00(JST)である。　大気中水分量を$5.0\times10^{-4}, 4.0\times10^{-4}, 3.0\times10^{-4}, 2.0\times10^{-4}, 1.0\times10^{-4}, 5.0\times10^{-5}\ \mathrm{kg\,m^{-3}}$ の 5 つの値で実施した。

3. 結果

大気中水分量閾値を低くすると、3/16 12:00(JST)で 1F から北西方向に伸びた沈着パターンが現れ、中通り地方北部の沈着が増加した。これに伴い浜通り南部の沈着量計算値は減少した。これは実測値に近い分布である。一方閾値が大きいと 1F から北西方向での大きな沈着パターンは見られず、浜通り南部で沈着量は過大評価となった。このことから、従来用いていた閾値よりも低い値が適切であることが示された。この値の物理的な妥当性を確認することが今後の課題である。

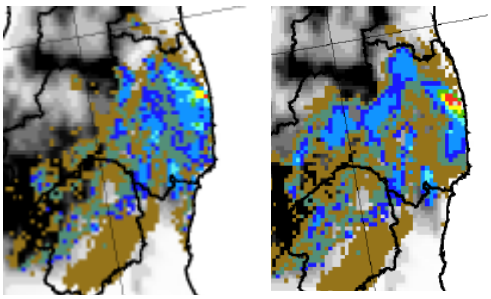


図 Cs-137 沈着量水平分布図 2011 3/16 12:00 JST

左：閾値従来値　右：閾値従来の 1/10

*Tomoyuki Mori[1], Yousuke Sato[1], Jun Moriizumi[1], Hiromi Yamazawa[1]
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。

[1]Nagoya Univ.

大気中放射性セシウムの経時変化と変動要因について
- NRA モニタリングデータの解析-

Temporal variation of atmospheric radioactive cesium and the variation trend
– Analysis of NRA's monitoring data –

*阿部 智久[1]，吉村 和也[1]，眞田 幸尚[1]
[1]原子力機構

本研究は、原子力規制庁が福島第 1 原子力発電所事故後から継続して実施している大気浮遊じんモニタリングデータを用いて、空気中放射性セシウム濃度の変動傾向について解析を実施した。加えて、航空機モニタリングのセシウム-137 沈着量の結果から、福島県における再浮遊係数を推定した。

キーワード：福島第 1 原子力発電所事故、放射性セシウム、大気浮遊じん、再浮遊係数

1. 緒言

2011 年 3 月に発生した福島第 1 原子力発電所（FDNPP）事故では、大気中に放出された大量の放射性セシウムが周辺環境に放出された。事故から 7 年経過した現在、大気中への放射性セシウムの主要な供給源は、地表堆積物の再浮遊である。放射性セシウムの再浮遊は、吸入による長期的な内部被ばくの経路の一つとなる可能性があるため、空気中放射性セシウム (^{137}Cs)濃度及び再浮遊係数を把握することは重要である。そこで本研究では、原子力規制庁が FDNPP 事故後から実施している大気浮遊じんモニタリング結果を解析し、事故初期から 2017 年までの期間における空気中 ^{137}Cs 濃度の変動傾向について考察した。また、2011 年 7 月に行われた航空機モニタリングによる地表面の ^{137}Cs 沈着量の結果を用いて再浮遊係数を推定し、その変動要因について検討を行った。

2. 解析

原子力規制庁による FDNPP から 20 km 圏内の大気浮遊じんモニタリングデータ（NRA, 2018）のうち、帰還困難区域及び居住制限区域（避難指示区域）4 地点（浪江町（井出）、大熊町（野上、大川原、下野田）、双葉町（新山前沖））、避難指示区域外 5 地点（南相馬市（本町、行津）、浪江町（幾世橋）、楢葉町（上繁岡、北田）、富岡町（本岡））をデータセットとした。再浮遊係数の算出には、^{137}Cs の大気中濃度と地表面沈着量を用いた。2011 年 7 月に行われた航空機モニタリングデータを元に、土地利用別に再解析した ^{137}Cs 沈着量マップ（H. Kato and Y. Onda., 2018）から、大気浮遊じん採取地点の周囲 250m × 250 m メッシュあたりの沈着量を抽出して使用した。

3. 結論

事故後 2 年以降の空気中 ^{137}Cs 濃度は指数関数的な減少傾向にあり、避難指示区域内よりも外の減少速度の方が早い傾向がみられた。また、事故後 2 年までの ^{137}Cs の再浮遊係数は 10^{-6} m^{-1} 程度、それ以降は 10^{-9} m^{-1} 程度の範囲であることがわかった。また、チェルノブイリ事故の報告より半減期が短く、特に避難指示区域外はその傾向が顕著であった。本データは、福島における被ばく評価の推定に活用できるだけでなく、今後の原子力施設の事故時における内部被ばく評価のパラメータ決定に重要な知見である。

参考文献

[1] Kato, H., Onda, Y., 2018. Journal of Forest Research 23(2), 73-84.

*Tomohisa Abe[1], Kazuya Yoshimura[1] and Yukihisa Sanada[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

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

[1H13-16] Environmental Safety Assessment 2

Chair:Hiromi Yamazawa(Nagoya Univ.)

Wed. Mar 20, 2019 4:10 PM - 5:15 PM Room H (Common Education Bildg. 2 2F No.27)

[1H13] Examination of Estimation Method of External Exposure Dose Considering Time Series Data and Distribution of Air Dose Rate in Prefectures adjacent to Fukushima

*Hirokazu Miyatake[1], Nobuaki Yoshizawa[1], Masaki Kawai[1], Gen Suzuki[2] (1. Mitsubishi Research Institute, INC. Nuclear Safety Research Division, 2. International University of Health and Welfare Clinic)

4:10 PM - 4:25 PM

[1H14] Temporal integration on the results of the monitoring posts in Fukushima prefecture

*Akiyuki Seki[1], Haruko Murakami Wainwright[2], Saito Kimiaki [1], Hiroshi Takemiya[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Lawrence Berkeley National Laboratory)

4:25 PM - 4:40 PM

[1H15] Basic Study of Elemental Iodine Deposition Behavior in PCV

*Yukiko Furuhashi[1], Satoshi Kawaguchi[1], Satoshi Mizuno[1], Masatoshi Sato[1], Takashi Uemura[1], Shuichi Ohmori[1] (1. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.)

4:40 PM - 4:55 PM

[1H16] Determination of the soil-water distribution coefficient Kd of carrier free radiotellurium

*Takumi Kubota[1], Satoshi Fukutani[1], Kayoko Iwata[2], Tomoyuki Takahashi[1,2], Sentaro Takahashi[1] (1. Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University, 2. Graduate School of Agriculture, Kyoto University)

4:55 PM - 5:10 PM

©Atomic Energy Society of Japan

福島周辺県における空間線量率の時系列データと分布を考慮した外部被ばく線量の推計方法の検討

Examination of Estimation Method of External Exposure Dose Considering Time Series Data and Distribution of Air Dose Rate in Prefectures adjacent to Fukushima

*宮武 裕和[1]，義澤 宣明[1]，河合 理城[1]，鈴木 元[2]
[1]（株）三菱総合研究所，[2]国際医療福祉大学

福島事故以降、空間線量率等の環境測定が継続的かつ広範に行われてきた。ほかにも、屋内外の滞在時間や建物による放射線の低減係数等の線量評価上重要なパラメータの測定も実施されてきた。本研究では、走行サーベイ（JAEA）による空間線量率の測定結果の経時的な変化や各パラメータの分布を考慮した外部被ばく線量の推計方法を検討した。

キーワード：空間線量率，外部被ばく線量，線量評価，線量分布解析，福島周辺県

1. 方法

福島事故以降実施されてきた走行サーベイ（JAEA）による空間線量率の時系列データを指数関数と定数項により構成される低減モデル $D_{air}(t)$ (μSv/h)で最小二乗フィッティングする。これに対して、表に示す各パラメータを乗じて、着目する期間 T_1(y) ～ T_2(y) で積分をすることで、当該期間中の累積の外部被ばく線量 $E(T_1, T_2)$ (mSv)を計算する（次式参照）。

$$E(T_1, T_2) = \int_{T_1}^{T_2} c \cdot q \cdot D_{air}(t) \cdot (rT_{\mathrm{in}} + T_{\mathrm{out}}) \cdot \alpha \, dt$$

2. 結果

栃木県における走行サーベイの結果（平均値及び各パーセンタイル）のフィッティング結果を図 1 に示す。次に、このフィッティングの結果に表 1 の各パラメータの平均値を乗じて積分した結果（図中の $E_{5\%}$, E_{ave} 等の破線）と、平均値のフィッティング結果に表 1 の各パラメータの分布の乱数を乗じて積分した結果（ヒストグラム）を図 2 に示す。なお積分範囲は事故後 5 年間（T_1= 0 ~ T_2= 5 y）とし、乱数は 100000 回生成した。

3. 考察

図 2 より、$E_{5\%}$, E_{ave} 等は乱数により推計した結果と大きく矛盾しなかった。ヒストグラムは、高線量側にテールが見られる。これは、パラメータのひとつに対数正規分布を仮定しているためと考えられる。

表 1. 外部被ばく線量への換算に用いるパラメータ

パラメータ（単位の無記載の場合無次元）		分布
c	実効線量への換算係数	一様分布
q	道路上の測定結果を生活環境中の値に換算する係数	対数正規分布
r	建物による放射線の低減係数	一様分布
T_{in}, T_{out}	屋内外の滞在時間(h/d)	正規分布
α	年間の日数(d/y)	定数

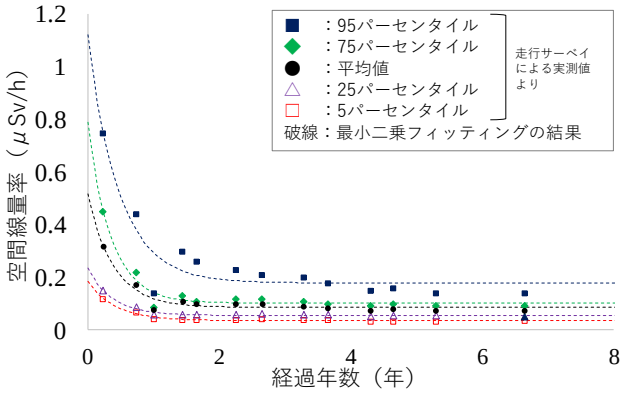


図 1. 栃木県の空間線量率の経時変化

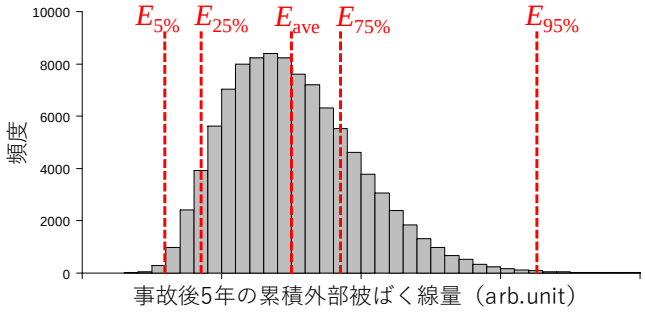


図 2. 累積の外部被ばく線量の分布

この研究は「平成 30 年度放射線健康管理・健康不安対策事業（放射線の健康影響に係る研究調査事業）」において実施したものです。

*Hirokazu Miyatake[1], Nobuaki Yoshizawa[1], Masaki Kawai[1], Gen Suzuki[2],
[1]Mitsubishi Research Institute, Inc. , [2]International University of Health and Welfare Clinic tom Research Lab.

福島県におけるモニタリングポストの測定結果の時間的統合

Temporal integration of the environmental monitoring results in Fukushima prefecture

*関　暁之[1]，村上　冶子[2]，斎藤　公明[1]，武宮　博[1]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]ローレンス・バークレー国立研究所

原子力規制庁が設置しているモニタリングポストでは、時間的に頻度の多い空間線量率測定を行っている。それらモニタリングポストの結果を時間的に統合することで、測定頻度の少ない地点においても時間的に連続な空間線量率を推定したい。今回は、その推定に用いるモニタリングポストの測定結果のスクリーニング手法、および、適用する階層ベイズモデルについて検証した。

キーワード：環境モニタリング結果，空間線量率，階層ベイズモデル，時間的変化

1. 緒言

原子力規制庁は福島第一原子力発電所事故に対応し、福島県内に約 2,000 箇所にモニタリングポストを設置して空間線量率の測定を実施している。この測定結果は、10 分毎の空間線量率の値として規制庁サイトより公開されている。原子力機構はこのモニタリングポストによる測定結果を事故当初より収集し、相互比較が可能なように表示形式をあわせて、『放射性物質モニタリングデータの情報公開サイト 』で WEB 公開している[1]。このモニタリングポストの測定結果は時間的に頻度の高い貴重なデータであり、このデータを活用して新たな知見を得ようとしている。

2. モニタリングポストの測定結果の時間的統合

今回は、1km 以内のモニタリングポスト同士の組合せをみて、一方の測定結果からもう一方の測定結果を推定できるか検証した。まず、モニタリングポストの測定結果は、積雪や除染などの影響による空間線量率の変化だけでなく、ノイズによる外れ値なども含むため、そのスクリーニング手法について検討した。次に、測定値の相関から得られる回帰直線をもとにした観測モデルと、直前の線量値にノイズを加えたシステムモデルを組み合わせた階層ベイズモデルを設定し、スクリーニング後の測定結果に対して推定を行った。推定の評価には、測定値との平均絶対誤差率を用いた。

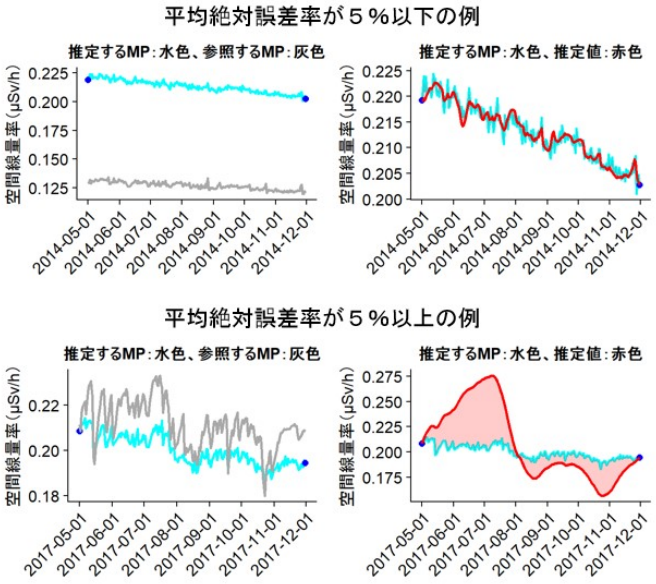


図　推定するモニタリングポスト（MP）と参照する MP の空間線量率（左側）。推定する MP から 2 点（青点）を採用しベイズ推定した結果（右側）。推定値と推定する MP の差を薄い赤色で示している。

3. 結論

階層ベイズモデルを用いてサンプリングによる推定を行ったところ、特に標本点が少ない場合に推定がうまくいかない事例があることがわかった。設定したモデルにおいて原因の調査を行ったところ、少ない標本点に基づいて観測モデルを決定すると回帰係数の誤差が大きくなり推定が大幅にずれることがわかった。上記問題の解決に向けて観測モデルの回帰係数の合理的な決定方法、標本点数を議論する。

参考文献

[1] 放射性物質モニタリングデータの情報公開サイト　http://emdb.jaea.go.jp/emdb/

*Akiyuki Seki[1], Haruko Murakami Wainwright[2], Kimiaki Saito[1] and Hiroshi Takemiya[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Lawrence Berkeley National Lab.

原子炉格納容器内の無機ヨウ素沈着挙動の基礎研究

Basic Study of Elemental Iodine Deposition Behavior in PCV

*古橋　幸子[1]，川口　智史[1]，水野　聡史[1]，佐藤　允俊[1]，上村　孝史[1]，大森　修一[1]

[1]東京電力ホールディングス株式会社

重大事故（SA）時における放射性の無機ヨウ素（I_2）の原子炉格納容器（PCV）壁面への沈着挙動は、PCV 内機器の放射線設計にて重要となるが、ウェット環境下での挙動については知見が少なく、機器に対し過大な要求を課してしまう可能性がある。本研究では、SA 時の PCV 内環境を模擬した条件下で無機ヨウ素の沈着挙動の試験を行った。その結果、ウェット条件下での無機ヨウ素の沈着率は、ドライ条件下での沈着率に比べて小さいことが確認された。

キーワード：ヨウ素，沈着，エポキシ塗装

1. 緒言

SA 時における無機ヨウ素の壁面沈着率は、PCV 内気相部の線量率への影響が大きく、機器設計において重要なパラメータである。SA のうち、大破断 LOCA 等において PCV 内はウェット環境となるが、過去に実施されている無機ヨウ素の壁面沈着試験はドライ条件下のみであるため、ウェット条件下での知見の拡充が必要である。そこで本研究では、ウェット条件を含む SA 時の PCV 内環境を模擬した条件下にて無機ヨウ素の PCV 壁面沈着挙動の試験を行った。

2. 試験

PCV 壁面を模擬し、エポキシ塗装を一部に施したステンレス（SUS）管を、PCV 気相部を模擬した試験容器に挿入した。試験容器内部の温度を約 135℃、圧力を約 0.10MPa(G)に保ちながら、無機ヨウ素ガスをウェット（飽和水蒸気）条件とドライ条件で 2 時間容器内部に流通させ SUS 管に沈着するヨウ素量を測定した。右図にウェット条件の試験概略を示す。なお、試験中の SUS 管の温度は約 120℃であった。

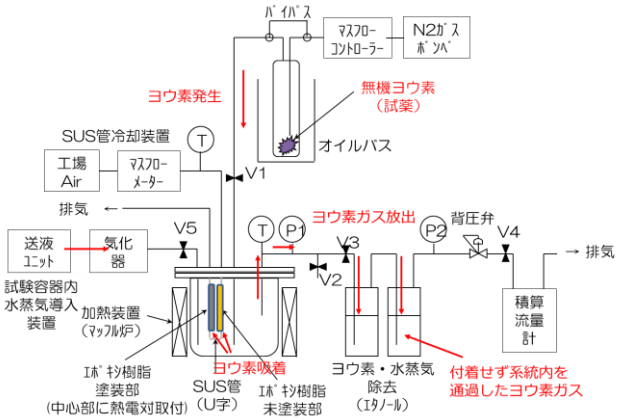


図　試験概略図（ウェット条件）

3. 試験結果および考察

試験結果を右表に示す。エポキシ塗装部におけるヨウ素沈着密度は、ウェット条件<<ドライ条件であった。ウェット条件の場合、塗装表面に生じた水膜の洗い流し効果により、ヨウ素が沈着しにくいものと考えられる。未塗装部におけるヨウ素沈着密度は、塗装部に比べ小さく、無機ヨウ素は未塗装の SUS 材には付着しにくいことが示唆された。PCV の空間体積と表面積を考慮した PCV 壁面沈着率（ウェット条件）は 2 時間で約 1.5%（ドライ条件では約 48%）と評価された。

表　試験結果

	ウェット条件			ドライ条件		
	塗装部	未塗装部	塗装部+未塗装部	塗装部	未塗装部	塗装部+未塗装部
①SUS管へのヨウ素沈着量[mg]	3.14	0.04	3.18	80.9	0.034	80.9
②ヨウ素の沈着密度[mol/m²]※ ※②=①/((未)塗装部表面積)	6.87E−3	7.91E−5		1.77E−1	6.72E−5	
③系統内の平均ヨウ素濃度[mol/m³]	0.44			0.34		
④PCV壁面沈着率[%]※ ※④=(②×PCV壁面面積)/(③×PCV空間体積)×100	1.5			48		

*Yukiko Furuhashi[1], Satoshi Kawaguchi[1], Satoshi Mizuno[1], Masatoshi Sato[1], Takashi Uemura[1] and Shuichi Ohmori[1]

[1]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

放射性無担体テルルの土壌分配係数

Determination of the soil-water distribution coefficient Kd of carrier free tellurium

*窪田 卓見[1]，福谷 哲[1]，岩田 佳代子[2]，高橋 知之[1,2]，高橋 千太郎[1]

[1]京大複合研，[2]京大院農

稼働中の原子力発電所の事故においては、短半減期の放射性核種による被ばく線量の評価が重要な課題となる。放射性テルルを対象とした線量評価を行うため、アンチモンに重陽子を照射し無担体の放射性テルルを製造し、精製したテルルの土壌分配係数を求めた。

キーワード：短半減期核分裂生成物，放射性テルル，同位体製造，農耕地土壌，森林土壌，土壌分配係数

1. 緒言

放射性テルル（^{131}Te および ^{132}Te）は、原子炉の事故により環境中に放出される核種である。また、放射性ヨウ素の親核種であるため、放射性テルルの環境動態パラメータは、被ばく評価において重要なデータとなるが、報告数は十分とは言えない。本研究では、環境動態パラメータの一つとして、テルルの土壌分配係数について、セシウムもしくはルビジウムで規格化した値を算出した。

2.実験方法

無担体の放射性テルルは、酸化アンチモンに重陽子を照射し製造した。照射試料を塩酸に溶解し、次亜塩素酸ナトリウム溶液を加えて両元素を酸化し、アンチモンのみを陰イオン交換樹脂に吸着させることで、テルルの精製を行った。

精製したテルル（^{121m}Te）と無担体の ^{136}Cs および ^{83}Rb を混合した放射性溶液を調製し、土壌への収着実験に供した。土壌試料として、農耕地土壌および森林土壌を用いた。5 時間から 33 時間振とうしたのち、遠心分離により固液を分け、溶液の放射能および pH を測定した。振とう前後での溶液の放射能より土壌分配係数（Kd）を算出した。

3. 結果

陰イオン交換クロマトグラフィーによるテルルの精製では、アンチモンを検出下限以下まで除去することができ、テルルの回収率は約 0.6 であった。しかし、塩素ガスが発生する問題があるため、精製方法を改善する必要がある。

土壌試料と接触させた溶液の pH は 5.0 から 6.4 の間に納まった。農耕地土壌における Kd 値は、セシウムが最も高く、テルル、ルビジウムと続いた。森林土壌における Kd 値は、テルルが最も高く、セシウム、ルビジウムと続いた。

本研究は、平成 28 年度「新学術領域研究（研究領域提案型）『学術研究支援基盤形成』」リソース支援プログラム 短寿命 RI 供給プラットフォームより RI の供給を受け、環境省委託事業「平成 30 年度放射線健康管理・健康不安対策事業（放射線の健康影響に係る研究調査事業）」において実施したものである。

---

*Takumi Kubota[1], Satoshi Fukutani[1], Kayoko Iwata[2], Tomoyuki Takahashi[1,2], Sentaro Takahashi[1]

[1]Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto Univ., [2]Graduate School of Agriculture, Kyoto Univ.

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

[1I01-07] Severe Accident

Chair:Chiaki Kino(IAE)

Wed. Mar 20, 2019 10:00 AM - 11:55 AM Room I (Common Education Bildg. 2 3F No.30)

[1I01] Advanced Multi-Scale Modeling and Experimental Tests on Fuel Degradation in Severe Accident Conditions (2)

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

10:00 AM - 10:15 AM

[1I02] Advanced Multi-Scale Modeling and Experimental Tests on Fuel Degradation in Severe Accident Conditions (2)

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

10:15 AM - 10:30 AM

[1I03] Advanced Multi-Scale Modeling and Experimental Tests on Fuel Degradation in Severe Accident Conditions (2)

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

10:30 AM - 10:45 AM

[1I04] Advanced Multi-Scale Modeling and Experimental Tests on Fuel Degradation in Severe Accident Conditions (2)

*Noriko Shirasu[1], Akihiro Suzuki[2], Yuji Nagae[1], Masaki Kurata[1] (1. JAEA, 2. NFD)

10:45 AM - 11:00 AM

[1I05] Advanced Multi-Scale Modeling and Experimental Tests on Fuel Degradation in Severe Accident Conditions (2)

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

11:00 AM - 11:15 AM

[1I06] Fuel Damage of a Reactor Core in Severe Accident

*KOJI NISHIDA[1], Toshihide Torige[1], Naoki Sano[1], Takayoshi Kusunoki[1], Michio Murase[1] (1. Institute of Nuclear Safety System, Inc.)

11:15 AM - 11:30 AM

[1I07] Fuel Damage of a Reactor Core in Severe Accident

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

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

シビアアクシデント時の燃料破損・溶融過程解析手法の高度化（２）（その１）全体概要

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

(No.1) Project outline

*永江　勇二[1], 倉田　正輝[1]

[1]日本原子力研究開発機構

「原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業(シビアアクシデント時の燃料破損・溶融過程解析手法の高度化)」に係る成果について、５件のシリーズ発表を実施する。本件はそのうちの全体概要を発表するものである。

キーワード：シビアアクシデント(SA)、燃料破損・溶融現象、材料科学的モデル、熱力学データベース

1. はじめに

1F 事故の事故進展解析により、2 号機では極短時間での冷却水喪失と水蒸気枯渇条件での燃料溶融で事故(非典型的な事故条件)が進展した可能性が高いこと、また、BWR 体系では制御棒ブレードやチャンネルボックスの存在等により、PWR と異なる事故進展を引き起こす可能性があること、などが指摘されている。このような従来想定されていない条件での燃料破損・溶融現象を適切に解析し、アクシデントマネージメントに向けた課題を抽出するには、機構論的に燃料破損・溶融事象を解析・評価できる詳細解析コードの開発が必要となる。炉心全体の溶融・崩落事象を機構論的に解析する必要はなく、燃料集合体レベルの解析コードを整備し、その解析結果を加味して、従来 SA 解析コードの解析を行う手法が妥当と考えられる。

2018 年 9 月の原子力学会では、平成 30 年度末の、燃料集合体規模で、様々な事故進展条件を想定して詳細解析できる解析手法(詳細解析コード(ベータ版)) 提示に向けた進捗状況を報告した。今回の５件のシリーズ発表では、2018 年度末提示の材料科学的要素過程モデルに基づいた詳細解析コード(ベータ版)の内容について報告する。

2. 実施概要

詳細解析コード(ベータ版)の提示に向けて、(1)燃料破損・溶融の要素過程解析モデルとデータベースの高度化（BWR/PWR 双方の体系）、(2)解析モデルの連成（マルチスケール/フィジックス）、(3)解析モデルの V&V に向けた必要知見拡充を実施してきた。図 1 に燃料破損・溶融に係る要素過程解析モデル概要を示す。非典型的な事故条件においても解析可能とするため、燃料集合体構成材であるジルコニウム合金の酸化・水素化挙動、及びジルコニウム合金酸化膜厚の減少挙動、UO_2とジルコニウム合金製燃料棒との反応挙動における要素過程モデルを整備し、詳細解析コード(ベータ版)への反映を進めた。さらに、熱力学データを考慮した溶質分配モデルによる燃料デブリの凝固・偏析過程挙動解析の骨格を構築した。また、材料科学的検討に不可欠となる熱力学データベースの公開化作業を実施した。

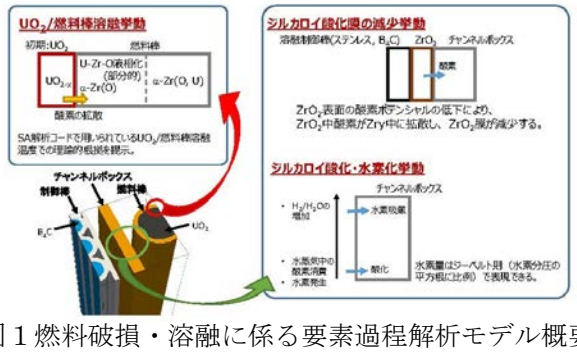


図 1 燃料破損・溶融に係る要素過程解析モデル概要

*本研究の成果は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 29 年度 原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業(シビアアクシデント時の燃料破損・溶融過程解析手法の高度化)」の一部である。

---

*Yuji Nagae[1] and Masaki Kurata[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

シビアアクシデント時の燃料破損・溶融過程解析手法の高度化（2）
（その２）溶融移行挙動詳細解析コード整備

Advanced multi-scale modeling and experimental tests on fuel degradation in severe accident conditions (2)
(No.2) Development of a numerical simulation method of melt relocation behavior

*山下 晋[1]，永江 勇二[1]，倉田 正輝[1]，吉田 啓之[1]
[1]日本原子力研究開発機構

物理化学的･材料科学的知見に基づいて溶融移行挙動を推定するため、多相多成分熱流動解析コード JUPITER に対し、水−ジルコニウム反応による酸化膜成長・発熱モデルを新たに組込んだ。燃料集合体内模擬構造物の溶融挙動解析に適用し、酸化膜の成長やそれに伴う発熱などを考慮した評価が可能な見通しを得た。

キーワード：計算流体力学，水蒸気酸化反応，溶融・凝固，移行挙動，多成分流

1. 緒言　原子力機構では、過酷事故時の炉心溶融挙動に関する現象把握のため多相多成分熱流動解析コード JUPITER [1]を開発している。本報では、水蒸気酸化反応の挙動を解析するため、JUPITER に適した水−Zr 反応モデルを構築、導入した結果を報告する。

2. 酸化反応進展予備解析　導入した水−ジルコニウム反応モデルでは、酸化膜厚さ（酸化量）及び発熱量をアレニウス式に従い評価する。燃料棒に対して同心円状に格子を設定できる非構造格子を用いた商用コードなどの従来手法では、中心方向へ向かって酸化する酸化膜厚さは、単純に酸化した格子を積算するのみで求められる。しかしながら、構造格子を用いる JUPITER では、酸化膜厚さを格子の積算のみで求めることはできない。そこで、本研究では酸化界面厚さを水蒸気-Zry 界面からの距離を表す Leve-set 関数で評価することにより、構造格子においても中心方向への酸化膜厚さを求めることを可能にした。構造格子用に開発した酸化反応モデルを導入した JUPITER の妥当性を確認するため、図 1 左に示す計算体系を用いて予備解析を実施した。正方形状の領域に Zry と水蒸気を配置し、初期温度及び境界条件を図のように設定した。計算領域長及び格子点数はそれぞれ、1.14 mm×1.14 mm、20×20 である。流動は考慮せず、熱伝導方程式と酸化厚さ進展のみ解析した。図 1 右は t = 600 s における酸化膜厚さの計算結果である。中心の黄色線は水蒸気-Zry 界面であり、水蒸気酸化反応により酸化膜が成長している様子が確認できる。下部領域の酸化膜厚さが薄いのは、下面 Zry 温度の固定により温度上昇が抑制されたからである。本結果は、既往解析結果[2]と同時刻における酸化膜形状及びその厚さが同様な結果であることから、導入したモデルは適切に機能していることが確認できた。これにより、当初予定していた溶質拡散及び酸化反応モデルの導入が完了し、物理化学的・材料科学的知見に基づく溶融移行挙動の推定に目処がたった。

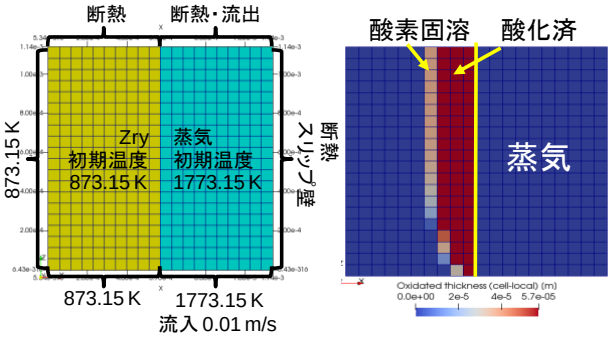


図 1　計算体系（左）と酸化膜厚さ分布（右）

謝辞　本研究の成果は、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(シビアアクシデント時の燃料破損・溶融過程解析手法の高度化)の一部である。本研究は、日本原子力研究開発機構の大型計算機 ICE-X を用いた成果である。

参考文献　[1] S. Yamashita, et al., Nucl. Eng. and Design, vol. 322, pp. 301-312 (2017).
[2] 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」成果報告書

---

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

Advanced Multi-Scale Modeling and Experimental Tests on Fuel Degradation in Severe Accident Conditions (2)

(No.3) Validation and Verification for the multi-physics models in JUPITER code

*Penghui Chai[1], Susumu Yamashita[1], Yuji Nagae[1] and Masaki Kurata[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

Abstract:

Various numerical simulations were performed by JUPITER code in order to validate the reliability of its multi-physics models, which were developed for evaluating the melting and relocation behavior of the core materials. By comparing with the previous experimental results, we could conclude that JUPITER code is a useful tool on severe accident analysis.

Keywords: JUPITER code, severe accident, fuel degradation, chemical reaction, corium relocation.

1. Introduction

The objective of this research is to confirm the reliability of JUPITER code [1] on analyzing the severe accident phenomena. In order to achieve this goal, the multi-physics models, which are included in JUPITER code, were validated by performing several numerical simulations.

2. Results and discussion

The phase change and the diffusion models were validated by analytical solution of Stefan problem and Hoffmann's experiment [2], respectively. As it shown in Figure 1, good agreement between the JUPITER simulation results and the analytical/experimental results could be observed. In addition, Radiation heat transfer model under the cylindrical and bundle's geometry was validated by simulating the relevant problems based on the calculated view factors. The results could be applied as a part of validation for the reliability of JUUPITER code on analyzing the severe accident phenomena.

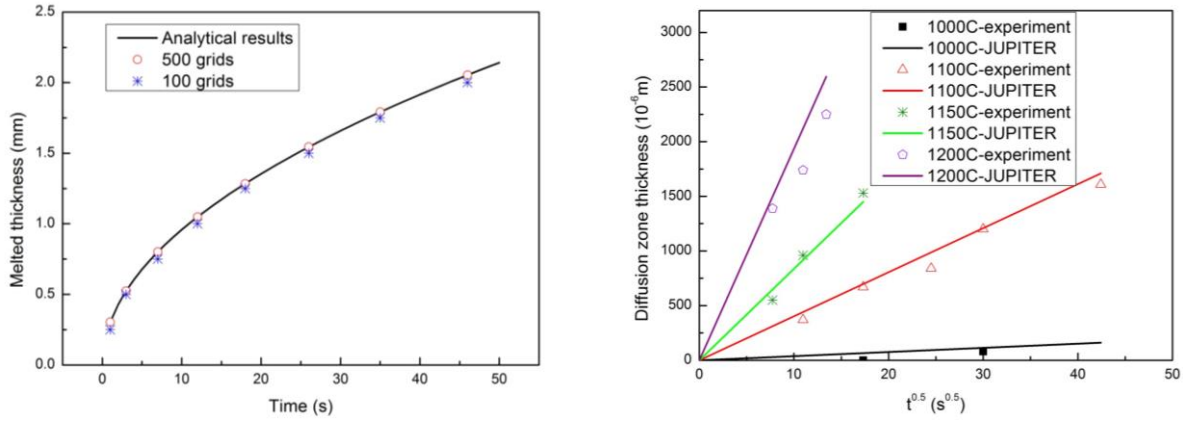


Figure 1. Left: Comparison between simulation results and the analytical solution of Stefan problem; Right: Comparison of reaction zone thickness between Juiter results and Hofmann's experimental results

Acknowledgement

Part of this study was performed in the framework of "Advanced Multi-Scale Modelling and Experimental Tests on Fuel Degradation in Severe Accident Conditions", which supported by Ministry of Economy, Trade and Industry, Japan.

References

[1]. S. Yamashita, et al., Nuclear Engineering and Design, 332, pp. 301-312 (2017).

[2] P. Hofmann, et al., Karlsruhe (1994).

シビアアクシデント時の燃料破損・溶融過程解析手法の高度化（２）
（その４）UO_2 -Zr 高温反応試験

Advanced Multi-Scale Modeling and Experimental Tests on Fuel Degradation in Severe Accident Conditions (2)

(No.4) High Temperature Interaction between UO_2 and Zr

*白数 訓子[1]，鈴木 晶大[2]，永江 勇二[1]，倉田 正輝[1]

[1]JAEA，[2]NFD

ジルカロイ被覆管と UO_2 燃料の高温における溶融過程解析モデルの高度化に資するため、Zr と UO_2 の高温反応試験を実施した。UO_2 るつぼに、Zr 試料を装荷し 1900℃近傍で加熱を行い、生成した反応相の成長状況や溶融状態、組織変化の観察を行い、溶融メカニズムをより明確なものとした。

キーワード：シビアアクシデント，燃料溶融，表面観察，熱力学解析

1. 緒言

ジルカロイ被覆管と UO_2 燃料の高温における溶融反応は、Ŭ-Zr(O)と UO_2 の擬二元系状態図[1]にて理解されていることが多く見られるが、実際は、Ŭ-Zr(O)と UO_2 間にはそのような共晶点は存在しない。Zr と UO_2 の溶融挙動やメカニズムを明らかにし、ジルカロイ被覆管と UO_2 燃料の溶融過程解析モデルの高度化に資するため、UO_2 と Zr の高温試験を実施した。

2. 試験

約 10mmŭ×10mmh の UO_2 るつぼに、約 5mmŭ× 5mmh の Zr 試料を装荷し、それを蓋付きのタングステンるつぼにいれ、Ar ガス雰囲気中、高周波誘導加熱炉により加熱を行った。加熱試験後、試料は樹脂埋めし切断、研磨を行い、金相及び SEM 写真の観察と、EDS 分析を行った。

3. 結果・考察

1900℃にて 20 分間加熱を行った試料の写真を図 1 に示す。加熱により、Zr 試料は丸く変形していた。また、試料の頂点には U を多く含んだ相が形成されていており、その様相から高温では U-Zr の金属溶体相であったと考えられる。また、試料の中間領域には、上方へ直線状に伸びる相が観測された(図 2)。この相も、U-Zr の金属溶体相と考えられ、Zr 試料中、酸素濃度が少ない方へ選択的に成長したと考えられる。本試験温度では Ŭ-Zr(O)の融点には到達していないが、この上方に伸びる液相の存在により、大きな変形が発生したと考えることができる。なお、酸素含有量が高い Zr 試料を用いた場合には、これらの U-Zr 金属性液相の生成が遅くなることが明らかになった。

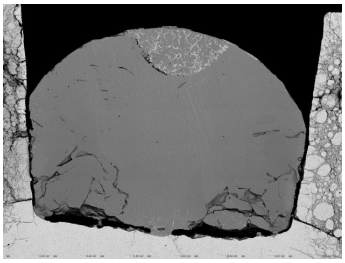


図 1　1900℃×20 分加熱試料の断面 SEM 像

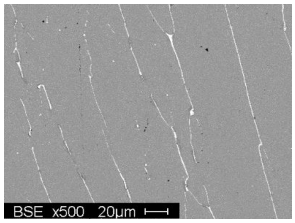


図 2　1900℃×20 分加熱試料 Zr 中部の SEM 像

*本研究の成果は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 29 年度 原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業(シビアアクシデント時の燃料破損・溶融過程解析手法の高度化)」の一部である。

参考文献

[1] A. Skokan, KfK-3880/2B p1035 (1984)

---

*Noriko Shirasu[1], Akihiro Suzuki[2], Yuji Nagae[1] and Masaki Kurata[1]

[1]JAEA, [2]NFD.

シビアアクシデント時の燃料破損・溶融過程解析手法の高度化（２）
（その５）要素過程モデル整備－凝固モデル整備－

Advanced Multi-Scale Modeling and Experimental Tests on Fuel Degradation in Severe Accident Conditions (2)

(No.5) Development of solidification model

*佐藤 拓未[1]，及川 勝成[2]，永江 勇二[1]，倉田 正輝[1]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]東北大学

本研究では、シビアアクシデント後期フェーズでの重要課題である溶融酸化物燃料の凝固時の成分偏析、マクロ偏析に関して、今までに整備してきた凝固・偏析モデルを過去に実施した模擬デブリ凝固試験結果と比較することで燃料デブリ凝固への適応性を評価した。

キーワード：溶融燃料、凝固，マクロ偏析，計算流体力学,シビアアクシデント

1. 緒言

現行 SA 解析コードでは、溶融燃料の凝固現象については、成分均質下での熱バランスによるクラスト成長といった簡易モデルが使用されている。しかし、一般に多成分系の溶融物では、凝固時に成分偏析・マクロ偏析を起こすことが知られており、凝固した燃料デブリについて、特に遅い凝固過程では成分の成層化や偏析[1]が発生すると考えられる。本研究では溶融酸化物燃料の凝固時の成分偏析に関して、凝固時の冷却速度と溶融物流れを考慮した解析モデル整備し、試験結果と比較し適応性を評価した。

2. 溶融酸化物燃料の凝固及びミクロ偏析計算

本研究では、材料科学的なマクロ偏析発生メカニズムの手順を模擬し計算を行った。まず、冷却による溶融物の凝固と同時に発生する溶質の再分配・ミクロ偏析による液相部溶質濃度の変化を算出し、次に、温度・溶質対流に基づく溶質の移流及び最終的な凝固物中の分布を予測した。ミクロ偏析計算には Scheil モデルを導入、液相線温度や分配係数については、機構の開発した熱力学データベースを用いて熱力学計算ソフトウェア（Thermo-calc）で計算を行い、その結果を近似関数として実装することにより、凝固・ミクロ偏析挙動を解析にて再現した（図１）。

3. 結論

図 1 の偏析挙動より、初期凝固部に Gd_2O_3 が移行しやすく、最終凝固部に ZrO_2 が移行しやすい傾向が見て取れる。過去の実施した試験[2]では、模擬燃料デブリ(主要組成:UO_2-ZrO_2-Gd_2O_3-FeO)をコールドクルーシブ誘導溶解法にて、約 2600℃にて溶融し、るつぼ部を誘導コイル下方に引き抜き下部から徐々に凝固させている。本解析結果での偏析傾向と比較し、本凝固モデルの溶融燃料凝固への適応性を評価した。

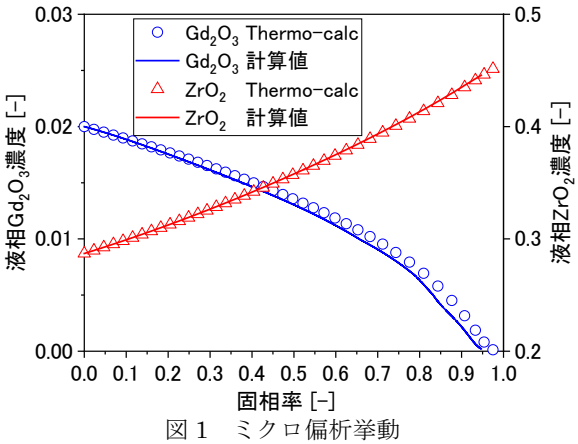


図 1　ミクロ偏析挙動

*本研究の成果は、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(シビアアクシデント時の燃料破損・溶融過程解析手法の高度化)の一部である。

参考文献

[1] Main Results of the First Phase of MASCA Project, RRC Kurchatov Institute, OECD MASCA Project integrated report, (2004).

[2] 須藤彩子，模擬溶融コリウム中のガドリニウムおよび鉄の凝固時偏析に係る基礎検討，原子力学会春の大会(2019)

*Takumi Sato[1], Katsunari Oikawa[2], Yuji Nagae[1] and Masaki Kurata[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency., [2]Tohoku Univ.

シビアアクシデント時の炉心燃料損傷に関する研究
（1）SFD1-4 試験と解析条件

Fuel Damage of a Reactor Core in Severe Accident

(1) SFD 1-4 Test and Analytical Conditions

*西田 浩二，鳥毛 俊秀，佐野 直樹，楠木 貴世志，村瀬 道雄

原子力安全システム研究所

SFD1-4 試験での燃料損傷を MAAP5 で検討した。燃料体から周囲への熱抵抗を適正化することで、燃料損傷時における燃料被覆管等の温度測定値を比較的良く予測できることを確認した。

キーワード：シビアアクシデント，燃料損傷，燃料再配置，空隙率

1. 緒言 シビアアクシデント時の炉心冷却に影響する燃料損傷、再配置及び空隙率を解明することが、炉心損傷の拡大防止を検討する上で重要である。本報告では Severe Fuel Damage 試験 1-4(SFD 1-4)[1]での燃料損傷、再配置及び空隙率の時間変化を評価するため、燃料被覆管温度を再現できる MAAP5 解析条件について検討した。

2. 試験と解析条件 SFD 1-4 試験体の横断面を図 1 に示す。試験体は 17×17PWR 燃料体を模擬する 6×6 燃料棒配列であり、制御棒を 4 本配置している。燃料体は Zry ライナー、ZrO_2 断熱材、Zry サドルで囲まれ、試験時における周囲への放熱を抑制している。中央部の 2 本の燃料棒、ライナー、断熱材には熱電対が取り付けられ、試験時の温度が測定されると共に、試験体下流で水素発生量が測定されている。更に、燃料集合体の損傷状況が試験後に観察されている。

試験では燃料体出力を上昇させた後、最大出力を 200 秒程度維持して故意に燃料体を損傷させて、その後出力を急激に低減して燃料損傷進展を終わらせている。

燃料体の縦断面と MAAP 解析ノード分割例を図 2 に示す。燃料体の発熱長は約 1m であり、本解析では径方向を 1 ノード、軸方向発熱部を 10 ノードに分割した。

温度解析では断熱材初期温度が測定値と一致する様に、燃料体から周囲への熱抵抗を適正化した。被覆管温度の実測値と解析値の時間変化を図 3 に示す。燃料被覆管温等の時間変化の実測値を MAAP 解析で比較的良く予測できることを確認した。

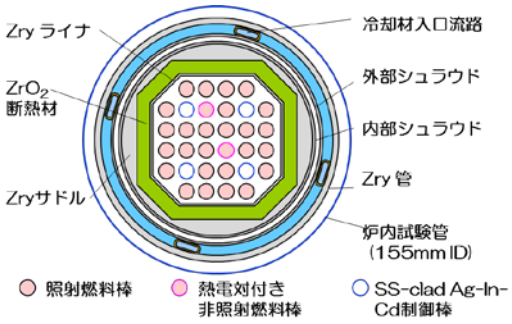


図 1　試験体の横断面

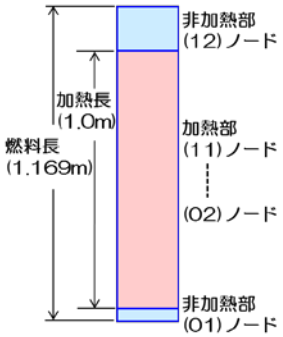


図 2　試験体の縦断面と解析ノード

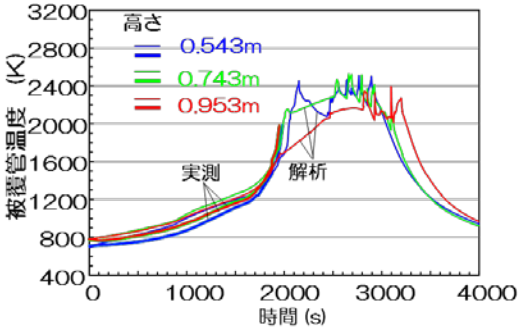


図 3　被覆管温度の比較

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).

* Koji Nishida, Naoki Sano, Toshihide Torige, Takayoshi Kusunoki, Michio Murase

Institute of Nuclear Safety System, Inc.

シビアアクシデント時の炉心燃料損傷に関する研究
（2）SFD1-4 試験の解析評価

Fuel Damage of a Reactor Core in Severe Accident
(2) Analytical Evaluation of SFD 1-4 Test Results

*佐野 直樹，西田 浩二，鳥毛 俊秀，楠木 貴世志，村瀬 道雄
原子力安全システム研究所

SFD1-4 試験における炉心損傷、燃料再配置を MAAP5 で評価した。解析の結果、燃料体出力の増大に伴い制御棒の温度が上昇、破損して燃料体下部へ流下する結果となり、試験結果との比較から、空隙率を概ね予測できることを確認した。

キーワード：シビアアクシデント，燃料損傷，燃料再配置，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、燃料の再配置、これに伴う空隙率の変化が、燃料の冷却に影響する。これらの現象の解明は、燃料の冷却を維持し、炉心損傷の拡大を防止する上で重要である。本研究では、炉内 SA 試験である SFD1-4 試験[1]における炉心損傷、燃料再配置について MAAP5 で評価した。

2. 解析方法　解析体系は SFD1-4 試験の燃料体から外壁までを模擬し、燃料体を軸方向に 12 ノード(発熱部 10 ノード)に分割し、径方向は 1 ノードに設定した。

3. 試験結果　試験では、中性子ラジオグラフィ、断面写真等の観察が試験後に実施された。主に制御材・被覆管等の金属が溶融し、燃料体下部まで流下し、燃料体下部の空隙率が低下した。

4. 解析結果　図 1 に、解析開始 0 秒および 4000 秒の燃料棒、制御棒の軸方向の質量分布を示す。燃料体出力の増大により制御棒温度が上昇し、制御材(Ag-In-Cd)が溶融し、制御棒が破損することで燃料体下部に流下した。一方、燃料棒では、共晶反応および被覆管の酸化が進むが、軸方向の質量分布に顕著な変化は見られなかった。図 2 に試験終了時および解析終了時の空隙率の比較を示す。以上から、主に制御棒の溶融・流下により、燃料体下部における空隙率が小さくなり、試験における空隙率の傾向を予測できることを確認した。

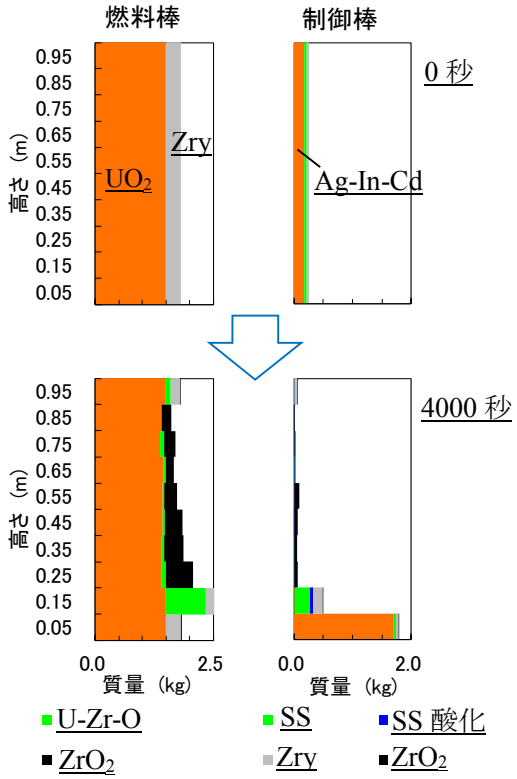


図 1　溶融燃料の再配置による軸方向質量分布の変化

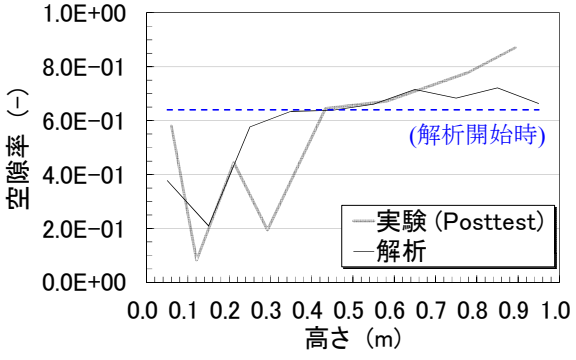


図 2　空隙率の比較

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).

*Naoki Sano, Koji Nishida, Toshihide Torige, Takayoshi Kusunoki, Michio Murase　Institute of Nuclear Safety System, Inc.

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

[1I08-12] Thermal hydraulic Experiments 1

Chair:Tomio Okawa(UEC)

Wed. Mar 20, 2019 2:45 PM - 4:05 PM Room I (Common Education Bildg. 2 3F No.30)

[1I08] Measurement of Void Fraction Distribution in Two-Phase Flow in a 4×4 Bundle

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

2:45 PM - 3:00 PM

[1I09] Measurements of Velocity Distribution in Wire Wrapped Fuel Assembly (Evaluation of Reynolds Number Dependence in 3-Pin Bundle)

*Tomoyuki HIYAMA[1], Kousuke AIZAWA[1], Masahiro NISHIMURA[1], Akikazu KURIHARA[1] （1. Japan Atomic Energy Agency）

3:00 PM - 3:15 PM

[1I10] Visualized observation of droplet dynamics passing through a spacer in BWR fuel subchannels

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

3:15 PM - 3:30 PM

[1I11] Experimental Study on Droplet-Entrainment Phenomena at the Interface of High-Speed Gas Jet into a Liquid Pool

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

3:30 PM - 3:45 PM

[1I12] Evaluation of liquid film front bahavior during rewetting process based on visualization experiment

*DAN TRI LE[1], Yasuteru Sibamoto[1], Yuki Wada[1], Taisuke Yonomoto[1] （1. Japan Atomic Energy Agency）

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

4×4 バンドルにおける気液二相流ボイド率分布の計測
（3）蒸気-水実験におけるボイド率及び速度分布計測

Measurement of Void Fraction Distribution in Two-Phase Flow in a 4×4 Bundle
(3) Measurement of Void Fraction and Velocity in Steam-water Condition

*永武　拓[1]，上澤 伸一郎[1]，小野 綾子[1]，柴田 光彦[1]，吉田 啓之[1]
[1]日本原子力研究開発機構

低流速時における炉心内気液二相流挙動把握のため高温高圧の蒸気―水を用いて実施した、ワイヤーメッシュセンサーによる模擬燃料集合体内ボイド率分布計測試験の結果を報告する。

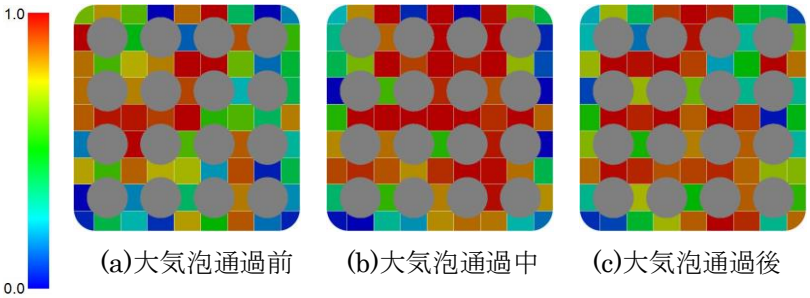
キーワード：ボイド率分布，二相流，ワイヤーメッシュセンサー，燃料集合体

1. 緒言

過酷事故を含む事故時の炉心冷却を評価する上では、ポンプなどが停止した低流速条件での気液二相流の挙動の把握が重要となる。本研究では低流速時における、炉内の気液二相流挙動を実験的に把握するため、ワイヤーメッシュセンサーを用いて 4×4 の発熱模擬燃料集合体内ボイド率分布の計測を行っている。本報ではワイヤーメッシュセンサーを用いて計測を行った蒸気-水系二相流のボイド率分布及び流速について報告する。

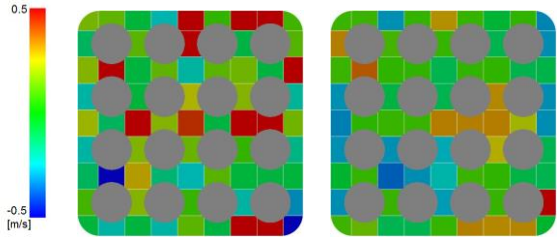
2. 実験装置及び結果

試験装置は既報[1]と同様の 4×4 模擬バンドル内に、9×9 の 2 層ワイヤーメッシュセンサーを流れ方向二箇所に設置している。図 1 に、試験条件 2.6MPa 、j_l=0.55m/s 、j_g=2.17m/s での上流側計測位置における瞬時ボイド率分布の一例を示す。(a)から(b)にかけてのボイド率の増加及び(b)から(c)にかけてのボイド率の減少がみられ、大気泡が通過したものと推測できる。図 2 に、ワイヤーメッシュ 2 層間のボイド率の相関に基づく流れ方向の速度分布を示す。(a)は図 1 (a)における速度分布を、(b)は図 1 (c)における速度分布である。大気泡通過前は正の速度分布が多く見られるのに対し、通過後は逆流によると思われる負の速度が周辺部で確認できる。



(a)大気泡通過前　(b)大気泡通過中　(c)大気泡通過後

図 1 瞬時ボイド率分布



(a)大気泡通過前　(b)大気泡通過後

図 2 速度分布

3. まとめ

事故時を模擬した低流速条件で、ボイド率及び流れ方向流速分布を計測した。今後、速度分布計測の不確かさの確認及び断面内速度成分を含む 3 次元の速度分布の評価を実施する予定である。

参考文献

[1] 劉，他，日本原子力学会 2016 年春の年会，　3C04, (2016)

*Taku Nagatake[1], Shinichiro Uesawa[1], Ayako Ono[1], Mitsuhiko Shibata[1] and Hiroyuki Yoshida[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

ワイヤスペーサ型燃料集合体内の速度場計測
（3 本ピンバンドルでの Re 数依存性の評価）

Measurements of Velocity Distribution in Wire Wrapped Fuel Assembly

(Evaluation of Reynolds Number Dependence in 3-Pin Bundle)

*檜山 智之[1]，相澤 康介[1]，西村 正弘[1]，栗原 成計[1]

[1]原子力機構

ナトリウム冷却型高速炉のワイヤスペーサ型燃料ピンを模擬した 3 本ピンバンドル体系水試験において速度場を PIV（粒子画像速度測定法）により計測し、ピンとワイヤの位置関係による速度場の変化を把握するとともにその Re 数依存性を確認した結果を報告する。

キーワード：高速炉，ワイヤスペーサ型燃料集合体，PIV(粒子画像測定法)

１．緒言　ナトリウム冷却型高速炉の燃料集合体では，燃料集合体内のワイヤスペーサを含む形状に即した熱流動解析評価システムの構築が求められている[1]。そこで燃料ピン周りの熱流動現象の解明および解析コード検証用データの取得を目的として、ワイヤスペーサ型燃料集合体内から一つのサブチャンネルを取り囲む 3 本の燃料ピンを模擬したピンバンドル（3 本ピンバンドル）体系での水試験を実施してきた[2]。本報告では、3 本ピンバンドル体系におけるワイヤスペーサピン周辺の速度場について PIV を用いて計測を行い、解析コードの検証用データを整備するとともに Re 数が速度場に与える影響を確認した。

２．試験方法　図 1 に試験体の概要を示す。水に近い屈折率のフロン樹脂製の 3 本のワイヤスペーサピンが、サブチャンネルを含む最も単純な体系として、アクリル製の六角形のダクトに収納されている。試験では下部の流入部の流速条件をバンドル体系において層流と乱流の間の遷移領域に相当する Re=1350、2700、5000 に設定した 3 ケースにおいて PIV によって速度場の計測を行った。

３．試験結果　図 2 にサブチャンネル部の C ピンに近い垂直断面（y=11 mm）における鉛直方向の時間平均流速（Vz）分布を示す。なお Vz は流入部の平均入口断面流速（Vm）で規格化している。全 3 ケースにおいて、ワイヤを乗り越えた後のワイヤの左側では鉛直方向流速が減速し、ワイヤの右側では強い鉛直方向流速が確認された。これらの定性的な流況は Re 数の条件によらず同様であった。図 3 にワイヤがサブチャンネル部に交差する z/W=2.55 での水平断面（y=11 mm）における規格化した鉛直方向流速分布を示す。ワイヤ近傍(図 3 の①及び②)では Re 数が高いほど規格化した流速が高くなり、ワイヤから離れたところ(図 3 の③)では規格化した流速のピークは Re 数が低いほど高くなった。このことより、サブチャンネル間を冷却材が移行する効果（ワイヤによるミキシングの効果）が乱流に近づくほど大きくなり、Re 数が高くなるほど鉛直方向流速分布が平坦化することを確認した。

４．結言　3 本ピンバンドル体系の水試験において PIV 計測によってサブチャンネル部の速度場データを取得し、高速炉の燃料集合体に特徴的なワイヤによるミキシング効果の Re 依存を確認した。

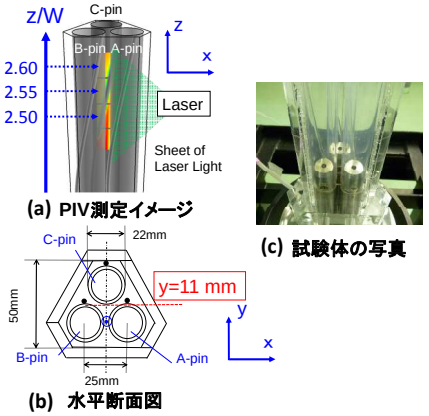


図 1 試験体の概要

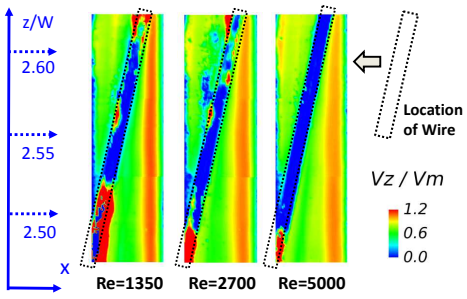


図 2 規格化 z 方向平均流速分布（y＝11mm）

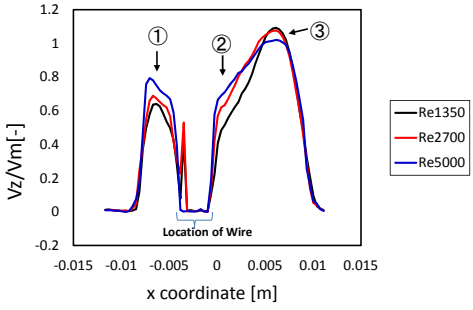


図 3 規格化 z 方向平均流速分布（z/W=2.55）

参考文献

[1] Y. Shimakawa, et al., Nuclear Technology, Vol.140, No.1, p1-17(2002)
[2] M. Nishimura, et al., Proc. of ICONE20-POWER2012-54404

*Tomoyuki HIYAMA[1], Kosuke AIZAWA[1], Masahiro NISHIMURA[1] and Akikazu KRIHARA[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

BWR 燃料サブチャンネルにおけるスペーサを通過する液滴流動の可視観察

Visual observation of droplet dynamics passing through a spacer in BWR fuel subchannels

*大川 理一郎[1]，古谷 正裕[1]，新井 崇洋[1]，滝口 広樹[1]，飯山 継正[1]

[1]電力中央研究所

BWR 燃料集合体スペーサの除熱メカニズムの解明を目的として、三次元造形によりサブチャンネル及びスペーサを模擬した流路を用い、スペーサを通過した液滴を光学計測して流動径や速度場を定量評価した。

キーワード：スペーサ、液滴冷却、沸騰遷移、BWR 燃料サブチャンネル、シャドウイメージング

1. 緒言　BWR 燃料の除熱性能を悪化させる液膜ドライアウト現象の改善策の１つとして、飛散した液滴を燃料棒表面に付着させる効果を高めたスペーサが開発されている。この効果についてスペーサの形状や構造に応じた高い分解能の実験データベースを蓄積し、適切にモデル化して解析による予測精度の向上を図ることが重要である。本研究は、スペーサの下流域における液滴の燃料棒表面への付着効果に着目し、そのメカニズムの解明を目的とする。

2. 試験体系　試験装置のテスト部を Fig.1 に示す。4 本の燃料棒に囲まれたセンターサブチャンネルと、2 本の燃料棒及びチャンネル壁に囲まれたサイドサブチャンネルを模擬した構造の樹脂製の鉛直上向き流路である。底部から空気流を供給すると共に、液滴を鉛直上方に射出するノズルが各サブチャンネルに 1 箇所ずつ設置されている。ノズルは内径 0.3mm の細管に先端が尖状の直径 0.25mm の針金（共に SUS 製）が挿入された構造で、形状の整った液滴が射出される。液滴は空気流に随伴して流れ、中央部に配置される模擬スペーサを通過する。液滴の計測はシャドウイメージングによる粒子追跡法を用いる。スペーサ通過後の下流側にアクリル壁の可視化領域を設け、光学計測の支障を防ぐため光を反射しない材質で造形した模擬燃料棒の隙間から、スペーサ上端 5mm の高さを撮影位置とする。ダブルパルス YAG レーザーを作動流体に照射し、テスト部の反対側に配置した高感度カメラで液滴の陰影を捉えて流動径を計測すると共に、微小時間差での連続撮影の差分により変位を計測する。模擬スペーサは Fig.2 に示すような丸セル型を適用する。肉厚は 0.5mm、燃料棒との間隙は 1.2mm、高さは 30mm である。

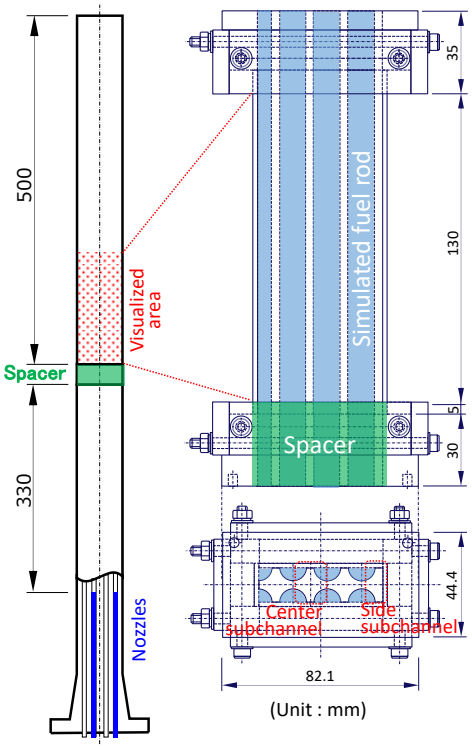


Fig.1　Test section

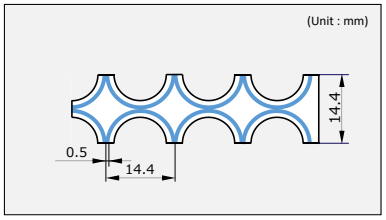


Fig.2　Simulated spacer (ferrule type)

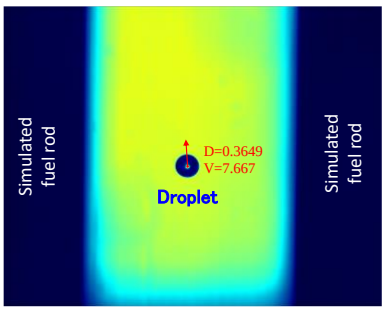


Fig.3　Droplet snapshot

3. 試験方法及び結果　本試験は大気圧(1 気圧)・常温(20℃)のもとで実施し、空気流は平均流速として 10 m/s を維持するよう設定した。また、液滴の変位計測の時間差は 2.5 μs とした。液滴の可視化計測結果の例を Fig.3 に示す。液滴径と同時に、変位計測に基づき液滴の速度ベクトルがデータとして取得される。液滴径は概ね 10～400 μm の分布で計測され、実機で想定される液滴流の径分布を網羅していることが確認された。また液滴挙動については、スペーサ設置の有無により異なる速度場が形成され、その傾向は液滴径の影響を受けることが観察された。

4. 結論　BWR 燃料集合体のサブチャンネルを模擬してスペーサ通過後の液滴挙動を直接観察できる試験体系を開発し、流動径や速度場を定量計測した。今後は計測データを分析し、液滴挙動に及ぼすスペーサの効果を明確化していく。

謝辞　本研究は、原子力規制庁委託事業「平成２９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。

*Riichiro Okawa[1], Masahiro Furuya[1], Takahiro Arai[1], Hiroki Takiguchi[1], Tsugumasa Iiyama[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

液相内高速気相噴流界面における液滴エントレインメント現象

Experimental Study on Droplet-Entrainment Phenomena at the Interface of High-Speed Gas Jet into a Liquid Pool

*杉本 太郎[1], 齋藤 慎平[1], 金子 暁子[1], 阿部 豊[1], 内堀 昭寛[2], 栗原 成計[2], 高田 孝[2], 大島 宏之[2]
[1]筑波大学, [2]日本原子力研究開発機構

Na 冷却高速炉の蒸気発生器内伝熱管破損時 Na-水反応現象に対する数値解析コードの妥当性評価・改良に資する実験データ取得のため，水中に高速で空気を噴出させて噴流の気液界面から噴流内部へと液滴がエントレインメントされる挙動を可視化し，画像処理によって液滴径と液滴速度を計測した．

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，蒸気発生器，Na-水反応現象，液滴エントレインメント，可視化

1. 緒言

Na 冷却高速炉の蒸気発生器内伝熱管破損時に水蒸気が液体 Na 中へ噴出する際，噴流界面から噴流内部にエントレインメントされた液滴が隣接伝熱管に衝突し破損伝播を招く危険性がある．JAEA は本現象に対する数値解析コードを既に開発しており[1]，本研究ではコードの妥当性確認・改良に資する実験データ取得のため水中に空気を高速で噴出させた際の液滴エントレインメント挙動の可視化，画像処理による液滴径と液滴速度の計測を行った．

2. 実験方法

実験体系を図 1 に示す．横幅 600 mm，高さ 400 mm，奥行き幅 3 mm の薄型水槽に溜めた水中に，横幅と奥行き幅が共に 3 mm のノズルから空気を j_g = 300 m/s で鉛直上方へ噴出させ，ノズル出口直上における噴流界面の状態を高速度ビデオカメラで撮影した．レーザーの第 1，2 パルスの発光タイミングを制御して連続する 2 枚の画像間の時間間隔を微小にする「フレームストラドリング法」を用いた．この画像間における液滴の微小な移動距離を画像間の時間間隔で除すことによって，高速で移動する液滴の速度計測を試みた．

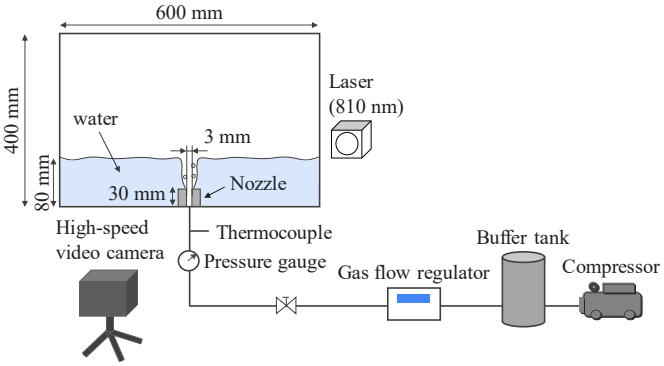


図 1 実験体系

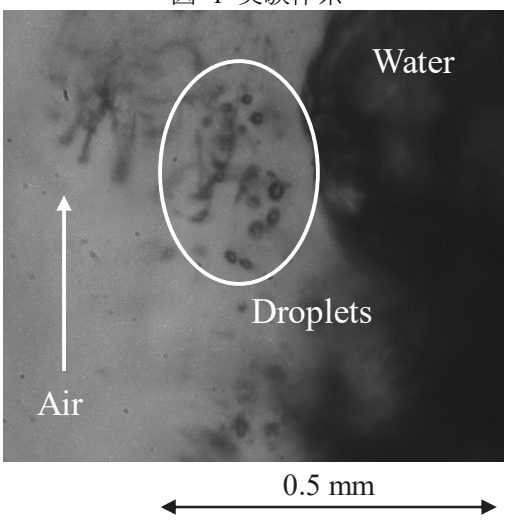


図 2 噴流内部にエントレインメントされた液滴

3. 実験結果

図 2 に示すように，気流に追従する高速な液滴の鮮明な可視化に成功した．画像処理によって液滴径と液滴速度を同時に計測し，解析コードの妥当性確認・改良に資する実験データベースの構築を行った．

参考文献

[1] A. Uchibori and H. Ohshima, Proc. of NTHAS-9, N9P0050, 2014.

*Taro Sugimoto[1], Shimpei Saito[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1], Akihiro Uchibori[2], Akikazu Kurihara[2], Takashi Takata[2], Hiroyuki Ohshima[2]
[1]University of Tsukuba, [2]JAEA

Evaluation of liquid film front behavior during rewetting process based on visualization experiment

*Dan Tri Le[1], Yuki Wada[1], Yasuteru Sibamoto[1] and Taisuke Yonomoto[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

The precursory cooling (PC) and heat transfer coefficient (HTC) during rewetting phenomena was experimentally investigated by a using single pin water-air test section.

Keywords: Precursory cooling, Rewetting

1. Introduction A rewetting phenomenon by liquid film propagation is one of key factors to evaluate peak cladding temperature and dryout duration after the occurrence of the post-boiling transition. The Atomic Energy Society of Japan (AESJ) standard (2003) proposed the empirical correlation to predict the rewetting velocity in the anticipated operational occurrence (AOO) conditions, which was recently applied to the evaluation of fuel rod surface temperature during an anticipated transient without scram (ATWS) for the safety review on the Japanese new regulation. These conditions are characterized by high heat flux and high mass flux. Previous study by the authors [1] have revealed that the rewet velocity is enhanced by heat transfer in the dryout area immediately ahead of liquid film front. The well heat transfer in this area is defined as PC in the present study. The mechanism of the PC is still not clarified because of insufficient related studies. In this view point, this study visually investigates liquid film front behavior on a single heater pin surface with air-water flow at atmospheric pressure. Results showed oscillatory formation of dry patches in the liquid film in the vicinity of the rewetting front. This oscillation continued until the heated rod was completely cooled.

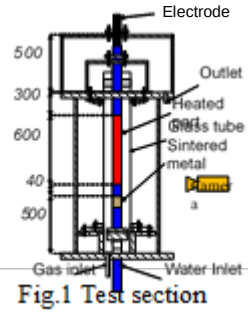


Fig.1 Test section

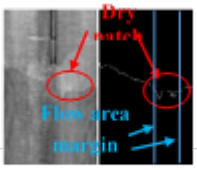


Fig.2 Edge detection of liquid

2. Experimental Figure 1 shows the PC test section with a heated rod with diameter of 11.2 mm and the heated length of 600 mm. The sintered metal was used to supply water into the test section as a liquid film. To detect the surface temperature, 12 thermo-couple with diameter of 0.5 mm were embedded on the rod surface. The Photron high speed camera was used for visualization. The experiments were performed with the wall temperature ranged from 300 to 600°C, water flow rate from 0.09 to 0.15 l/min, air flow rate from 30 to 70 m^3/h and the pressure of 0.1 MPa.

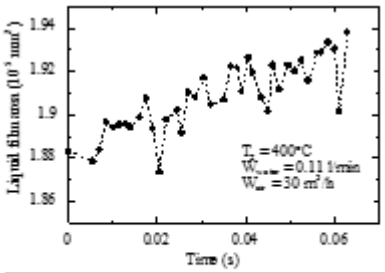


Fig.3 Liquid film area change during rewetting process

3. Results Figure 2 shows the captured pictures and detected edge of the liquid film during rewetting with a width of 7.1 mm which is nearly one-fifth of the heater rod perimeter. The detected edges showed the oscillatory rewetting front propagation including temporary dried patch formations below the front edge of the liquid film. In order to show quantitatively the oscillatory behavior, the liquid film area was evaluated for a region shown in the front view in Fig.2. The dry patches may appear at random in various places near the liquid film front. Therefore, the elevation was performed by dividing the analyzed area into several sub-regions with 1.2 mm width and 28.5 mm length. Figure 3 shows the result of image processing obtained in this way. The liquid film area was increase such that the liquid film flowed upwardly to rewet the dried surface temporarily, then decrease due to the quickly evaporation of liquid front and the appearance of dry patches. The formation process of the dry patch is shown in Fig. 4. Moreover, the oscillatory formation of partial dried area affected the evaluated liquid film area. This oscillatory formation repeated typically in 5 msec until the heated surface temperature finally decreases sufficiently.

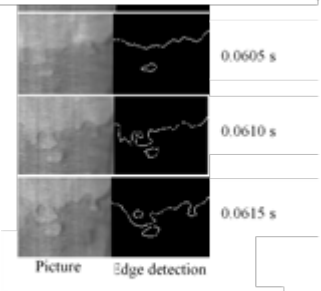


Fig.4 The formation of dry patch

4. Conclusion The mechanism of PC was visually investigated from the images of liquid film front, which has shown the oscillatory rewetting front propagation. This oscillation occurred until of the heated rod was cooled sufficiently.

Acknowledgement The experiment in this work was conducted under the auspices of Nuclear Regulation Authority of Japan.

References

[1] A.Satou, *et al.*, *Experimental Investigation of Post-BT Heat Transfer and Rewetting Phenomena*. ANS Best Estimate Plus Uncertainty International Conference (BEPU 2018). Italy, May 13-19, 2018 (BEPU2018-270)

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

[1I13-17] Thermal hydraulic Experiments 2

Chair:Masahiro Furuya(CRIEPI)

Wed. Mar 20, 2019 4:05 PM - 5:25 PM Room I (Common Education Bildg. 2 3F No.30)

[1I13] Evaluation of Void Fraction in a Vertical Pipe under Countercurrent Flow Limitation at Upper End

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

4:05 PM - 4:20 PM

[1I14] Effect of L/D ratio on drag coefficient of cylinder in coaxial flow

*Tsugumasa Iiyama[1], Masahiro FURUYA[1], Kenetsu SHIRAKAWA[1], Yoshiaki MAEDA[2], Yoshiaki KAWA[2], Michihiro KOIKE[2], Taro Shimada[3] (1. CRIEPI, 2. CERES, 3. JAPC)

4:20 PM - 4:35 PM

[1I15] Tow phase flow behavior and pressure rise phenomenon of a supersonic steam injector

*Yuki Kamata[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1] (1. Tsukuba Univ.)

4:35 PM - 4:50 PM

[1I16] CIGMA experiment on density stratification behavior by containment venting

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

4:50 PM - 5:05 PM

[1I17] Experimental Study to Improve Freeze Valve Performance in the Molten Salt Reactor

*Tatsuya Tokushima[1], Indarta Kuncoro Aji[1], Koji Enoki[1], Motoyasu Kinoshita[1,2], Tomio Okawa[1] (1. The University of Electro-Communications , 2. Molten Salt Laboratory Inc.)

5:05 PM - 5:20 PM

©Atomic Energy Society of Japan

上端での気液対向流制限下における鉛直管内ボイド率の評価

Evaluation of Void Fraction in a Vertical Pipe under Countercurrent Flow Limitation at Upper End

*村瀬 道雄[1]，西田 浩二[1]，高木 俊弥[1]，合田 頼人[2]，島村 長幸[2]，冨山 明男[2]
[1]原子力安全システム研究所，[2]神戸大学

鉛直管上端での気液対向流制限（CCFL）条件における鉛直管内でのボイド率について検討し、圧力勾配の測定値と圧力損失係数の 1/4 の壁面摩擦係数を用いるとボイド率を精度よく算出できることを確認した。

キーワード：鉛直管，気液対向流制限，ボイド率

1. 緒言　鉛直管の気液対向流制限 (CCFL) 条件におけるボイド率を直接測定した例は極めて少なく、一般的には管内での圧力勾配の測定値からボイド率が求められているが使用される壁面摩擦係数の相関式の影響が大きい。本報告では、CCFL 条件におけるボイド率の評価を目的として、島村ら[1]による直径 20 mm の鉛直管上端での空気・水 CCFL 実験データを用いてボイド率の評価方法について検討した。

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。環状流モデルでの計算には、ボイド率 α、壁面摩擦係数 fw、界面摩擦係数 fi に対する相関式が必要である。α の評価が目的であり、α に対する測定値や相関式はないものとする。上端 CCFL では壁面摩擦係数 fw は圧力損失係数 λ (Re_L)の 1/4 とほぼ一致する[1]ことから $fw = \lambda/4$ を使用する。CCFL 特性（J_G と J_L の関係）の測定例は多いことから、J_G に対する J_L の値は CCFL 相関式で与える。α の計算方法として、(a) CCFL 測定値にフィットする fi 相関式と $fw = \lambda/4$ および α 相関式の代わりに最大流量条件（$dJ_G/d\alpha = 0$）を使用、(b) 全流路に対する力の釣合い式(1)および圧力勾配測定値と $fw = 0$ を使用、(c) 式(1) および圧力勾配測定値と $fw = \lambda/4$ を使用、について検討した。

$$(dP_T/dz) = \{\rho_G \alpha + \rho_L (1-\alpha)\}g - (fw/2)\,\rho_L [J_L/(1-\alpha)]^2 (4/D) \quad (1)$$

液相体積率（1− α）の計算値を測定値と比較して図 1 に示す。測定値[1] の “Smooth” は上端 CCFL、“Rough” は下端 CCFL、“Transition” は上端から下端への遷移状態である。(a) CCFL 計算では（1− α）を若干過大に計算し、(b) $fw = 0$ を使用すると計算値は測定値と大きく異なり、(c) $fw = \lambda/4$ を使用すると計算値は測定値とほぼ一致した。$fw = \lambda/4$ での計算値が $fw = 0$ での計算値と一致している範囲では $J_L = 0$ である。下端 CCFL と遷移域では全ての計算値が測定値と一致せず、fw の相関式を変更する必要がある。

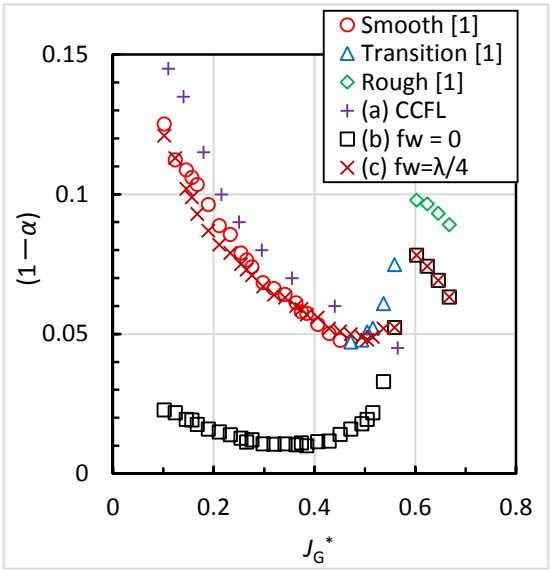


図 1　液相体積率（1− α）の比較

3. 結論　圧力勾配の測定値と壁面摩擦係数の相関式を用いると鉛直管上端 CCFL 条件での管内ボイド率を精度よく計算できることを確認した。

参考文献

[1] 島村長幸ほか，混相流シンポジウム 2018 (2018), D212.

* Michio Murase[1], Koji Nishida[1], Toshiya Takaki[1], Raito Goda[2], Takeyuki Shimamura[2], Akio Tomiyama[2]
[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc., [2]Kobe University

流れに平行な円柱の L/D 比が抗力係数に及ぼす影響

Effect of L/D ratio on drag coefficient of cylinder in coaxial flow

*飯山 継正[1]，古谷 正裕[1]，白川 健悦[1]
前田 義明[2]，川 芳昭[2]，小池 訓弘[2]，島田 太郎[3]
[1]電力中央研究所, [2]セレス, [3]日本原子力発電

水中を長尺体が落下する場合の衝撃力推定に必要な抗力係数を求めるため、直径(D)0.114 m で長さ(L)が異なる円柱を対象に抗力係数を水風洞実験にて求め、L/D 比が抗力係数にあたえる影響について検討した。

キーワード：抗力係数，円柱，L/D 比，平行流

1. 緒言

使用済燃料プールの健全性評価の一例として、プール内を落下する物体が床面に衝突した際の衝撃荷重が許容値以下となることを示す必要がある。対象となる落下物には、燃料集合体のように細長い形状の物体が含まれる。床面衝突時の運動エネルギーを推定するためには、水中での速度に応じた抗力係数が必要であるが、従来の知見は気中で且つ投影面の代表長さ(D)に対して長さ(L)の比(L/D)が小さい場合が多い[1][2]。燃料集合体のように L/D が 35 程度と大きい場合について水中での抗力係数の知見は見当たらない。

そこで本研究では、直径 0.114 m の円柱を用いて、L/D 比が 2, 7, 35 の三種類の試験体を水中で移動させて抗力係数を測定した結果を報告する。

2. 試験装置

試験水槽は、株式会社セレスの流速計試験所（東京都狛江市）の全長 155 m で幅 2 m、水位 1.8ｍの水路を用いた。 試験水槽に設置されたレール上を所定速度で走行する台車に、試験体を水平に保つリンク機構を連結させ、水路の中心に試験体を設置し、台車上のロードセルがリンク機構から受ける荷重を計測し、抗力計数を算出した。

試験体は円柱形状で、直径 0.114 m、全長が 0.23 m (L/D = 2), 0.80 m (L/D = 7), 4.0 m (L/D = 35)の 3 種類を用いた。試験体は、プール底から 1.0 m の位置に水平に設置した。走行車の移動速度は 2.0, 3.0, 4.0, 5.0, 6.0 m/s の 5 水準とした。得られた抗力値は試験体の支持構造のリンク機構の抗力値も含むため、リンク機構のみの抗力値も測定し、その値を減算することで試験体だけの抗力値を求めた。抗力係数の基準面積は直径 0.114 m の円が受ける面積を用いた。

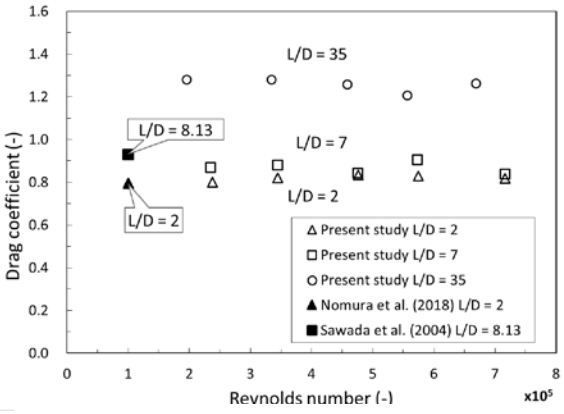


Fig 1 Reynolds number effect on drag coefficient

3. 結果

図 1 に試験結果を示す。抗力係数は速度に依らず概ね一定となり、レイノルズ数の違いによる感度は見られなかった。L/D = 2, 7 は先行研究の L/D = 2, 8.13 の抗力係数値と近い値となり、妥当性が確認された。

参考文献

[1] Nonomura, Taku et al. (2018). Effect of fineness ratios of 0.75–2.0 on aerodynamic drag of freestream-aligned circular cylinders measured using a magnetic suspension and balance system. Experiments in Fluids. 59. 77.

[2] 澤田秀夫，樋口 博，国益徹也，須田信一：「気流に平行に磁力支持された円柱の抵抗係数」，日本風工学会論文集，第 29 巻，第 4 号(通号第 101 号)，2004 年 10 月号

*Tsugumasa Iiyama[1], Masahiro Furuya[1], Kenetsu Shirakawa[1], Toshiaki Maeda[2], Yoshiaki Kawa[2], Michihiro Koike[2], Taro Shimada[3]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry, [2]CERES, Inc., [3]The Japan Atomic Power Company.

超音速インジェエクターの二相流挙動と昇圧現象

Two-phase flow behavior and pressure phenomenon of supersonic injector

*鎌田 裕貴[1]，金子 暁子[1]，阿部 豊[1]

[1]筑波大学

蒸気インジェクター（SI）における吐出噴流の流動構造を明らかにするため、内部流動を詳細に観察した。 ハイスピードカメラによる可視化や圧力の計測を実施し、吐出噴流内部で起きている現象について考察した。

キーワード：蒸気インジェクター，気液二相流，直接接触凝縮，圧力波，原子炉安全システム

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力を得る噴流ポンプである。無電源でも駆動することから原子力発電所における安全システムとしての運用が期待される。しかしながら、その作動特性や昇圧メカニズムは解明されていない。本研究では SI 内部における噴流の挙動を調べるため実験を行った。

2. 実験・結果

SI テスト部において流動の可視化、圧力の計測、および噴流に電流を流し電圧値の測定を行った。図 1 にスロート部の可視化の様子を示す。背後から光源を当てて撮影をしており輝度の低いところは小径の気泡もしくは液滴が光を遮るため暗く見えていると推測される。したがって暗く見えている領域は気相と液相による二相流挙動だと考えられ、明るく見えている領域は蒸気が凝縮しきったことによりほぼ液相で構成されていると推測される[1]。この流動挙動の変化点がスロートに達すると不作動になるということが分かっている[1]。図 1 は作動の限界であると思われる背圧の状態でしばらく放置した様子で自然と不作動状態へ遷移してしまう様子が確認された。次に各圧力計測位置の圧力を背圧ごとに計測し遷移の様子を図 2 のグラフに表した。上流から順に 1~8 とし P1,2 は混合部 P3~8 はディフューザ部である。この結果ディフューザ内で圧力は低背圧下では一様ではなく分布が存在し、高背圧下ではほぼ一様であることが分かった。また、噴流内のボイド率を見積もるために噴流に 300 μ A の電流を流し抵抗を計測した結果を図 3 に示す。電圧の値は減少傾向にあり、背圧が大きくなるにつれ噴流の状態が電気を通しやすい状態になっていくことが確認された。このことから背圧を大きくすることで噴流内の気相が減少していると考えられる。

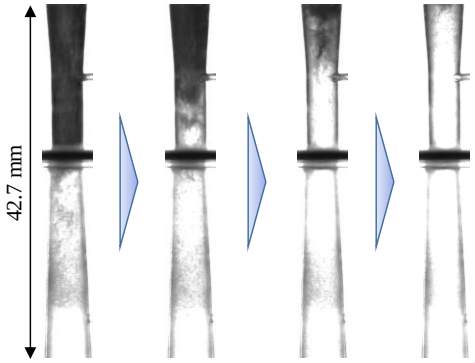


図 1 作動限界から不作動への変化

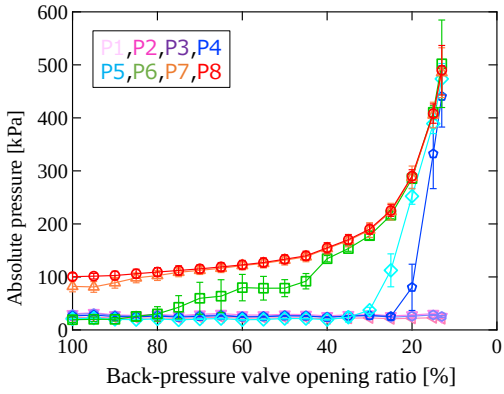


図 2 ディフューザ各位置の圧力挙動

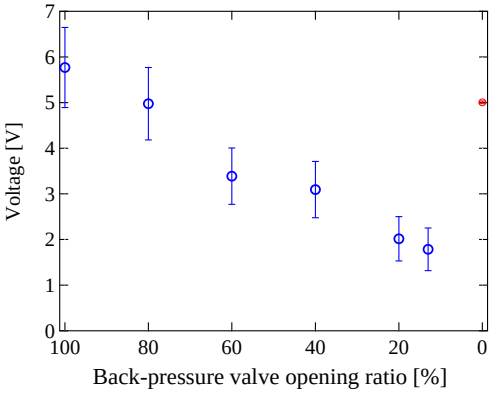


図 3 一定電流をかけた時の計測電圧値

3. 結言

本実験の結果から SI のディフューザ部における流動挙動は背圧条件によって圧力分布および気相割合が変化すると考えられる。また、SI の最大吐出圧力条件下での使用は不安定であり、作動の安定性は使用背圧条件に依存すると考えられる。

参考文献

[1] Abe, Y. et al (2014), "Study on the characteristics of the supersonic steam injector", Nuclear Engineering and Design, 268, 191-202.

*Yuki Kamata[1], Akiko Kaneko[1]and Yutaka Abe[1]

[1]University of Tsukuba

格納容器ベント時の密度成層挙動に関する CIGMA 実験

CIGMA experiment on density stratification behavior by containment venting

*石垣　将宏[1]，安部　諭[1]，柴本　泰照[1]，与能本　泰介[1]
[1]原子力機構

シビアアクシデント時の格納容器内における熱水力挙動を検討するため，原子力機構では大型格納容器実験装置 CIGMA を用いて実験を行っている。本発表では，格納容器ベント時における容器内ガス挙動について報告する。

キーワード：格納容器，CIGMA，ベント，ROSA-SA

1. はじめに　シビアアクシデント時において，格納容器ベントは格納容器の加圧を抑制する手段として期待されている [1]。これまで格納容器内における非一様なガス分布挙動に関する研究は包括的になされてきているが，ベント時における水素を含むガス挙動に関する研究は十分ではない。特に、水素燃焼リスクの観点から，格納容器および配管内のガス濃度・温度の詳細な分布・混合挙動や容器内構造物のガス移行挙動への影響，格納容器スプレイなど他のアクシデントマネジメント策との相互作用等が重要な因子と考えられる。本研究では最初の段階として，大型格納容器実験装置 CIGMA を用いて，容器内に障害物等がない条件でのベント実験を行い，容器内ガス濃度分布の計測を行った。

2. 実験内容　CIGMA 装置は直径 2.5m，高さ 11m の円筒形の試験容器を持ち，容器内部の気体温度，濃度，流速分布を CFD との比較が可能な程度に詳細計測できる。本実験では水素の代替ガスとしてヘリウムを使用し，水素移行挙動に着目するため容器内にヘリウム，蒸気，空気を用いた密度成層を初期条件として形成した。初期のガス組成は，シビアアクシデント時における実機格納容器内での水素発生量を考慮して決定し，ヘリウム 34kPa，空気 100kPa，蒸気 266kPa を注入した。各ガスを注入する前に容器壁の予熱を行った。ベントは容器下部（容器底部から高さ 1930mm の位置）から行った。ベント定格流量(m3/s)と格納容器体積(m3)の比(1/s)を用いて，CIGMA 容器体積を用いた場合にこの比が実機と同一の値となるようベント流量を決定した。

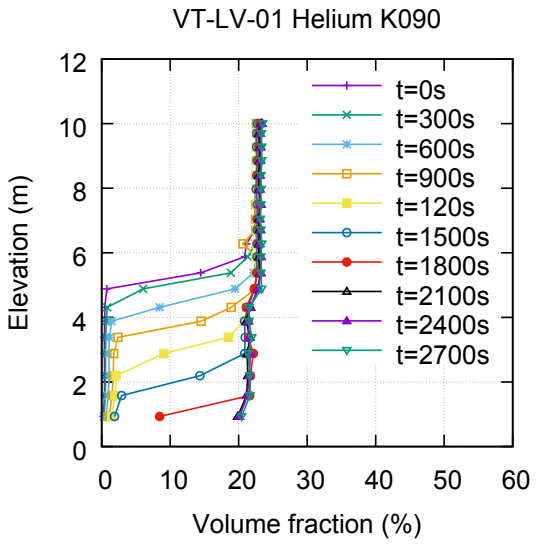


図 1.　ベント時の He 濃度の鉛直分布

3. 実験結果　図 1 に容器内鉛直方向のヘリウム濃度の分布を示す。時刻 0 秒で計測を開始し，約 150 秒でベントを開始した。容器上部のヘリウム濃度は終始変化せず，下方へとヘリウムの存在領域が拡大し，最終的に容器内で濃度が均一化する挙動が観察された。これは下部ベントラインから蒸気・空気のみの混合ガスが排出されたためと考えられる。また，ベント操作による容器内ガスの顕著な混合の発生は見られなかった。講演ではベント流量を変化させた場合の結果についても報告する。

参考文献　[1] OECD/NEA, “Status Report on Filtered Containment Venting”, NEA/CSNI/R(2014)7, (2014)

本研究は，原子力規制委員会原子力規制庁より受託した「平成 30 年度原子力施設等防災対策等委託費（軽水炉のシビアアクシデント時格納容器熱流動調査）事業」の一部として実施した。

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

溶融塩炉のフリーズバルブ高性能化のための実験

Experimental Study to Improve Freeze Valve Performance in the Molten Salt Reactor

*徳島 達也[1]，Indarta Kuncoro Aji[1]，榎木 光治[1]，木下 幹康[1,2]，大川 富雄[1]

[1]電気通信大学大学院，[2]熔融塩技研

溶融塩炉の安全装置フリーズバルブ（FV）の開時間を正確に予測する上で，金属壁を経由する熱移動が重要である．本研究では，金属壁の影響を含めた FV 開時間の数値的予測のため，検証用データを取得した．

キーワード：溶融塩炉，フリーズバルブ，安全装置，作動時間

1. 緒言

溶融塩炉では，緊急時に燃料の温度が上昇すると，フリーズバルブ（FV）が開いて液体燃料がダンプタンクに排出され，核反応が受動的に停止する．したがって，溶融塩炉の安全性を担保する上で，FV の作動時間は極めて重要である[1]．ここで，固体塩が配置される金属配管は，塩よりも高い熱伝導率を有する．このため，FV の作動時間を予測する上で，金属壁を経由する熱移動の影響を無視できない可能性がある．

2. 実験方法

金属壁が FV の作動時間に与える影響を考察するとともに，数値計算結果の検証データを取得するため，Fig. 1 に示す装置を用いて実験を実施した．ガラス容器内の固体塩に張力を加えた金属棒を配置し，上部から高温の溶融塩を注いだ．溶融塩の熱は，固液接触面または金属棒を経由して固体塩に伝わり，金属棒周囲の固体塩がすべて溶けると，張力によって棒が引き抜かれる．塩は HTS (Heat Transfer Salt)，金属棒の材質は，銅，黄銅，アルミニウムとした．固体塩の初期温度は 130℃，溶融塩の初期温度はパラメーターとし，ビデオカメラを用いた可視化観察により，金属棒の引き抜き時間を計測した．

3. 実験結果及び考察

棒材質が黄銅の場合について，溶融塩初期温度と引き抜き時間の関係を Fig. 2 に示す．本図より，溶融塩温度の上昇とともに引き抜き時間が短くなることがわかる．本図には，VOF 法による計算結果も示した．実験値よりも計算値が短いのは，実験装置の放熱の影響があると推察される．金属棒の熱伝導率の影響を Fig. 3 に示す．熱伝導率の増加とともに引き抜き時間が急速に低下していることから，固体塩の溶融に金属内熱移動が大きく関与しており，溶融塩炉の FV でも金属壁を経由する熱移動の影響が大きいことが強く示唆される．銅の結果で，実験値が短いのは，溶融塩供給直後の対流伝熱の影響と推察される．

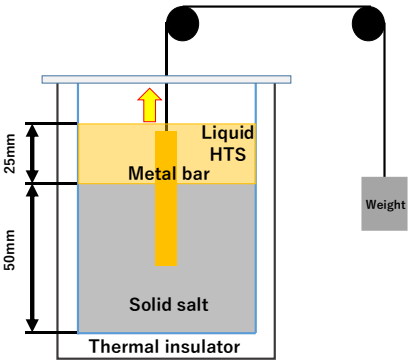


Fig. 1 Experimental apparatus

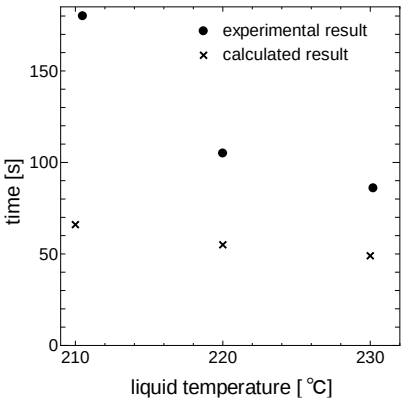


Fig. 2 Pull-out time (brass bar)

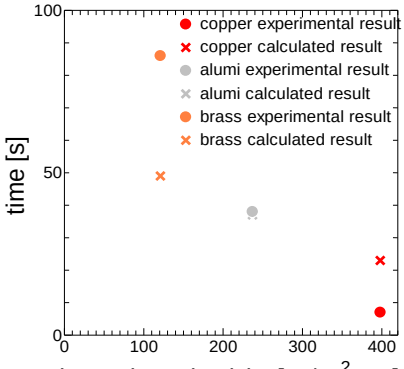


Fig. 3 Effect of thermal conductivity of metal bar

参考文献

[1] Q. Li, et al., Proc. 12th NRC/ASME Symposium on Valves, Pumps, and Inservice Testing, pp. 325-341 (2014).

*Tatsuya Tokushima[1], Indarta Kuncoro Aji[1], Koji Enoki[1], Motoyasu Kinoshita[1,2] and Tomio Okawa[1],

[1]The University of Electro Communications., [2]Molten Salt Laboratory Inc.

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

[1J01-05] Advanced Reactor Design

Chair:Kosuke Aizawa(JAEA)

Wed. Mar 20, 2019 10:30 AM - 11:55 AM Room J (Common Education Bildg. 2 3F No.32)

[1J01] Experience on design and operation of sodium components

*Kazuhito SHIMOYAMA[1], Masato HAYAKAWA[1], Hiroyuki MIYAKOSHI[1], Kuniaki ARA[1] （1. Japan Atomic Energy Agency）

10:30 AM - 10:45 AM

[1J02] Experience on design and operation of sodium components

*Masato HAYAKAWA[1], Kazuhito SHIMOYAMA[1], Hiroyuki MIYAKOSHI[1], Kuniaki ARA[1] （1. Japan Atomic Energy Agency）

10:45 AM - 11:00 AM

[1J03] Current status and issues of evaluation methods for fuel and fission products behavior in High Temperature Gas-cooled Reactor System.

*Kazuhiko SAWA[1] （1. Faculty of Engineerin, Hokkaido University）

11:00 AM - 11:15 AM

[1J04] Hydride moderated heat-pipe cooled very small modular reactor MoveluX

*Rei Kimura[1], Kazuhito Asano[1], Tetu Suzuki[1] （1. Toshiba Energy Systems &Solutions）

11:15 AM - 11:30 AM

[1J05] Molten Salt Reactor Design Code Development

*Motoyasu Kinoshita[1,2], Sho Mori[1,3], Fumihiro Chiba[1], Kazuki Morita[1,4], Aji Indarta[2,1], Tatsuya Tokushima[2], Tomio Okawa[2] （1. MSLab, 2. UEC, 3. TUAT, 4. KeioUniv）

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

ナトリウム機器の取扱い経験
（1）知見集約の視点と計画

Experience on design and operation of sodium components
(1) Plan of technical evaluation

*下山　一仁，早川　雅人，宮越　博幸，荒　邦章
日本原子力研究開発機構

高速炉の機器・システム開発に供した試験装置の分解、観察等の機会を通じて、ナトリウム機器技術に係る知見の集約を進めている。
本報では、知見の集約に向けた活動計画並びに現在の状況について報告する。

キーワード：ナトリウム，高速炉，ナトリウム機器技術，知見集約

1. 緒言

R&D 施設において所期の目的を達成した試験装置およびナトリウム機器試験体について、順次、分解、検査、観察等を行い、ナトリウム機器に固有の設計等の検証ならびに改善すべき事項等の情報を抽出して高度化を図るため知見の集約を進めている。本報告ではこれまでに得ている情報を整理すると共に、今後実施するナトリウム機器の分解・観察等に基づく知見集約計画を報告する。

2. 知見集約の視点

研究開発に供してきた試験装置は、それぞれ目的に応じた仕様、設計条件のもとに、運転（使用）履歴、特徴がある。それらを考慮して各機器の分解、観察等を行い、表 1 に示す視点で知見を集約する。
具体的な情報収集は、対象機器の要求性能、着眼点、設計ニーズ等を考慮して、①状態の把握（目視観察、部位切り出し）、②測定／分析等検査（寸法／形状測定、化学分析、非破壊／破壊検査等）を実施している。

表 1　知見集約の視点と整理のポイント

視　点	整理のポイント
(1) 高温ナトリウム取扱いの視点	①材料、構造（ノズル／当て板構造、材料腐食等） ②機器／配管の配置（移動脚、引廻し、支持構造等） ③熱過渡（ミキシング部仕様等） ・・・
(2) 使用上の特徴、運転履歴の視点	①構造物の強度低下、損傷 ②応力緩和等設計対応の効果検証 ③運転履歴（熱負荷、過渡印加条件）と材料・構造の劣化との相関 ④ガス系設備（ベーパートラップと接続配管仕様、引廻し等） ・・・
(3) ナトリウムの特性に起因する現象の視点	①純度管理（ナトリウム中の不純物挙動） ②質量移行挙動、移行元素と移行量 ③温度（蒸気圧）の変化によるガス系のナトリウム挙動 ④機器のナトリウム接液部様相／影響／ダメージ ・・・

3. 知見蓄積・集約の実施状況

汎用性のある知見の集約を目指して、種類や機能の異なる複数のナトリウム機器等を対象に表 1 に示すナトリウム機器技術に共通する評価の視点を適用して、情報の収集・整理並びにそれらに基づく集約を図る。
具体的にはナトリウムの特性に起因する現象の視点に基づく集約として、例えばナトリウム機器の特徴である有液面構造で考慮すべきカバーガス空間のナトリウム挙動を対象に、体系が比較的単純な貯蔵タンクを取り上げ、更に他の冷却系機器等の知見を含めて、カバーガス空間へのナトリウム付着挙動について集約を進めている。そのうち、これまで検討してきた貯蔵タンクから得られた知見については本報に続き報告する。また現在、例えば高温構造設計の検証や高度化の観点で有益な知見が期待される比較的高温且つ熱過渡履歴を受けた試験装置解体に伴う知見集約を計画している。

* Kazuhito Shimoyama, Masato Hayakawa, Hiroyuki Miyakoshi, Kuniaki Ara
Japan Atomic Energy Agency

ナトリウム機器の取扱い経験
（2）容器内カバーガス空間のナトリウム挙動

Experience on design and operation of sodium components
(2) Sodium behaviors in cover gas region of sodium components

*早川 雅人，下山 一仁，宮越 博幸，荒 邦章
日本原子力研究開発機構

高速炉の機器・システム開発に供した試験装置の分解、観察等の機会を通じて、ナトリウム機器技術に係る知見の集約を進めている。本報では、知見集約に向けた取り組みの中からナトリウム機器の特徴である有液面機器のカバーガス空間におけるナトリウム挙動について、ナトリウム貯蔵タンクを例に報告する。

キーワード：ナトリウム，高速炉，カバーガス，ミスト，不純物

1. 緒言

高速炉の機器・システム開発に供したナトリウム試験装置の解体の機会を得て、内部の構造や状態を調査し、使用履歴を考慮しながら、設計・製作技術ならびに運転保守技術の検証を行うとともに、留意点を把握してそれぞれの技術に反映・改善を図るべく知見集約を進めている。知見集約はナトリウム固有の諸現 象を対象とするが、直近で貯蔵タンク群の解体を実施したことから、カバーガス空間におけるナトリウムの挙動及びその現象の支配要因について検討を行った。

2. カバーガス空間におけるナトリウム挙動とその影響要因

(1) 挙動：液面から蒸発したナトリウムは、蒸気およびミストとして空間に存在し、容器内壁や容器内構造物表面に付着する。付着したナトリウムは環境条件に応じて流下（或いは滴下）してナトリウム液内に環流する。

(2) 現象に及ぼす影響要因：上記の現象に影響を及ぼす要因は、蒸発挙動を支配するナトリウム温度、蒸気の凝縮およびミスト生成を支配する空間温度、ナトリウムミスト等が付着する構造物（容器内壁、容器内構造物）の形状とその温度、ならびにカバーガス空間内の（気流の）流動様相となる。また、ナトリウムの性状や様態変化に及ぼす要因として不純物（酸素等）の存在が挙げられる。これらの要因の影響の大きさは、機器の設計や運転条件に依存しているので、実際の機器（試験装置）では個別の使用（試験）条件に応じてナトリウム付着様相を呈することが推測される。

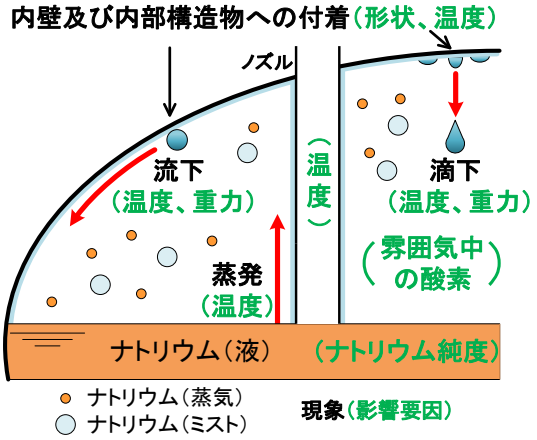


図１ ナトリウム挙動と影響要因のイメージ

このため設計や運転（使用）条件の異なる複数の貯蔵タンクの内部観察結果から、ナトリウムの付着に及ぼす影響要因を視点として設計や使用条件（履歴）とナトリウム付着様相との関係について検討した。

3. 使用条件とナトリウム付着状況

上記に示した整理に基づき、カバーガス空間内におけるナトリウム付着状況を、機器設計や使用条件に起因する付着挙動の影響要因に基づく推定と比較した。

(1)ナトリウム付着に影響が大きいと推定される不純物（酸素）について検討した。装置内の純化が充分に機能し且つ外部からの持ち込み酸素が低いレベルで管理されていた機器の容器内壁や内部構造物への付着様相は、表層に僅かに存在する程度であることが確認された。これは実プラントの環境条件に近く、実炉では適切なナトリウム純度管理により特段の問題を生じないことを示している。

(2)一方、装置を供する試験の性格上、比較的多くの酸素の混入が推定される場合には、容器内面に膜状の堆積が確認された。これは容器内壁等に付着したナトリウムの酸化及び酸化されたミストの付着等がその要因と推定される。

(3)また、容器内壁や容器内構物の温度の影響は、相対的に低温の部位への付着量が大きく、特に、ノズル部位について内部（ガス）温度が比較的低く酸化影響が重畳することにより付着量が増加していることが認められた。付着壁の温度は、付着堆積したナトリウムの流下挙動にも影響を与えることから温度管理も重要となる。

(4)この他、付着部位による影響として、垂直或いは傾斜のある内壁部位において付着ナトリウムの流下が促進されるが、カバーガス領域上部の水平箇所（天井部位）は滴の形成と滴下の様相を呈するため、付着量は相対的に大きくなる。この場合に酸素影響が重畳すると滴が固化し付着量が増大している。

本報では貯蔵タンクのようなカバーガス空間が比較的単純な形状を対象として検討を行ったが、今後は、他の炉体構造機器や冷却系機器のように複雑な形状を有する機器に関する知見の蓄積と反映を進める。

*Masato Hayakawa , Kazuhito Shimoyama , Hiroyuki Miyakoshi and Kuniaki Ara
Japan Atomic Energy Agency

高温ガス炉における燃料・核分裂生成物挙動評価手法の現状と課題

Current status and issues of evaluation methods for fuel and fission products behavior in High Temperature Gas-cooled Reactor System.

*沢　和弘[1]
[1]北海道大学

高温ガス炉の安全評価上極めて重要な（1）燃料健全性、（2）燃料からの FP 放出、（3）1 次冷却設備中での FP 沈着、（4）事故時の FP 挙動、（5）格納容器（CV）、原子炉建屋（RB）における FP 挙動の評価手法について、現状と課題を整理した。

Keywords：High Temperature Gas-cooled Reactor, Fuel, Fission products, Evaluation method

1. 緒言

安全性が高く、多様な熱利用が可能な高温ガス炉は、日本が技術的に世界をリードしている。高温ガス炉では、被覆燃料粒子が核分裂生成物（FP）放出の障壁として大きな役割を有していることが特長であり、燃料及び FP 挙動の正確な評価が安全評価において極めて重要である。

2. 評価手法の現状と課題

2-1. 燃料健全性

考慮すべき破損機構と評価手法はほぼ確立されている。実用炉の設計上重要な、被覆燃料粒子の内圧破損については、熱分解炭素層の照射下における寸法変化などの物性値を適切に推定する工夫が必要である。

2-2. 燃料からの FP 放出

希ガスについては、HTTR の運転データ等で検証されている。セシウム（Cs）については、国際協力下でのベンチマーク等で多層拡散解析とその拡散係数の妥当性が概ね明らかになってきている。設計上影響のある SiC のみに亀裂のある粒子からの放出モデルが未確立であり、課題となっている。

2-3. 1 次冷却設備中での FP 沈着

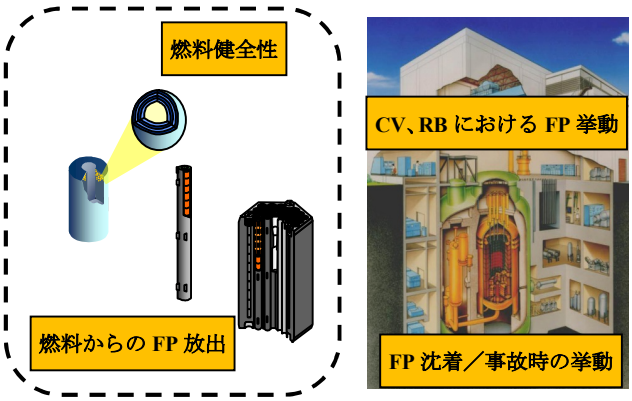
Cs、I については検証済みのモデルがある。ガスタービンシステムで問題となりうる銀については、炉内でのデータがほとんどないため、炉外試験により検討が進められている。

2-4. 事故時の FP 挙動

配管破断時の沈着 Cs、I の離脱挙動については、実験データに基づくモデルがある。水系を接続した際の水浸入時の挙動については、酸化被膜の挙動に着目した実験を含む検討が必要である。

2-5. 格納容器、原子炉建屋における FP 挙動

基本的には軽水炉と大きく変わらない。有機ヨウ素の割合については、実験データを取得している。



3. 結論

高温ガス炉の安全評価上重要な燃料及び FP の評価手法の現状と課題について整理した。課題については、これまでの実験データ等の知見に基づき、新たなモデル構築など解決を試みていく。

---

*Kazuhiro Sawa
Hokkaido Univ.

水素化物減速ヒートパイプ冷却超小型炉 MoveluX の開発
(1)：原子炉システム及び炉心コンセプト概要

Hydride moderated heat-pipe cooled very small modular reactor MoveluX

(1): Overview of reactor system and core concept

*木村 礼[1]，浅野 和仁[1]，鈴木 哲[1]

[1]東芝エネルギーシステムズ(株)

近年，僻地などでの利用が検討されている 10MWe 以下程度の超小型炉には，低コスト，受動的安全性などが求められる．本研究ではヒートパイプ・水素化物固体減速材の採用し可搬性が高く，可動部を用いない受動的除熱・受動的炉停止が可能な超小型炉システム MoveluX^{TM} (Mobile VEry small reactor for Local Utility in X-mark)を検討している．発表ではシステム全体および炉心のコンセプト概要を説明する．

キーワード：SMR，超小型炉，ヒートパイプ，受動的安全性，金属水素化物

1. 緒言

近年，社会的な脱炭素化の流れや遠隔地での小型火力・ディーゼル発電のコスト高から 10MWe 以下程度の超小型原子炉が北米を中心に着目されている．超小型炉には設置が容易で導入コストが低く，高い受動的安全性を備え，かつメンテナンス頻度を低減することが求められる．本研究ではヒートパイプ・水素化物固体減速材の採用によりシステムを簡素化して可搬性が高く，可動部を用いない受動的除熱・受動的炉停止が可能な超小型炉システム MoveluX^{TM} (Mobile VEry small reactor for Local Utility in X-mark)のコンセプト検討および炉心の基礎的な成立性検討を実施した．

2. コンセプト検討

MoveluX のシステム概要図を図１に示す．本システムは 10MWt/3~4MWe のシステムであり，炉心で発生した熱をヒートパイプを用いて受動的に除熱し，熱交換器でブレイトンサイクル側と熱交換を行う．図２に示すようにシステムはコンテナ２つ分程度であり，可搬性に優れ，建設コストを大幅に抑制可能なシステムとしている．

3. 炉心の基礎的な成立性検討

炉心を低濃縮ウランで構築し，かつ800℃程度の高温運転を可能とするために水素化カルシウムを減速材として用いた．通常運転時の制約として減速材温度を水素解離温度である 800℃以下に抑制する必要がある．本研究では減速材と燃料をヒートパイプで熱的に分離する配置を考案し，減速材温度をヒートパイプ温度程度に抑制できることを確認した．

4. 結論

小型で受動的安全性が高い超小型原子炉システムのコンセプトを検討した．また，炉心の設計思想を構築し，温度制約を満足可能であることを示した．

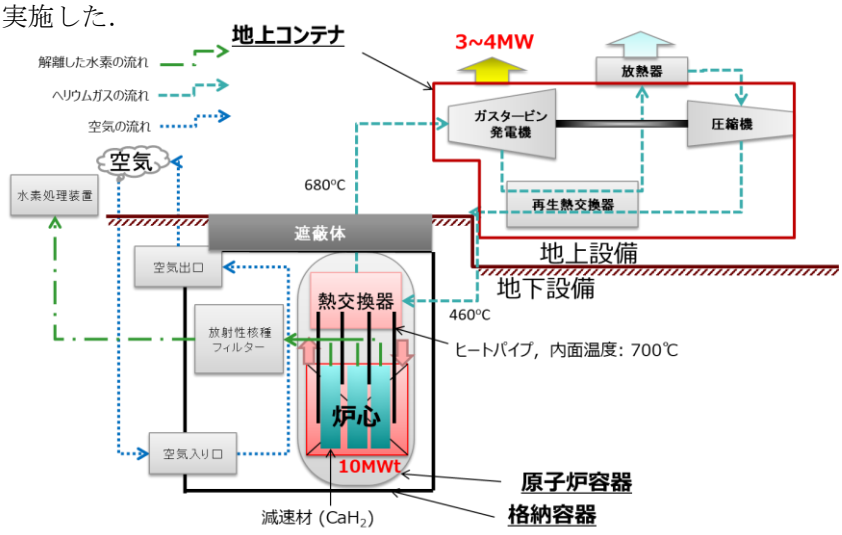


図１：システム概要図

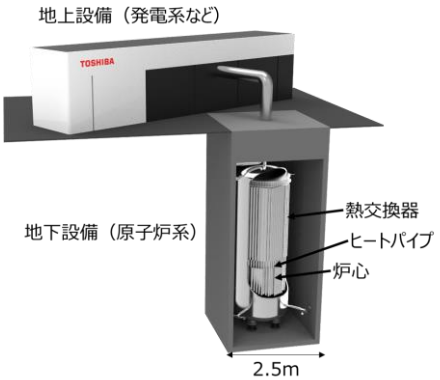


図２：システム鳥瞰図

*Rei Kimura[1], Kazuhito Asano[1] and Tetu Suzuki[1]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions

溶融塩炉プラント設計計算コードの開発
（1）溶融塩ループ性能評価コード

Molten Salt Reactor Design Code Development

(1) Loop Performance Analysis Code

*木下 幹康[1,4,5]，森 承宇[1,2]，千葉 文弘[1,4]，森田一軌[1,3], Indarta K. Aji[1,4]，徳島 達也[4]，大川 富雄[4]

[1]熔融塩技研，[2]農工大,[3]慶大,[4]電通大、[5]東大人工物

Development of design code for MSR (fast and/or thermal) plant has been initiated. Computer code for evaluation of molten salt loop performance was developed and verification is in-progress with MSRE data of ORNL of 1960th.

キーワード：溶融塩，循環ループ，溶融塩炉, MSR, SMR，フッ化物， 塩化物，使用済み燃料，再処理

1. 緒言

東日本大震災に引き続く原子力事故（3.11）と向き合い、核エネルギーの扱い方を反省し、ここに若いメンバーが参集した。私達の目標は、一般家庭に隣接して置かれても危険なく安心し生活できる物理的、化学的、工学基本原理（例えば密閉の速度論）的に、即ち原理的に安全なプラントを実現することにある。

その第一歩としてORNL開発のMSRプラントの基礎となる溶融塩ループ技術を自らの手で成熟させる。なお高温溶融塩ループ技術は、その熱源にかかわらず熱の有効利用即ち蓄熱、水素製造等の基礎となる。

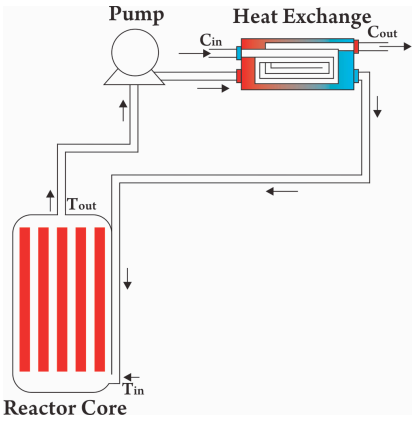
2. 概要

2-1.シミュレーション計算コード

溶融塩炉（MSRE）をモデルにした一次元円環状熱循環ループの挙動を、非圧縮性流体、質量保存、熱輸送、壁摩擦力、静圧／動圧、をセグメント分割により定式化し、閉鎖ループとして収束計算する。

2-2. コード検証計算

MSREの概略図（高さ方向、横方向位置）を以下に示す。崩壊熱を除去する自然対流実験の結果 [1]をコード検証に利用する。シャットダウン時の出力354KW、炉心内の温度上昇76°F（24.4℃）、流量31gpm（1.96リットル/秒）、炉心温度上昇約42℃（1120°F （604℃）から1196°F（646℃））である。



開発したコードは、ポンプ停止時自然循環での実測された炉心熱出力対 温度上昇を概ね再現できた。但し、熱交換器や炉心での圧損、配管等からの熱損失、ポンプ部フィルガス圧力など、不確定な項目が多く、今後検証に向けより詳しいデータ入手を試みる。

3. 結論

溶融塩ループ性能評価計算コードを開発し、MSREの自然対流試験の解析を行い再現に見通しを得た。今後は明らかになった課題をもとに、ポンプ、熱交換器などの機器、乱流抵抗、オリフィス、ベンド部圧力損失などのモデル開発や改良と組込みを進める。

参考文献

[1] ORNL-4396, MSR-Semi Annual Progress Report、

[2] ORNL-TM-0728, MSRE Design and Operations Report, Part I. Description of Reactor Design.

*Motoyasu Kinoshita[1,4,5], Sho Mori[1,2], Fumihiro Chiba[1,4], Kazuki Morita[1,3], Indarta K. Aji[1,4], Tatsuya Tokushima[4], Tomio Okawa[4],

[1]MSLab inc., [2]Tokyo Univ. of Agriculture and Technology, [3]Keio Univ., [4]Univ. of Electro Communications , [5]Univ. of Tokyo

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

[1J06-08] Supercritical-Water-Cooled Reactor

Chair:Rei Kimura(TOSHIBA ESS)

Wed. Mar 20, 2019 2:45 PM - 3:35 PM Room J (Common Education Bildg. 2 3F No.32)

[1J06] Research on fundamental technology for SCWR based on RISA

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

2:45 PM - 3:00 PM

[1J07] Research on fundamental technology for SCWR based on RISA

*Wilson Susanto[1], Tomonori Ihara[1], Tatsuya Hazuku[1], Shinichi Morooka[2], Daisuke Ito[3], Sho Kano[4]
（1. Tokyo University of Marine Science and Technology, 2. Waseda University, 3. Kyoto University, 4. The University of Tokyo）

3:00 PM - 3:15 PM

[1J08] Research on fundamental technology for SCWR based on RISA

*Sho Kano[1], Hilong Yang[1], John Patric McGrady[1], Tomonori Ihara[2], Tatsuya Hazuku[2], Hiroaki Abe[1]
（1. The University of Tokyo, 2. The University of Marine Science and Technology）

3:15 PM - 3:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

放射線誘起表面活性効果を用いた超臨界圧軽水冷却炉の基盤技術研究 (第 11 報　金属材料の電気化学特性に及ぼす中性子線照射の影響)

Research on fundamental technology for SCWR based on RISA
(11th report, Effect of neutron irradiation on electrochemical characteristics on metal)

*田口 涼太[1]，井原 智則[1]，波津久 達也[1]，賞雅 寛而[1]，叶野 翔[2]，阿部 弘亨[2]
[1]東京海洋大学，[2]東京大学

中性子線照射により放射化したステンレス材の電気化学特性（腐食電位および分極曲線）を温度 350 ºC までの高温純水中において計測し，放射化前のそれらと比較した．

キーワード：超臨界圧軽水冷却炉，放射線誘起表面活性，腐食，電気化学計測

1. はじめに

第 4 世代原子炉として超臨界圧軽水冷却炉（SCWR）の概念炉設計研究が進められている[1]．一方，放射線誘起表面活性（RISA）は，放射線照射下で金属材料及び酸化被膜表面の電気的相互作用により防食効果を生ずる現象である[2]．我々は RISA による腐食特性を実験的に評価し，最終的に SCWR の基礎的設計指針に反映することを目的に研究を行っている．本報告では，中性子照射によって放射化されたステンレス材を 350 ºC，16.5 MPa までの高温高圧下で電気化学特性を計測した結果を報告する．

2. 試験装置および試験方法

本試験における電気化学計測は，前報と同じ静置型オートクレーブ（設計温度 360 ºC，設計圧力 22MPa）を用いて，参照電極をオートクレーブ外に設置する外部参照電極法により実施された．試験片は 8×16×3 mm の SUS304 材であり，#2000 のエメリー紙で表面を研磨したものと，同研磨後に超臨界下（圧力 36 MPa，温度 510 ºC）に 90 時間浸漬して酸化被膜を施した 2 種類の試験片が用いられた．中性子線照射による試験片の放射化は，京都大学複合原子力科学研究所の研究用原子炉において実施された．試験直前の線量は，試験片表面から 2 cm の位置で 250 μGy/h であった．この試験片をオートクレーブ内の純水に浸漬させる．窒素置換により純水中の溶存酸素を 50 ppb 以下まで低減させた後に温度 350 ºC（飽和圧力 16.5 MPa）までの腐食電位および分極を計測し，非放射化材の測定結果と比較した．

3. 結果・考察

腐食電位の測定結果を Fig. 1 に示す．電位が安定した点での腐食電位は，非放射化試験片を用いた場合より放射化試験片を用いた場合の方が卑下している．これは，試験片の酸化膜が n 型半導体の特性を有し，放射線によって励起した電子がバンド曲がりに沿って母材側に移行することで生じたものと考えられる．Fig. 2 に分極曲線の測定結果を示す．放射化試験片の分極曲線は低電位域において電流密度が増加している．これは，酸化膜内に形成した正孔が表面側に移行することで酸化反応が促進したためと考えられる．一方，放射化試験片の高電位域における電流密度が低下しているが，これは，温度の上昇によって形成する酸化膜の構造が変化していることを示唆している．

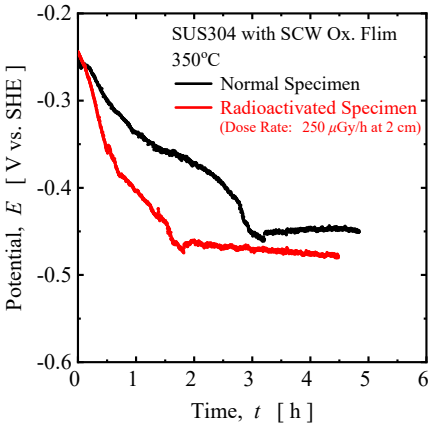


Fig. 1　Corrosion potential

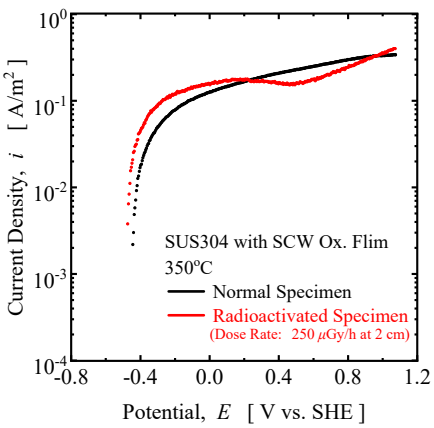


Fig. 2　Polarization curve

4. まとめ

温度 350 ºC までの高温高圧下において，放射化試験片の電気化学特性を計測し，放射化試験片の RISA による腐食電位の卑化を確認した．分極曲線は放射化前後で異なる傾向を示しており，酸化物の形成状態が放射化により変化している可能性がある．今後は，放射化試験片の追加実験を行い，再現性および放射化量（線量率）の影響を確認する予定である．

参考文献

[1] 岡芳明，他 10 名，日本原子力学会誌，37-9, 766-795 (1995)
[2] 賞雅寛而，他 3 名，日本原子力学会誌, 49-1, 45-50 (2007)

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

Research on fundamental technology for SCWR based on RISA (12th report, Wettability observation in capillary tubes at subcritical condition using neutron radiography)

*Wilson Susanto[1], Tomonori Ihara[1], Tatsuya Hazuku[1], Shinichi Morooka[2], Daisuke Ito[3], Sho Kano[4]

[1]Tokyo University of Marine Science and Technology, [2]Waseda University, [3]Kyoto University, [4]The University of Tokyo

In order to evaluate the effectiveness of radiation-induced surface activation (RISA) to an enhancement of metal surface wettability under a subcritical condition, a new method to measure the wettability in small diameter pipes from an observation of a capillary action using neutron radiography was examined.

Keywords: SCWR, RISA, Wettability, Capillary action, Neutron radiography

1. Introduction

From a viewpoint of the importance of fundamental knowledge regarding fluid property in the thermal design and reactor safety analysis of a supercritical water reactor (SCWR), improvement of metal surface wettability due to the RISA under temperatures up to 290 ºC was evaluated in our previous report [1]. It was confirmed that the surface wettability on oxide metals after γ-ray irradiation was improved regardless of specimen type, while the changes in contact angle due to radiation was reduced at high temperatures over 250 ºC. In order to evaluate the effectiveness of the RISA under a subcritical condition with temperature over 300 ºC, we examined a new method to measure the surface wettability based on an observation of a capillary action using neutron radiography.

2. Experimental

A test section for taking the image of water in capillary pipes consisted of a test pipes, manifolds and heater blocks. Stainless-316 pipes with inner diameters of 0.5, 0.8, 1.2, 1.4 and 1.8 mm were used as test pipes. The test section was pressurized at 21 MPa using a nitrogen gas bottle and set at 320 ºC using 3 aluminum heater blocks attached on the bottom, the middle and the top parts of test section. A plunger pump introduced a distilled water into a bottom manifold connecting to the test pipes. Water levels formed in the test pipes were measured by analyzing the test section image obtained by the neutron radiography [2].

3. Results

Figure 1 shows a typical image in the test pipes obtained by the neutron radiography. The water levels in the pipes are increased due to the capillary force in the order of decreasing pipe diameter. Figure 2 shows the relationship between the pipe diameter and the relative water level difference from that in a 0.8 mm-diameter pipe. In the figure, a line indicates the value calculated with a force balance equation which took gravity and surface tension forces into account. The calculated value has a good agreement with the measured data if the contact angle between liquid and pipe wall is assumed to be 33º in the calculation. The result reveals that the proposed method is applicable in evaluating metal surface wettability under high-temperature conditions. The effectiveness of RISA under the subcritical condition will be reported in the presentation.

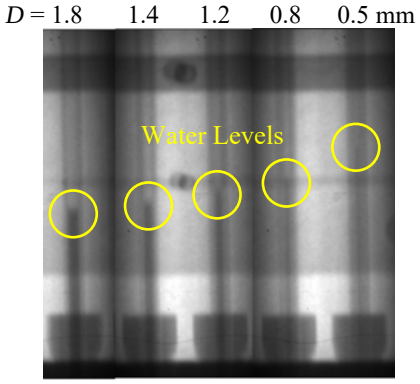


Fig. 1 Typical image in capillary pipes taken by neutron radiography

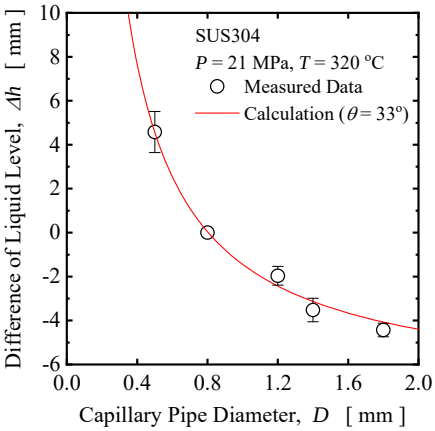


Fig. 2 Relationship between pipe diameter and water level difference

References

[1] W. Susanto, et al., 2018 Annual Meeting of AESJ / Fall Meeting, 2H15, 2018.

[2] I.S. Anderson, R. McGreevy, Z.Hassina Bilheux (Eds.), Neutron Imaging and Applications, Springer, Berlin, 2009.

放射線誘起表面活性効果を用いた超臨界圧軽水冷却炉の基盤技術研究 第 13 報　UV ならびにγ線照射による RISA 材料の表面組織評価

Research on fundamental technology for SCWR based on RISA

13th report, Surface microstructure analysis of RISA material due to the UV and γ-ray irradiation

*叶野　翔[1]，楊　会龍[2]，John McGrady[1]，井原　智則[2]，波津久　達也[2]，阿部　弘亨[1]

[1]東京大学，[2]東京海洋大学

超臨界圧軽水冷却炉の燃料被覆管の候補材料である PNC1520 材に対し、UV やγ線照射によって放射線誘起表面活性効果(RISA)を発現させ、これら試料に対し、顕微ラマン分光や表面走査顕微鏡観察を実施し、RISA 材料の表面微細組織を定量的に評価した。

キーワード：放射線誘起表面活性効果，超臨界圧軽水炉，照射効果，濡れ性

1. 緒言

これまでに本研究グループでは、第 4 世代原子炉である超臨界圧軽水炉（SCWR）の炉心設計に放射線表面誘起活性（RISA）効果を応用するための基礎研究開発を進めている。RISA 効果は金属表面に存在する酸化被膜にバンドギャップ以上のエネルギーの放射線が照射されることで、被膜内部で電子正孔対の偏在化が生じ、これによる表面の濡れ性や耐食性等の機能改善に貢献する。前報までの研究取組では、種々金属ならびに照射条件下における RISA 効果の発現度合を中心に報告してきたが、この機構論的な解釈については未だ不十分である。これらより、本研究では、RISA 効果による濡れ性変化と表面微細組織変化との相関関係を明らかにすること目的とし、酸化処理を施したオーステナイト系ステンレス鋼に UV ならびにγ照射を行い、照射前後における表面組織評価を行った

2. 実験内容

供試材として SCWR 候補材である PNC1520 に対し、773 K の大気酸化処理材、ならびに、783 K において 36 MPa の超臨界圧水暴露処理材を作製し、大気条件下において UV ならびに、γ線照射を行った。照射後の試料は冷暗所保持し、水滴接触角の回復挙動を評価する伴に、顕微ラマン分光や赤外吸光分光（FT-IR)、走査プローブ顕微鏡（SPM）を用いた表面組織評価を行った。

3. 結言

照射前の水滴接触角は酸化処理材と SCW 材で伴に 80-90° であり、ここに、UV ならびにγ線照射により、水滴接触角が<20° まで変化した。照射後試料の SPM 観察より、試料表面での低吸着力域ならびに高吸着力域が存在し、この低吸着力域では、比較的に厚い表面吸着水が存在していることが分かった。また、各暗所保持条件における吸着力分布を評価した結果、低吸着力域のシグナルが減少し、高吸着力域が増加した。これは、低吸着力域は、大気中の水分が試料表面で安定化したもので、暗所保持によって一部の水分が大気中に拡散し、高吸着力域に変化したと言える。このように、SPM 観察より暗所保持中の試料表面の吸着水の変化を確認でき、水滴接触角と対応付けた評価から、試料の親水性変化を機構論的に表現できた。当日はラマン分光、FT-IR による表面吸着水の評価結果についても紹介する。

---

*Sho Kano[1], Huilong Yang[1], John McGrady[1], Tomonori Ihara[2], Tatsuya Hazuku[2], Hiroaki Abe[1]

[1]The University of Tokyo, [2]Tokyo University of Marine Science and Technology Lab.

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 301-3 Research Reactor, Application of Neutron

[1J09-09] Research Reactor Property

Chair:Masao Yamanaka(Kyoto Univ.)

Wed. Mar 20, 2019 3:35 PM - 3:50 PM Room J (Common Education Bildg. 2 3F No.32)

[1J09] The Evaluation of Sample Position Effect on Activation by Reactor Neutrons

*Naoki TAKAYAMA[1], Hideo HARADA[1], Masao KOMEDA[1] （1. JAEA）

3:35 PM - 3:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

原子炉内中性子による放射化量導出における試料位置の影響評価

The Evaluation of Sample Position Effect on Activation by Reactor Neutrons

*髙山 直毅[1]，原田 秀郎[1]，米田 政夫[1]

[1]日本原子力研究開発機構

原子炉内中性子による放射化量を高精度に決定するための基礎研究として、JRR-3 の HR-1 照射孔における中性子束の照射位置依存性を、MVP-3 を用いて計算した。計算結果に基づき、照射試料と中性子束をモニターするための金属箔との位置のずれが、放射化量導出に与える影響を評価した。この結果、熱外中性子成分について有意な効果が確認された。放射化量評価や中性子断面積導出に与える影響について議論する。

キーワード：JRR-3，放射化実験，中性子束，熱中性子，熱外中性子，モンテカルロ計算

1. 緒言

放射化実験において、中性子束の決定精度は放射化量の測定精度を決定する主要因の 1 つである。しかしながら、原子炉を利用した放射化実験では、照射カプセル内径が 3cm 程度と小さいために、同じカプセル内に装荷した照射試料と中性子束モニター用放射化箔の照射位置の違いによる中性子束の差は無視されることが多くあった。本研究では、原子炉内中性子による放射化量を高精度に決定するための基礎研究として、照射カプセル内の中性子束勾配の影響を定量的に評価することを目的とした。先駆的研究として、KUR の PN-2 照射設備の照射カプセルにおける中性子束勾配に関する松下氏らによる実験的研究がある[1]。

本研究では、放射化分析や断面積測定に用いられる JRR-3 の HR-1 照射設備を対象に、これまで詳細に検討されてこなかった照射カプセル内の中性子束勾配の影響を、詳細な核計算を可能とする連続エネルギーモンテカルロコード MVP-3[2]を適用して評価した。

2. 計算条件

MVP-3 の計算に用いた JRR-3 における炉心と HR-1 照射設備の位置関係を図 1 に示す。照射カプセルは炉心表面から 15 cm 離れた位置にあり、試料を装荷可能な領域として直径 2.6 cm、高さ 10 cm の空間が存在する。計算では、照射カプセル内に、長さ 2.2 cm、厚さ 0.8 cm、高さ 9 cm の中性子束を計算する領域を炉心表面に垂直となるよう設置し、長さ方向（図中の R 方向）について 2 mm 間隔で分割した 11 領域の中性子束から勾配を評価した。なお、MVP-3 を用いた中性子輸送計算には、核データライブラリに JENDL-4.0[3]を利用した。

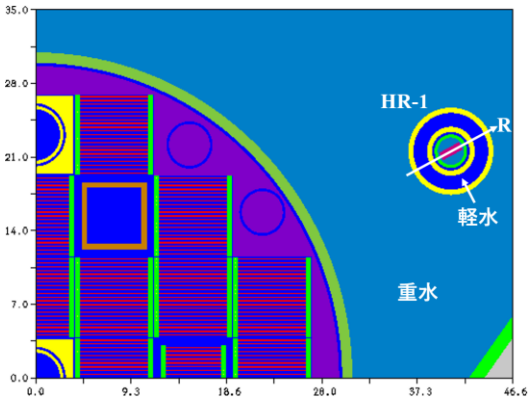


図 1 JRR-3 計算体系

3. 結果

HR-1 照射設備の照射カプセル内部における、R 方向の熱外中性子束（≧ 0.5 eV）の変化を図 2 に示す。中性子束勾配は平均 8%/cm であり、照射試料と中性子束モニターの位置が例えば 4 mm ずれる場合、熱外中性子束に 3%の影響を与えるという知見を得た。発表では放射化量の決定に与える影響評価を含め報告する。

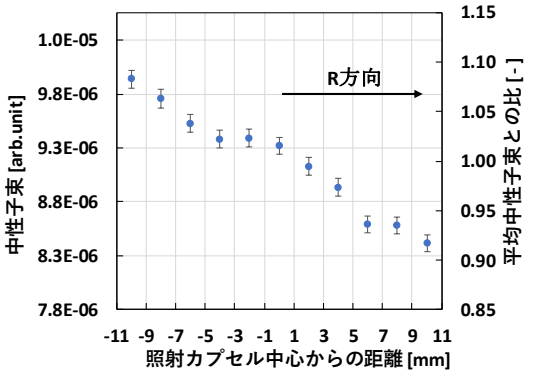


図 2 HR-1 照射孔の中性子束変化(≧ 0.5 eV)

参考文献

[1] 放射化分析研究会：“放射化分析”, 6, 7-12 (1997).

[2] Y. Nagaya, et. al., JAEA-Data/Code 2016-018 (2017).

[3] K. Shibata, J. Nucl. Sci. Technol. 48(1), 1-30 (2011).

---

*Naoki Takayama[1], Hideo Harada[1] and Komeda Masao[1]

[1]JAEA.

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

[1J10-14] Critical Experiment and Analysis

Chair:Masao Yamanaka(Kyoto Univ.)

Wed. Mar 20, 2019 3:50 PM - 5:15 PM Room J (Common Education Bildg. 2 3F No.32)

[1J10] R&D to improve accuracy of nuclear prediction for HTGR

*Yuji yuji Fukaya[1], Minoru Goto[1], Shigeaki Nakagawa[1], Kunihiro Nakajima[2], Kazuki Takahashi[2], Atsushi Sakon[2], Kengo Hashimoto[2], Tadafumi Sano[3] (1. JAEA, 2. Kinki Univ., 3. Kyoto Univ.)

3:50 PM - 4:05 PM

[1J11] Critical Experiment of Thorium Loaded Core at KUCA

*Tadafumi Sano[1], Hironobu Unesaki[1], Hori Jun-ichi[1], Takahashi Yoshiyuki[1], Jaehong Lee[1], Kazuki Takahashi[2] (1. Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University, 2. Kindai University)

4:05 PM - 4:20 PM

[1J12] Critical Experiment of Thorium Loaded Core at KUCA

*Hironobu Unesaki[1], Tadafumi Sano[1], Jun-ichi Hori[1], Yoshiyuki Takahashi[1], Jeahong Lee[1] (1. Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University)

4:20 PM - 4:35 PM

[1J13] Dynamic Characteristic Analysis using MVP3 in Polyethylene Moderated Critical Assembly

*Tsutomu Okamoto[1] (1. Nippon Advanced Information Service)

4:35 PM - 4:50 PM

[1J14] A Study of a pseudo trend phenomenon of the Feynman-α/ Bunching method

*Sin-ya Hohara[1], Atsushi Sakon[1], Tomohiro Endo[2], Kunihiro Nakajima[3], Kazuki Takahashi[3], Kengo Hashimoto[1] (1. Kindai University Atomic Energy Research Institute, 2. Nagoya University, 3. Graduate School of Science and Engineering, Kindai University)

4:50 PM - 5:05 PM

©Atomic Energy Society of Japan

高温ガス炉核的予測精度高度化のための研究開発
（1）KUCA を用いた黒鉛体系による第一次模擬炉心実験

R&D to improve accuracy of nuclear prediction for HTGR

(1) Experiment of first mock-up reactor with graphite system in KUCA

*深谷裕司[1]，後藤 実[1]，中川繁昭[1]，中嶋國弘[2]，高橋和暉[2]，左近敦士[2]，橋本憲吾[2]，佐野忠史[3]
[1]原子力機構，[2]近畿大，[3]京大

高温ガス炉核的予測精度高度化を目的とした研究開発を行うため、高温ガス炉の核特性取得のため黒鉛減速体系模擬炉心を京都大学臨界集合体実験装置(KUCA)の固体減速架台(B 架台)において構築し、炉心特性評価及び炉雑音測定を行った。本報告では、臨界実験を中心に実験の概要を報告し今後の展望を述べる。

キーワード：高温ガス炉，京都大学臨界集合体実験装置(KUCA)，黒鉛体系，臨界実験，炉雑音測定

1. 緒言　高温ガス炉核特性の取得を目的とし KUCA の B 架台を用い黒鉛減速体系炉心を構築し、臨界実験及び炉雑音測定を行った。B 架台を用いた黒鉛減速体系炉心の構築は、初臨界以来実績が無く、黒鉛減速体系の高温ガス炉のみではなく、トリウム溶融塩炉などへの核的予測精度高度化に資する貴重な実験データになると期待できる。

2. 炉心構成と臨界実験

2-1. 黒鉛減速体系炉心の構成　高温工学試験研究炉 HTTR の核特性を模擬するため、炉心中心部には 1/16”厚高濃縮ウラン（EU）板が 1 枚、1mm 厚天然ウラン（NU）板が 1 枚、1/2”厚黒鉛板が 3 枚、1/4”厚黒鉛板が 1 枚、1/8”厚ポリエチレン板が 2 枚からなる基本セルを 8 回繰返し、上下に黒鉛反射体を配置した燃料体 25 体を装荷した。尚、ポリエチレン板はスペクトル調整のために挿入した。更に、周辺にポリエチレン減速のドライバ燃料体を装荷した。その周辺を黒鉛反射体で囲い、その外側をポリエチレン反射体で囲っている。本炉心はその炉心構成から B7/4” G2/8” p8EUNU+3/8” p38EU(1)と呼称する。

2-2. 臨界近接　図 1 には逆増倍法による臨界近接の結果を示す。理想的な体系では下に凸の特性を示すが、中性子源から検出器への直接到達成分があると、上に凸に傾向を示す。検出器については中性子源の近辺に FC#1、炉心を通して反対側に FC#2、FC#3 を配置された。FC#1 は常に上に凸の傾向を示したが、FC#2、FC#3 は下に凸、上に凸、下に凸と傾向が変化した。これは、中性子平均自由行程が長いため直接到達成分が炉心の反対側まで届いているためである。最終的に EU 板 930 枚、NU 板 200 枚で図 2 の体系で臨界となった。この時の Excess 測定値は 0.111 %dk/k であった。また、以降の実験のために核計装検出器位置及び中性子原位置を調整した。調整後の Excess 測定値は 0.200 %dk/k であった。

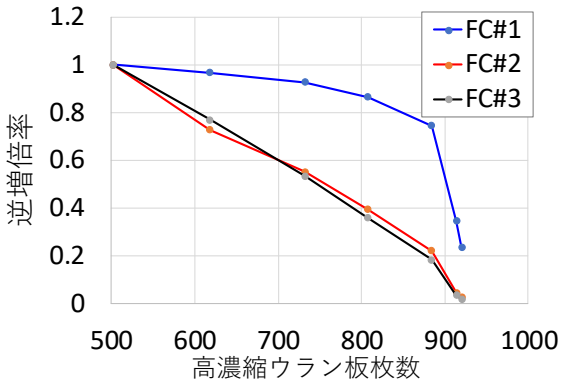


図 1　逆増倍法による臨界近接

2-3. 炉雑音測定　炉雑音測定は、HTTR 体系への適用性の確認もしくは、問題解決を目的とし、反射体の散乱による相関情報の欠損を評価するため炉心からの距離を変えた検出器の配置と、中性子源からの直接到達成分を考慮するための検出器の配置のもと測定を実施した。今後、代表的な炉雑音解析手法への適用性の確認及び、手法改良を行う予定である。

3. 今後の展望　炉雑音解析の結果ついては、別の機会に報告するものとする。なお、同様の実験は来年度の実施も予定しており、これらの実験データを用いて、一般化バイアス因子法による新型高温ガス炉設計の核データ起因誤差の低減、HTTR に使用できる炉雑音解析を用いた未臨界度測定システムの開発などを目指す。



図 2　臨界時の炉心配置図

*Yuji Fukaya[1], Shigeaki Nakagawa[1], Minoru Goto[1], Kunihiro Nakajima[2],
Kazuki Takahashi[2], Atsushi Sakon[2], Kengo Hashimoto[2], and Tadafumi Sano[3]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Kinki University, [3]Kyoto University

KUCAにおけるトリウム装荷炉心の臨界実験
（1）硬い中性子スペクトル炉心での臨界実験

Critical Experiment of Thorium Loaded Core at KUCA

(1) A Critical experiment with hard neutron spectrum core

*佐野　忠史[1]，宇根崎　博信[1]，堀　順一[1]，高橋　佳之[1]，李　在洪[1]，髙橋　和暉[2]

[1]京大複合研，[2]近畿大学

^{232}Th 捕獲断面積の積分検証を目的として、KUCA B 架台において、これまでで最も硬い中性子スペクトル炉心のトリウム装荷体系の臨界実験を実施した。トリウム装荷領域の H/U235 は約 70、Th/U235 は約 13 である。本炉心での臨界実験及びトリウム板－Al 板置換反応度測定について報告する。

キーワード：KUCA、臨界実験、トリウム、核特性、核データ

1. 緒言

従前より、京都大学複合原子力科学研究所では京都大学臨界集合体実験装置（KUCA）を用いてトリウム装荷炉心の臨界実験を実施してきた。これまでの炉心は ^{232}Th の中性子捕獲反応による負の反応度を補償するために中性子スペクトルの軟らかい炉心（H/U235=150～315）による臨界実験が実施されてきた。これらの体系の実効増倍率に対する感度解析の結果、^{232}Th の熱中性子断面積の感度係数が共鳴領域よりも大きいことが明らかとなった。そこで、データ拡充の観点より共鳴領域により大きな感度を持たせるために、KUCA B 架台にトリウム装荷領域の H/U235 が約 70 の体系を構築し臨界実験を実施した。

2. 実験体系

本炉心は、中心領域にトリウム含有燃料体 37 体から構成されるテスト領域とその周囲にドライバー燃料を 20 体装荷した。図 1 に構築した体系の炉心配置図を示す。テスト領域のトリウムを含む燃料体（F）は、厚さ 1/16”濃縮ウラン板（EU）3 枚と厚さ 1/8”Th 板（Th）1 枚と厚さ 1/8”PE 板（1/8”p）2 枚から成る基本セル（EU-Th-EU-EU-1/8”p-1/8”p）を 27 回繰返し、両端にポリエチレン反射体を設置した。ドライバー燃料体（D）は EU 板 1 枚と 1/8”p 板 2 枚から成る基本セル（EU-1/8”p-1/8”p）を 49 回繰返し、この両端にポリエチレン反射体を設置した。ドライバー燃料の内 3 体は過剰反応度調整のために基本セルを 17 回及び 19 回繰返した部分長燃料とした。

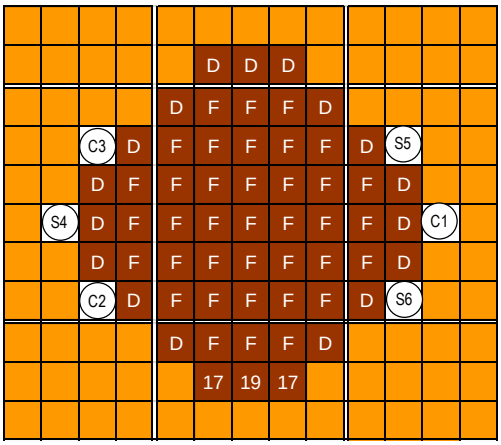


図　炉心配置図

F:トリウム含有燃料体、D:ドライバー燃料体、C:制御棒、S:安全棒

3. 実験結果

本体系では臨界性（Excess reactivity）と炉心中央のトリウム板含有燃料体の高さ方向中心位置の Th 板と厚さ 1/8”の Al 板との置換反応度の測定を実施した。Excess reactivity は正 period 法を用いて 6 回測定した。その結果、0.0865±0.0026 %dk/k が得られた。また、Th 板-Al 板置換反応度は 0.1107 ± 0.0305 %dk/k であった。発表では数値計算による解析と感度解析の結果を報告する予定である。

謝辞　本研究は平成 30 年度中部電力株式会社殿受託研究の成果を含む。

---

*Tadafumi Sano[1], Hironobu Unesaki[1], Jun-ichi Hori[1], Yoshiyuki Takahashi[1], Jaehong Lee[1] and Kazuki Takahashi[2]

[1]Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University, [2]Kindai University

KUCA におけるトリウム装荷炉心の臨界実験
(2) 今回と過去の実験に対する臨界性解析の比較

Critical Experiment of Thorium Loaded Core at KUCA

(2) Comparison of criticality analysis for present and previous experiment

*宇根崎博信[1], 佐野 忠史[1], 堀 順一[1], 高橋 佳之[1], 李 在洪[1]

[1]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)で実施したトリウム装荷炉心の臨界性について、今回実施した実験体系を含めた計 10 体系を対象として、核データライブラリ JENDL-4.0、ENDF/B-VII.0、JEFF3.2 を用いて解析した。臨界性(実効増倍率)の C/E 値について、Th/U235 比及び H/U235 比に対する系統的な依存を確認した。

キーワード:KUCA、トリウム、臨界性、JENDL-4.0、核データ

1. 緒言

京都大学複合原子力科学研究所では、トリウム装荷熱中性子体系の核特性評価、特にトリウム断面積の積分評価を主たる目的として、KUCAを用いたトリウム装荷炉心の臨界実験を系統的に実施している。これまでトリウム装荷燃料体のH/U235比で3種類(約150、210、315)、Th/U235比で3種類(約13, 15, 19)の組み合わせで計9臨界体系での実験を行っていたところ、2018 年 12 月に H/U235 が約 70、Th/U235 が約 13 の新たな体系(B2/8"P17EU-Th-EU-EU ゾーン型炉心)について臨界実験を実施した[1]。本報告では、表1に示したこれら 10 炉心を対象とした臨界性の解析結果について述べる。

表1 KUCA で実施されたトリウム装荷臨界実験炉心一覧

H/U235 \ Th/U235	12.7	15.2	19.0
70	**B2/8"P27EU-Th-EU-EU**	---	---
150	B4/8"P24EU-Th-EU-EU	B7/8"P12EU-Th-EU-EU-Th-EU-EU	B3/8"P30EU-Th-EU
210	B6/8"P17EU-Th-EU-EU	B10/8"P9EU-Th-EU-EU-Th-EU-EU	B4/8"P24EU-Th-EU
315	B3/8"P48EU16Th	B3/8"P45EU18Th	B6/8"P17EU-Th-EU

2. 臨界性(実効増倍率)解析

連続モンテカルロ法コード MVP を用い、実効増倍率の統計精度が 0.02%程度になるように中性子ヒストリー数を調整した臨界解析を行った。図1に、断面積ライブラリとして JENDL-4.0 を用いた場合の実効増倍率の C/E 値を示す。C/E 値は 1.005～1.01 程度と過大評価傾向であり、Th/U235 比及び H/U235 比と共に増加するという傾向が確認された。発表では C/E 値の断面積ライブラリ依存性、Th-232 断面積の差異による C/E 値の変化等について詳細な報告を行う。

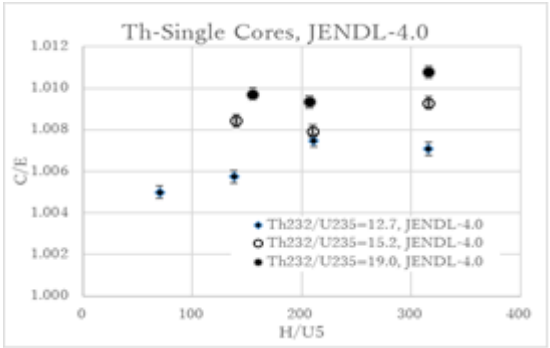


図1 実効増倍率 C/E 値(JENDL-4.0)

謝辞 本研究は平成 30 年度中部電力株式会社殿受託研究の成果を含む。

参考文献

[1] 佐野他、「KUCA におけるトリウム装荷炉心の臨界実験(1)硬い中性子スペクトル炉心での臨界実験」、2019 年春の年会予稿集

---

*Hironobu Unesaki[1], Tadafumi Sano[1], Jun-ichi Hori[1], Yoshiyuki Takahashi[1] and Jeahong Lee[1]

[1] Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University

KUCA 固体減速架台における MVP3 を用いた動特性解析

Dynamic Characteristic Analysis using MVP3 in Polyethylene Moderated Critical Assembly

*岡本 力[1]

[1]株式会社ナイス

KUCA 固体減速架台においてファイマンα法によって測定されたβ_{eff}/Λの実験値(公開データ)について、MVP3 に新たに実装された動特性パラメータ計算機能を用いて解析し、実験値との比較を行った。

キーワード：臨界集合体、動特性解析

1. 緒言

反応度測定を行う方法の一つに炉周期を測定するペリオド法が挙げられるが、ペリオド法はβ_{eff}による誤差の影響が懸念される。一方でβ_{eff}は炉の大きさや構造、中性子スペクトル等によって異なった値を持ち、通常これを得るには計算に頼らざるを得ない[1]。そこでモンテカルロ法に基づく MVP 第 3 版[2]に新規実装された動特性パラメータ計算機能によりβ_{eff}、Λ 及びβ_{eff}/Λ の算出が可能となったためファイマンα法によって測定された実験値β_{eff}/Λ との比較を行った。

2. ベンチマーク問題

京都大学臨界集合体(KUCA)固体減速架台 B2/8P48EU(2)体系にてファイマンα法によるβ_{eff}/lの測定が過去行われている[3]。この体系をベンチマーク問題として解析を行った。MVP の可視化機能で作成したモデル図を図 1 に示す。

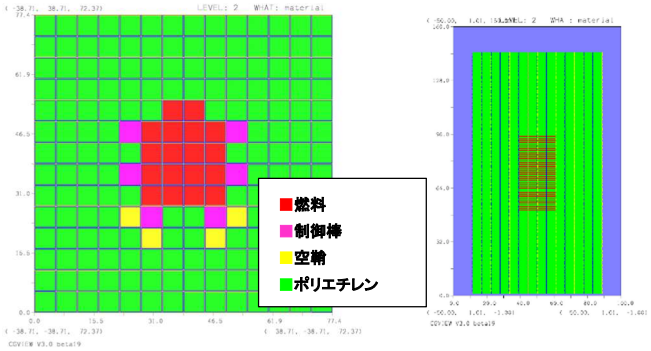


図 1. KUCA: B2/8P48EU(2)

3. 解析結果

核データライブラリには JENDL-4.0U1 を使用し、ヒストリ及びバッチ条件は NHIST=100000、KBATCH=1000 (NSKIP=100) として、k_{eff}の統計精度は 0.01%以下を目標に計算を行った。解析結果を表 1 に示す。MVP 第 3 版に新規実装された動特性パラメータ計算機能によりβ_{eff}/Λの C/E-1%は+9.04%の精度を得ることができた。

表 1. 解析結果

炉心名称	実験値		MVP3	
	k_{eff}	β_{eff}/Λ*1)	k_{eff}	β_{eff}/Λ
B2/8P48EU(2)	1.042	203.6068	1.03880 (±0.0089%)	222.006(±0.41%)

*1) $(\beta_{eff}/l)\times k_{eff}$

参考文献

[1]原子炉物理実験, 三澤毅、宇根崎博信、卞 哲浩, 京都大学学術出版会

[2] MVP/GMVP 第 3 版 : 連続エネルギー法及び多群法に基づく汎用中性子・光子輸送計算モンテカルロコード,長家康展、奥村啓介、桜井健、森貴正,JAEA-Data/Code 2016-019

[3]臨界実験による核データ及び核計算コードの評価に関する研究,代谷誠治、小林圭二、林正俊、市原千博、宇根崎博信、神田啓治,京都大学原子炉実験所　研究成果報告書　平成 5 年 3 月

*Tsutomu Okamoto[1]　[1]NAIS.Co.,Inc.

Feynman-α/バンチング法における疑似トレンド現象に関する研究

A Study of a pseudo trend phenomenon of the Feynman-α / Bunching method

*芳原新也[1]，左近敦士[1]，遠藤知弘[2]，中嶋國弘[3]，髙橋和暉[3]，橋本憲吾[1]
[1]近畿大学原子力研究所，[2]名古屋大学，[3]近畿大学大学院総合理工学研究科

Feynman-α/バンチング法において複数のゲート時間幅における時系列データの使い回しに起因して発生する疑似トレンド現象について調査した結果を報告する。

キーワード：原子炉雑音、Feynman-α法、バンチング法、疑似トレンド現象

1. 緒言

近年、東京電力福島第一原子力発電所のデブリ管理に対する原子炉雑音法の適用を目指して、技術開発・研究等が進められている。候補技術の一つとしてFeynman-α/バンチング法が挙げられるが、これまでにバンチング法自体の検証はあまりされていない。バンチング法では、測定時間の短縮を目的として取得した時系列データを複数のゲート時間幅に対して使い回すが、これにより統計的揺らぎが減少することが知られている。一方で時系列データの使い回しにより、原子炉の状態とは関係のないトレンドが発生するが、この現象（以下「疑似トレンド現象」という）について系統的に研究がなされたことはない。

本研究では、ポアソン事象を対象としてバンチング法の疑似トレンド現象の特性について調査を行っているが、本発表においては現在判明している調査結果等について報告する。

2. 疑似トレンド現象の調査方法

バンチング法の疑似トレンド現象の調査を行うため、特性が明確になっているポアソン事象を対象として調査を行うこととした。また、様々なパラメータを任意に設定するため、モンテカルロ時系列シミュレータ[1]によって生成した時系列データにより調査を行うこととした。また異なる計算結果を一律に比較するために、分散対平均比等に対する 68%信頼区間を用いた独立処理した場合の統計揺らぎ[1]により標準化を行い、比較・調査を行うこととした。

3. 結論

同一ポアソン事象時系列に対するバンチング法及び移動バンチング法の処理結果例を図 1 に示す。図 1 に示す通り、ポアソン事象にも関わらず、分散対平均比の理論値である 1 から外れていくトレンド成分が確認された。また、移動バンチング法の結果はバンチング法の結果の中心を沿うトレンド成分を持つことが確認された。当該現象は、データの処理方法により揺らぎ範囲（fluctuation range）と真値からの誤差範囲（error range）が異なる値となることを意味する。このため、当該現象については今後も継続して調査を進める予定である。

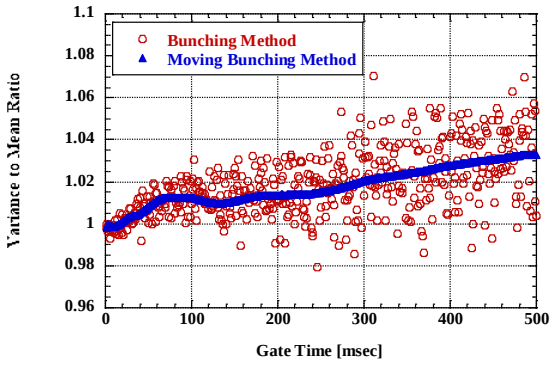


図 1：同一ポアソン事象時系列に対するバンチング法及び移動バンチング法の処理結果例

参考文献

[1] S.Hohara, K.Nakajima, A.Sakon, K.Hashimoto, “An Applied Limit of the Bunching Method for the Feynman-α Analysis”, Journal of Nuclear Science and Technology, Vol.55, No.11, pp1309-1316 (2018)

*Sin-ya Hohara[1], Atsushi Sakon[1], Tomohiro Endo[2], Kunihiro Nakajima[3], Kazuki Takahashi[3] and Kengo Hashimoto[1]
[1]Kindai Univ. AERI, [2]Nagoya Univ., [3]Graduate School of Science and Engineering, Kindai Univ.

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

[1K01-03] Thermal Reactor

Chair:Kenichi Tada(JAEA)

Wed. Mar 20, 2019 10:00 AM - 10:50 AM Room K (Common Education Bildg. 2 3F No.33)

[1K01] Neutronic properties of BWR using mercury as burnable poison

*Kosuke Kinoshita[1], Naoyuki Takaki[1] （1. Tokyo City University）

10:00 AM - 10:15 AM

[1K02] Feasibility study on heavy water moderated thermal breeder reactor with molten salt fuel.

*Hiroki Ishida[1], Naoyuki Takaki[1] （1. Tokyo City University）

10:15 AM - 10:30 AM

[1K03] Conceptual Design Study of TRIGA Kartini Reactor using Plate Type Fuel Element

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

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

水銀を可燃性毒物として用いた BWR の核特性

Neutronic properties of BWR using mercury as burnable poison

*木下　昂亮[1]，高木　直行[1].

[1]東京都市大学

水銀には中性子捕獲断面積の大きい同位体が含まれており、可燃性毒物としての効果が期待できる。さらに中性子捕獲により金へ変換される。本研究では可燃性毒物として水銀を用いることを想定し、中性子増倍率の変化や金の生成量を評価した。

キーワード：水銀，可燃性毒物，チャンネルボックス，金

1. 緒言

水銀には 7 つの安定同位体が存在する。その内、Hg-196 や Hg-198 の中性子捕獲断面積は 2000barn 以上と大きく、可燃性毒物としての効果が期待できる。また Hg-196 は中性子捕獲後、電子捕獲を経て安定な金(Au-197)に変換される。

本研究では BWR の可燃性毒物として Gd_2O_3 の代わりに水銀を用いることの可能性について検討した。

2. 評価条件及び評価方法

解析体系を図 1 に示す。福島第二原発 4 号機の 9×9 燃料集合体の仕様をベースとして、4 集合体を配置した無限体系を対象に解析を行った。解析コードにはモンテカルロコード MVP2.0、MVP-BURN、核データライブラリには JENDL-4.0 を用いた。

BWR 燃料集合体のチャンネルボックス(CB)肉厚部中心に薄膜状（約 30～400μm）の水銀（単体）を装荷することを想定し、中性子増倍率の変化や金の生成量を評価した。

比較のため、「可燃性毒物未装荷ケース」と、「Gd_2O_3 装荷ケース」を計算した。Gd_2O_3 装荷ケースでは 4 集合体の内 1 集合体のみに 3.8wt%の Gd_2O_3 を添加した燃料ピンを 12 本装荷した。1 サイクルを 13 カ月とし、4.5 サイクル分の燃焼解析を実施した。

3. 結果及び結論

無限増倍率の推移を図 2 に示す。Gd_2O_3 装荷ケースでは Gd-157 の燃焼によって増倍率は一旦上昇するが、水銀装荷ケースでは単純な右肩下がりとなった。増倍率が 1.0 を下回るまでの期間が 1, 2 ヶ月延長され、僅かながら高燃焼度化効果が確認された。

図 3 に Au-197 の生成挙動を示す。2 サイクル（約 800 日）以降では蓄積した Au-197 の燃焼が Hg-196 からの生成を上回り減少に転じた。この結果より、核変換によって Au-197 を効率的に生産するためには、2 サイクル照射後の定期検査時に CB を交換することが望ましい。4 バッチ炉心を仮定すると Au-197 は 1 サイクル当たり約 1.6kg 生成され、金価格を 5000[円/g]とすると約 800 万円の価値に相当する。水銀の CB 装荷に関する材料的検討が課題である。

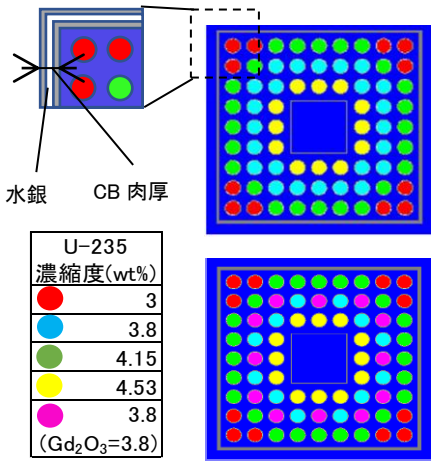


図 1 可燃性毒物を装荷した 9×9 燃料集合体

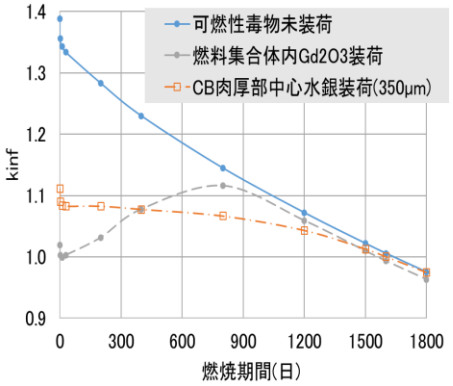


図 2 可燃性毒物装荷に伴う臨界性への影響

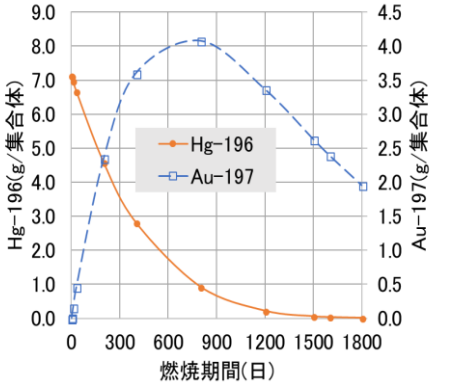


図 3　Hg-196 燃焼に伴う Au-197 生成

参考文献

[1] 池田健太ほか,「BWR を用いた LLFP の効率的核変換法の検討」日本原子力学会，関東・甲越支部，学生研究発表会, p26, secA-26 (2016)

*Kosuke Kinoshita[1], Naoyuki Takaki[1], [1]Tokyo City Univ.

溶融塩燃料を用いた重水減速熱中性子増殖炉の成立性検討

Feasibility study on heavy water moderated thermal breeder reactor with molten salt fuel

*石田 大樹[1]，高木 直行[1]

[1]東京都市大学

重水減速熱中性子トリウム炉は、U-233 の熱中性子領域での中性子再生率が大きいため、増殖が成立する可能性がある。本研究では、溶融塩燃料を装荷した重水減速熱中性子炉の増殖性能について、U-233 富化度や再処理頻度をパラメータとして評価を行った。

キーワード：CANDU 炉，増殖，トリウム，フッ化物溶融塩，FP 除去

1. 緒言

一般的な溶融塩炉概念では、冷却材を兼ねた超高放射能の燃料塩が熱交換機を含む 1 次系を巡る構成をとっている。保守補修性を考慮した商業炉としては、この点が溶融塩炉の実現性を評価する上で重要課題となる。この対応として、例えばイギリスの Moltex Energy 社は、被覆管の中に燃料塩を封入した燃料ピン型溶融塩炉(Static Salt Reactor)[1]を提案している。一方で、被覆管に燃料塩を閉じ込める炉概念では、溶融塩炉の元々の特徴であるオンライン再処理を行えず、特に熱炉の場合、FP の蓄積による反応度低下が顕著となり、臨界性や増殖性の確保が困難となることが予想される。

本研究では、黒鉛よりも放射線劣化や中性子寄生吸収が小さい重水を減速材に用いるとともに、中性子経済を改善する方策を導入した、CANDU 炉をベースとする重水減速熱中性子増殖炉の成立性を検討し、トリウム酸化物燃料を用いた CANDU 炉と比較した。

2. 解析

当研究室では数年来、Th+^{233}U 酸化物燃料を装荷した CANDU 炉を対象に、熱中性子増殖炉の成立性について検討を行ってきた[2]。再処理毎に FP を全て除去し全 HM をリサイクルする条件での臨界性と FIR(Fissile Inventory Ratio)の結果を図 1 に示す。反応度維持や増殖達成には燃焼度を 2 GWd/tHM 程度以下に制限する必要がある結果を得ている。

Th+^{233}U フッ化物溶融塩燃料(^{7}LiF/BeF_2/ThF_4/UF_4)を装荷した CANDU 炉を対象に、固体燃料と同様にオンライン再処理を考慮しない条件での臨界性と FIR を示す(図 2 黒)。酸化物燃料に比べ臨界性が劣り燃焼を継続できない結果となった。

そこで表 1 の①の改良を行った(図 2 橙)。これにより燃焼初期の反応度は約 6%改善したものの、0.5GWd/tHM の燃焼度毎に全 FP を除去しても臨界維持不可能との結果を得た。今後、表 1 の②、③等の対策をとって性能改善を図り、溶融塩燃料炉の特性を酸化物燃料炉と比較する予定である。

解析には汎用中性子・光子輸送計算モンテカルロコード MVP-2.0 及び MVP-BURN と、核データライブラリ JENDL4.0 を使用した。

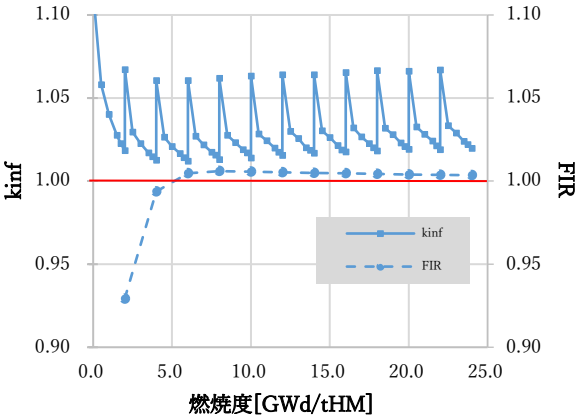


図 1 酸化物燃料装荷時の無限増倍率と FIR

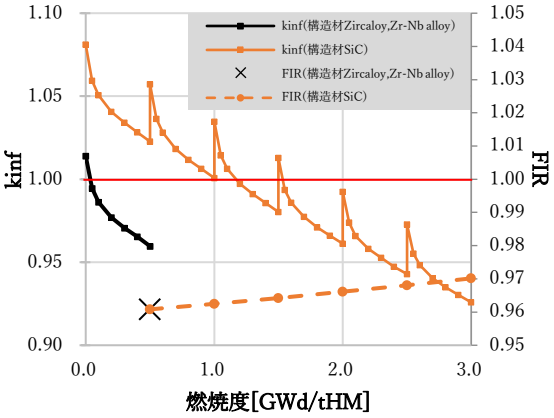


図 2 フッ化物溶融塩燃料装荷時の無限増倍率と FIR

表 1 溶融塩燃料炉心の改良点

改良点	ねらい	対策
①被覆管・圧力管の構造材料	材料変更による中性子寄生吸収の低減	Zircaloy、Zr-Nb alloy →SiC
②燃料バンドルピッチ	溶融塩燃料炉としての Vm/Vf の最適化	バンドルピッチ変更
③燃料バンドル構成	• 非均質化による燃料部とブランケット部のスペクトル最適化	• バンドルの二領域化（外側に燃料ピン、中心部に Th ブランケットピンを配置） • バンドルピン本数の増加

3. 結言

CANDU 炉をベースとした溶融塩燃料重水減速熱中性子炉の炉心特性を評価した。燃焼度、FIR ともに溶融塩燃料炉は酸化物燃料に劣る結果となった。さらなる改善対策の検討を継続する。

参考文献

[1] Ian R. Scott M.A. Ph.D. “THE SIMPLE MOLTEN SALT REACTOR” Conceptual design and technical status (2014).

[2] S.Muso, “Core Concept of Thermal Neutron Thorium Breeder Reactor Based on Candu Design” Proceedings of GLOBAL (2017).

*Hiroki Ishida[1] and Naoyuki Takaki[2]

[1]Tokyo City Univ.

Conceptual Design Study of TRIGA Kartini Reactor using Plate Type Fuel Element

*Argo Satrio Wicaksono[1], Takanori Kitada[1] and Satoshi Takeda[1]
[1]Osaka University,

This research offers a possibility fuel assembly conversion from TRIGA standard fuel rod-type to plate-type for solving the operation problem in TRIGA reactors. In this work, neutronic parameters of the Kartini reactor's core configuration are being simulated, by using SRAC2006. The results show that the new core configuration meets the safety criteria, and gives the better neutron flux and nuclear fuel lifetime for utilization than the existing core.

Keywords: TRIGA Kartini reactor, plate-type fuel, neutronic parameters

1. Introduction: Fuel fabrication of TRIGA standard U-$ZrH_{1.65}$ rod-type fuel assembly has been suspended. In order to operate continuously, it is planned on the future that the Kartini research reactor should change the fuel to U_3Si_2-Al plate-type, because Indonesia has been able to produce that fuel element. The objective of present study is to obtain a new core with plate-type fuel element which fulfills the safety and operation criteria without changing the existing core in a circle with 450 mm of diameter and 100 KWth power. The new concept design is expected to produce the higher neutron flux at the irradiation facility and the more economical compared with existing TRIGA Kartini reactor.

2. Methodology: The collision probability method lattice transport code SRAC-PIJ and the SRAC-CITATION code[1] are used to perform global core calculations. Specification of plate type fuel element shown in Table 1, which is used for the new concept design of Kartini reactor. Several design core configurations i.e. the number of fuel elements (FE), fuel control elements (FC) and reflector materials, can be variedly arranged to optimize the neutronic parameters. The best core configurations will be selected based on the optimum parameters for safe operation and utilization of reactor.

Table 1. Specifications of plate type fuel element

Parameters	*Specifications*
Fuel and cladding	U_3Si_2-Al and $AlMg_2$
U density and enrich.	3.26 gU/cc; 19.75%
Absorber and cladding	Ag-In-Cd and SS-321
Number of fuel plates	21 (FE) and 15 (FC)
FE and FC Dimension	77.1 x 81 x 600 mm

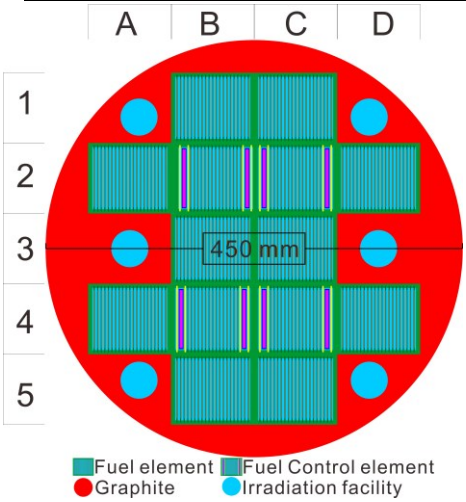


Fig.1 Configuration of selected new core

3. Results and Discussion: The core configuration with 4 fuel control elements on the grid B-2, C-2, B-4 and C-4 shown in Fig.1 is chosen as the best core configuration. Then, graphite reflector is installed surrounding the core. This configuration gives \$12.23 for the sufficient of core excess reactivity and \$28.15 of control rod worth. Values of shutdown margin, stuck rod criteria, total peaking factor respectively are \$7.16, \$7.20 and 1.61; which is fulfilled according to safety criteria. The inherent safety is obtained from the negative feedback coefficient of fuel and moderator, that is -8.01 and -1.89 respectively. Number of irradiation facilities in the core have increased from 2 to 6 pieces, then the maximum of thermal neutron flux at the positions is 2.71E+12 n/cm^{2}s, higher than the existing reactor core 4.68E+1 n/cm^{2}s. At the nuclear fuel lifetime and burn up test, new core configuration that selected will extend the lifetime of the fuel in the core from 18 to 62 GWD/ton of U.

4. Conclusion: Based on the calculation of neutronic parameters, the new core configuration concept of Kartini reactor with 12 FE and 4 FC of U_3Si_2-Al plate-type fuel elements meets the safety criteria. The conceptual gives the greater thermal neutron flux at irradiation facilities and the longer lifetime of fuel than the existing core configuration.

Reference: [1]K.Okumura, et al, SRAC2006: A Comprehensive Neutronics Calculation Code, JAEA-Data/Code 2007-004, 2007.

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

[1K04-07] Fast Reactor 1

Chair:Naoto Aizawa(Tohoku Univ.)

Wed. Mar 20, 2019 10:50 AM - 12:00 PM Room K (Common Education Bildg. 2 3F No.33)

[1K04] Study on sodium-cooled FBR core without radial blankets

*Kota Kawamoto[1], Naoyuki Takaki[1] （1. Tokyo City University）

10:50 AM - 11:05 AM

[1K05] Study on inherently safe fast spectrum reactor core to prevent recriticality during CDA

*Keiko Chitose[1], Takanori Mochimaru[1], Naoyuki Takaki[1] （1. Tokyo City University）

11:05 AM - 11:20 AM

[1K06] Comparison of Neuclear Characteristics of Metal Fuel Fast Reactor and MOX Fuel Fast Reactor

*Koji Fujimura[1], Junichi Miwa[1], Hirotaka Nakahara[2] （1. Hitachi, 2. Hitachi-GE）

11:20 AM - 11:35 AM

[1K07] Policy process on fast reactor development in National Security

*Yuko Koito[1] （1. Japan Atomic Energy Agency）

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

径ブランケット削除型 Na 冷却高速増殖炉の炉心検討

Study on sodium-cooled FBR core without radial blankets

*川本 航大[1]，高木 直行[1]
[1]東京都市大学

高速増殖炉のブランケットで高純度の Pu が生成されることは核不拡散上の懸念となり得る。本研究では、径ブランケットを削除し、中性子束の高い炉心領域にブランケットを配置することにより、ブランケットで生成される Pu の燃焼/高次化を促進する炉心概念を検討した。

キーワード：Na 冷却高速増殖炉，ブランケット，非均質炉心，核拡散抵抗性，金属燃料

1. 緒言

Na 冷却高速炉は一般的に、炉心上下部及び炉心外周部にブランケットを有する。これらのブランケット部で生成される Pu は Pu-239 の比率が高い。特に径方向ブランケットは、ブランケット燃料のみで集合体をなしており、単独で再処理が可能なため、核不拡散上の懸念となり得る。

本研究では、ブランケットを炉心外周部でなく中性子束の高い炉心領域内に配置し、ブランケット部で生成される Pu の燃焼/高次化の促進を目指した炉心概念を検討した.

2. 検討条件

対象とした 3 種類の燃料集合体仕様を表 1 に示す。燃料には内部転換性能が高く高燃焼度を達成しうる金属燃料を採用した。燃料と径ブランケットの体積比は 2：1 を想定した。

・基準ケース(図 1-a)
　径方向ブランケットを持つ通常の高速炉の燃料集合体を基準ケースとした。

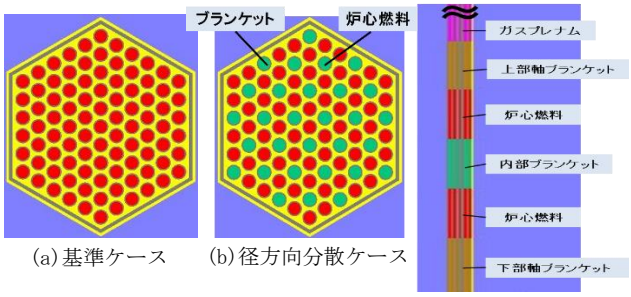
・径方向分散ケース(図 1-b)
　ブランケットピンを集合体内で分散配置し、燃料再処理のせん断工程の際に燃料ペレットとブランケットペレットが必ず混合処理される仕様とした。原子炉運転初期に発熱しないブランケット燃料が集合体内に存在するため、熱設計上不利になる課題がある。

・軸方向分散ケース(図 1-c)
　燃料とブランケットを同一ピン内の軸方向に 2:1 の体積比で分散配置した燃料仕様とした。転換比がほぼ最大となるブランケット厚さの決定にあたってサーベイを実施し、31cm と定めた。

解析には汎用中性子・光子輸送計算モンテカルロコード MVP2.0 及び MVP-BURN、核データライブラリーには JENDL-4.0 を用いた。

表 1 燃料集合体仕様

	基準ケース	径方向分散ケース	軸方向分散ケース
熱出力[MWth/集合体]	1.94	1.30	1.29
燃料形態	三元合金燃料	←	←
炉心燃料化学形	U-Pu-10Zr	←	←
ブランケット燃料化学形	U-10Zr	←	←
Pu富化度[wt%]	18.3	27.5	29.7
スミア密度[%]	75	←	←
炉心高さ[cm]	93	←	上下部燃料31 内部ブランケット31
上部軸ブランケット高さ[cm]	35	←	←
下部軸ブランケット高さ[cm]	30	←	←
ガスプレナム高さ[cm]	116	←	←
集合体あたりの燃料要素数 [本]	91	燃料61/ブランケット30	91
ラッパ管内対面間距離	7.7	←	←
燃料ピン外径[mm]	6.5	←	←
被覆管肉厚[mm]	0.47	←	←
燃料ピンピッチ[cm]	0.787	←	←
冷却材	液体金属ナトリウム	←	←



(a) 基準ケース　(b) 径方向分散ケース　(c) 軸方向分散ケース

図 1　各ケースでの集合体解析体系

3. 結言

燃焼特性解析の結果を図 2 に整理した。基準ケースに比べ、径方向分散ケースでは、FIR は改善するが燃焼欠損反応度も大きくなった。一方、軸方向分散ケースではブランケットでの Pu 生成がより促進されるため、FIR は増大し燃焼反応度は小さく抑えられ、好ましい特性を示した。

径方向ブランケットを削除し、炉心高さ中心に約 30cm の軸方向ブランケットを挟み込む形状の炉心（軸方向非均質炉心）は、通常炉心よりやや高い Pu 富化度を必要とするものの、やや優れた燃焼特性を示すとともに、ブランケットで生成される偶中性子 Pu 同位体比率を倍増できる可能性がある。

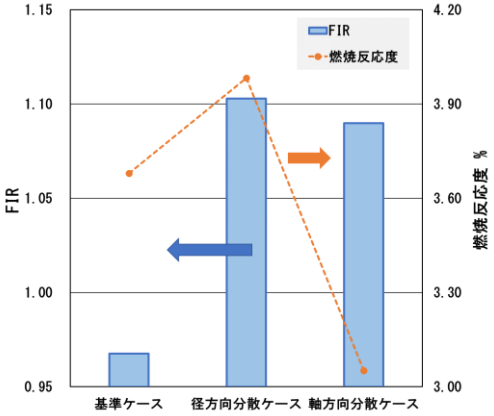


図 2　FIR と燃焼反応度の関係

*Kota Kawamoto[1], Naoyuki Takaki[1]
[1]Tokyo City Univ.

再臨界防止固有安全高速炉の炉心形状に関する研究（その２）
-下部軸ブランケット領域での中性子吸収材の効果-

Study on inherently safe fast spectrum reactor core to prevent recriticality during CDA

- The effect of neutron absorber in lower axial blanket region -

＊ 千歳　敬子[1]，持丸 貴則[1]，高木 直行[1]

[1]東京都市大学

前報では溶融炉心プールの堆積面積を広げる形状工夫とその効果を紹介した。さらに、内側炉心下部軸ブランケット領域へ中性子吸収材を配置する工夫により、内側炉心の溶融炉心プールに吸収材が混合した場合の負のコンパクション反応度効果を検討した。

キーワード：高速炉，再臨界，炉心形状，炉心崩壊事故，　中性子吸収材

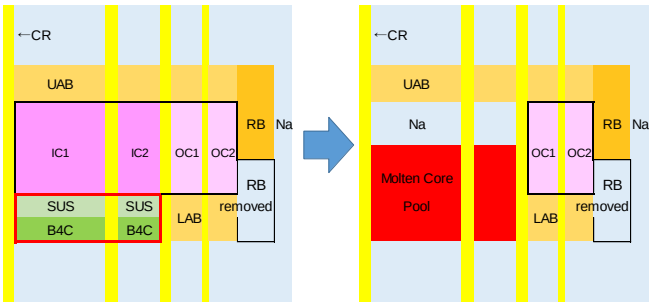
1. 緒言

高速炉の炉心は一般に最大反応度配置ではないため、炉心崩壊を伴うシビアアクシデント時に燃料が凝集した際、再臨界となりエネルギーが発生する可能性がある。このため、JAEA を中心に検討されていた JSFR（Japan Sodium-cooled Fast Reactor）では、燃料溶融時、早期に集合体から燃料を排出する集合体概念が導入されている。本研究では、JSFR と同規模の Na 冷却大型高速炉を対象に、大規模な燃料溶融・凝集時に溶融燃料の炉心部分からの排出を期待することなく、「炉心幾何形状や溶融炉心プール組成の適正化」によって再臨界を防止する、固有安全高速炉の炉心構成の検討を目的とする。

2. 内側炉心下部吸収体導入炉心の検討

2-1. 吸収体と反射体の組成及び形状

本炉心概念では、図 1a.に示すように、吸収体を内側炉心の炉心下部に設置する。健全時には SUS による中性子反射効果で臨界性への影響を最小化し、溶融時に吸収体が均質混合することで中性子吸収効果を発揮する構造とした。



a.　健全状態　　b.　溶融炉心プール

図 1　内側炉心下部吸収体導入炉心

通常は下部軸ブランケットが配置される領域(高さ 40cm)の上部を SUS 製ペレット、下部を B_4C 製ペレットとし、健全炉心及び溶融炉心プールの解析を実施した。別途実施した SUS と B_4C 長のサーベイ結果より、SUS、B_4C ともに 20cm の場合に最も大きな負のコンパクション反応度を得られた為、この寸法を採用することとした。

2-2. コンパクション反応度評価結果

健全状態（図 1 a.）及び溶融炉心プール（図 1b.）の実効増倍率を、中性子拡散計算コード CITATION を用いて解析した。B_4C 吸収体の溶融炉心プールへの均質混合を仮定すると、コンパクション反応度は-25 ドル程度となり、系全体も未臨界となる結果を得た。

3. 結論

内側炉心下部に中性子吸収体を有する高速炉心を提案し、炉心崩壊時の再臨界回避性を検討した。

参考文献

[1] 持丸　貴則、千歳　敬子、高木　直行、「再臨界防止固有安全高速炉の炉心形状に関する研究」原子力学会 2018 秋の大会、3L11

*Keiko Chitose[1], Takanori Mochimaru[1] and Naoyuki Takaki[1]　　[1]Tokyo City University

金属燃料高速炉と MOX 燃料高速炉の炉心特性の比較
（1）柔軟性を有する金属燃料高速炉の開発

Comparison of Nuclear Characteristics of Metal Fuel Fast Reactor and MOX Fuel Fast Reactor

(1) Development of the Flexible Metal Fuel Fast Reactor

*藤村 幸治[1]，三輪 順一[1]，中原 宏尊[2]

[1] 日立研開，[2] 日立 GE

資源有効利用や放射性廃棄物の有害度低減などの観点で柔軟性を有する金属燃料高速炉を開発している。本発表では、電気出力 30 万 kW 級の金属燃料高速炉および MOX 燃料高速炉の径方向非均質炉心を対象に、炉心の核特性を評価して得失を検討した。同じ燃料集合体・炉心サイズ、集合体配置等、互換性を有する条件で、主要な核特性を比較検討し、増殖比などについて、金属燃料高速炉が有利であることを確認した。

キーワード：高速炉(SFR), 金属燃料, MOX 燃料, PRISM(GEH 社が提案する小型モジュール高速炉)

1. 緒言

金属燃料は重金属密度が大きく軽核種を含まない。よって、ナトリウム冷却高速炉の燃料として用いると中性子スペクトルが硬くなり、MOX 燃料を用いる場合よりも中性子経済に優れると予想される。一方で、MOX 燃料は融点が高く、使用実績が豊富である点など利点も多い。本発表では、電気出力 30 万 kW 級の PRISM 金属燃料炉心[1][2]と同じ燃料集合体ピッチ、制御棒などの炉心構成要素の配置を前提とし、金属燃料と MOX 燃料を用いる径方向非均質炉心を設定して、両炉心の核特性を評価し得失を検討した。

2. 検討条件・方法

表 1 に示す様に熱出力と燃料集合体ピッチは PRISM 金属燃料炉心と同じ(それぞれ 840MW、161.4mm)とし、炉心燃料の取出平均燃焼度も同じとなる様に連続運転期間を設定する。金属燃料炉心の炉心、内部ブランケット(IB)、径方向ブランケット(RB)の各燃料集合体数は総数が PRISM 金属燃料炉心(富化度 2 領域均質炉心)[1][2]と同じとなる様に設定した。MOX 燃料炉心については、金属燃料炉心と同じ燃料集合体数、燃料棒寸法で燃料スミヤ密度のみを MOX 燃料の値とした仕様 1 と、炉心圧損が同じとなる様に炉心燃料集合体の燃料棒外径と集合体数を増やした仕様 2 を設定した。金属燃料炉心は図 1 に示す通り IB をリング状に配置した径方向非均質炉心構成とした。MOX 燃料炉心のうち仕様 1 は金属燃料炉心と同じ燃料配置で、仕様 2 は RB のうち 24 体を炉心燃料に置換した燃料配置とした。各炉心の平衡サイクル炉心計算を実施して炉心の核特性を評価した。

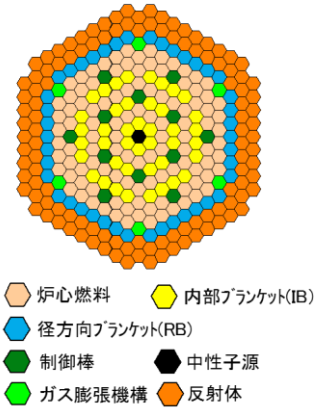


図1 金属燃料炉心の燃料配置

3. 検討結果

各炉心の平衡サイクル炉心の核特性評価結果を表 1 に示す。金属燃料炉心の炉心燃料の Pu 富化度は 28.3wt%で、増殖比は約 1.2 である。MOX 燃料炉心のうち、仕様 1 の炉心燃料の Pu 富化度は 39.0wt%で、既往研究で制限目安とされる 35wt%を超過した。理由は、仕様 1 の燃料集合体数が金属燃料炉心と同じであり、少ない重金属で臨界を達成する必要があるためである。仕様 2 の炉心燃料の Pu 富化度は 35.0wt%で制限目安の範囲であるが、増殖比は約 1.0 で金属燃料炉心よりも小さい。以上から、同じ燃料集合体サイズ、制御棒などの炉心構成要素の配置を前提とする検討条件では、金属燃料炉心が MOX 燃料炉心よりも核的に優れる結果となった。

表1 主要な仕様と炉心核特性の比較

項目	単位	金属燃料炉心	MOX燃料炉心	
			仕様1	仕様2
熱出力	MW	840	←	←
連続運転期間	日	424	300	356
燃料取替えバッチ数(炉心/IB/RB)	−	3/3/4	←	←
燃料集合体数(炉心/IB/RB)	−	108/42/42	←	132/42/18
燃料集合体ピッチ	mm	161.4	←	←
燃料棒外径(炉心/IB/RB)	mm	8.08/8.08/12.01	←	8.19/8.08/12.01
燃料棒スミヤ密度(炉心/IB/RB)	%TD	75/75/85	82/82/93	←
燃料棒本数/集合体(炉心/IB/RB)	−	271/271/127	←	←
炉心燃料Pu富化度	wt%	28.3	39.0	35.0
取出平均燃焼度(炉心/IB/RB)	GWd/t	107/32/14	107/24/12	106/24/18
増殖比	−	～1.2	～1.1	～1.0

＊IB：内部ブランケット, RB：径方向ブランケット

参考文献

[1] B. Triplett, et al., A Competitive Small Modular Sodium-Cooled Reactor, Nucl. Technol., 175, 5, (2012), [2] E. Hoffman, et al., ANL-AFCI-177, (2006/9).

*Koji Fujimura[1], Junichi Miwa[1] and Hirotaka Nakahara[2]/ [1]Hitachi, [2]Hhitachi-GE.

国家安全保障をめぐる高速炉開発に関する政策過程
（1）高速増殖原型炉もんじゅの外交的側面

Policy process on fast reactor development in National Security
(1)The fast breeder reactor Monju as diplomatic measures

*小伊藤 優子[1]
[1]日本原子力研究開発機構博士研究員

本研究は、高速炉開発に関する政策決定構造の全容を明らかにすることを目指して、行政文書、議会議事録等の文献調査及び関係者へのインタビュー調査を実施し、行為主体間の相関関係に着目して政策過程を分析し、国家安全保障における高速炉開発の意義について考察する。本報告では、高速増殖原型炉もんじゅを事例に、建設から廃止措置決定に至るまでの論点の推移を関係行為主体の相関関係に着目して分析した結果等について報告する。
キーワード：国家安全保障 1，原子力政策 2，高速炉 3，政策過程 4,

1. 緒言

高速増殖原型炉もんじゅ（以下、「もんじゅ」と略記）は、1985 年 10 月に建設着工、1992 年 12 月に性能試験を開始した。発電に用いる以上の燃料を増殖させることが可能な高速増殖炉は、資源に乏しい我が国のエネルギー安定供給に資するとして、内閣府(原子力委員会)及び文部科学省が主導して研究開発を推進し、経済産業省が商業化を模索してきた。この間、国内外において、原子力利用をめぐる情勢が変化していた。本報告では、国内外の情勢が変化する中で「もんじゅ」をめぐる論点が推移する過程を関係行為主体の相関関係に着目して分析し、高速炉開発をめぐる政策決定構造の特徴について考察した結果を報告する。

2. 高速炉開発に関する政策決定構造

2-1.「もんじゅ」をめぐる論点の推移

「もんじゅ」の性能試験が開始された 1990 年代初めには、北朝鮮がナショナルインタレストを追及した核開発に乗り出した。この背景には、ソ連が崩壊し、米ソ両超大国の勢力均衡によって維持されてきた国際秩序に変化が生じたことを一因として挙げることができる[1]。こうした状況に対して米国は、西側陣営の技術を提供することにより、自国の影響力を残した不拡散体制を確立しようと試みた[2]。しかし、冷戦後の国際秩序が模索される中で北朝鮮の野心を懐柔することは困難であり、同国は 2002 年に一時凍結していた核開発を再開した。当該期、日本国内では「もんじゅ」でナトリウム漏洩事故が発生し、その後の高速増殖炉開発の在り方について議論されていた。

2-2. 研究開発の状況と議論の土俵

アジア地域情勢の変化は、国内の国家安全保障の在り方をめぐる議論を高めた。「もんじゅ」の研究開発は、冷戦期の核による平和の名残と不拡散体制の確立が模索される中で、進められることになった。国会の科学技術委員会及び経済産業委員会においては、エネルギー安定供給を理由に実用化に向けた取組みに意義が付された。外交防衛委員会においてはプルトニウムの扱いが論点となる一方、自主開発の議論は深まらなかった。

2-3. 政策の流れ

科学技術、経済産業、外交防衛といった観点から浮上した論点を包括的に検討していたのは内閣府に設置されていた原子力委員会である。同委員会は、高速増殖炉開発に係るプルトニウムの扱いについて、資源の有効活用によるエネルギーの安定供給と核不拡散の両立を図る計画を明示した。こうして高速増殖炉の自主開発は、冷戦後の国際秩序が模索される中で、対米協調という外交的意義が付されることになった。

3. まとめ

緒言を受けて、「もんじゅ」を事例に高速炉開発をめぐる政策決定構造の特徴を考察した[3]。その結果、高速増殖炉の自主開発は、原子力委員会において、米国による不拡散体制確立への寄与という論点とエネルギー供給の脆弱性克服という論点が包括的に検討されていたことが明らかになった。しかしながら、対米協調が重視されたため、自主開発成果に対する主体的な外交意義が明確にされず、また、総合的安全保障の観点からプロジェクトを管理し、政治的判断に付すことができなかったことは課題である。

参考文献

[1]渡邉昭夫「アジアの核拡散―国際政治史的一考察」(アジア研究、2007 年)。 [2]武田悠『日本の原子力外交』（中央公論新社、2018 年）。[3] Kingdon, John W., *Agendas, Alternatives, and Public Policies*(Boston: Little Brown, 1984).

*Yuko Koito[1] [1]Japan Atomic Energy Agency
本研究は JSPS 科研費 JP18H05672 の助成を受けたものである。

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

[1K08-11] Fast Reactor 2

Chair:Kenji Yokoyama(JAEA)

Wed. Mar 20, 2019 2:45 PM - 3:50 PM Room K (Common Education Bildg. 2 3F No.33)

[1K08] Development of Fuel-selfsupplying Fast Reactor

*Yoshitaka Naito[1], Kazuo Azekura[1] (1. NAIS co.inc)

2:45 PM - 3:00 PM

[1K09] Development of Fuel-selfsupplying Fast Reactor

*Kazuo Azekura[1], Yoshitaka Naito[1] (1. NAIS CO., INC.)

3:00 PM - 3:15 PM

[1K10] Impact of Fuel and Coolant Material on Burnup Characteristics in Breed and Burn Fast Reactor

*Suzuko Saito[1], Jun Nishiyama[1], Toru Obara[1] (1. Tokyo Institute of Technology)

3:15 PM - 3:30 PM

[1K11] Application of Melt-refining Process to Transition State of CANDLE Burning Fast Reactor

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

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

核燃料自給型高速炉の開発
(1) 核燃料自給の方法

Development of Fuel-self-supplying Fast Reactor
(1) Way to Self-supply Nuclear Fuel

*内藤 俶孝, 畦倉 和雄

株式会社 ナイス

シリーズ発表(1)として、Pu を増やすことなく長時間運転できる炉の概念を示す。この炉は、主核燃料としてはプルトニウムとウランからなり、核分裂により発生した熱は鉛により熱除去されると想定する。炉内の Pu/U が大きい場合には Pu が消費される。逆に、ウランが大きい場合には、Pu は増殖する。燃焼初期の Pu/U が 10%以上になること Pu の増殖比が大きくなる。約 10%を境にして、Pu の増減が左右される。冷却材が鉛と質量数が大きいので中性子のエネルギー・スペクトルが硬く、また、中性子の漏洩が大きくなるとともに、FP との反応も小さくなる。

キーワード：核燃料自給型炉、高速炉、鉛冷却材、金属燃料

1. 初めに

鉛冷却速高速炉は中性子スペクトルが硬いために運転中の燃料領域の無限増倍率変化が小さく、その結果として反応度変化、出力変動も小さいため制御棒操作も単純になると予想される。ここでは最も単純な炉心を想定し、炉心初期の Pu/U の割合が燃焼と共にどのように変化するかを調べる。

2. 炉心特性の変化

初期炉心中の Pu の割合が大きいと、燃焼に伴う Pu の減少がおおきくなる。逆に Pu の割合が小さいと、Pu の減少は減る。この結果、Pu/U は小さくなり、Fp の蓄積も加わり未臨界になることが考えられる。Pu/U が 10%以上であれば炉心反応度は 1.0 以上になり、燃焼がすすめば、U は Pu に変換する。図 1 に 1 領域炉心の実効増倍率を示す。

2.1 燃焼に伴う炉心反応度の変化

図 2 に単純な体系での keff の燃焼に伴う変化を示す。Pu/U は運転期間 10 年位ほとんど変化していない。これは、燃焼に伴い U が Pu に変換されて、Pu が消滅された分だけ補っていることを意味している。一方、親燃料核核種(238U+240Pu)の個数密度は燃焼期間に対してほとんど変化しない。

2.2 計算結果

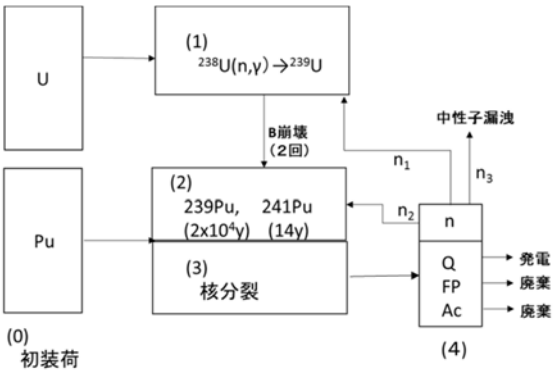


図 1　1 領域炉心の実効増倍率

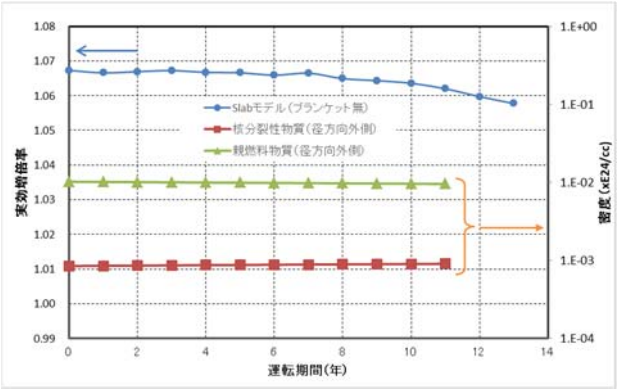


図 2　炉心内の核種組成密度

3. 結論

以上示した如く、軽水炉使用済み燃料中の Pu を硬い中性子エネルギー・スペクトルで燃焼させることにより長期燃焼可能な Pu 炉が構築できる可能性を示せた。

---

*Yoshitaka Naito and Kazuo Azekura　　Nippon Advanced Information Service Company, Inc. (NAIS)

核燃料自給型子高速炉の開発
(2) シンプル炉心の予備的検討
Development of Fuel-self-supplying Fast Reactor
(2) Characteristics Study of Simple Core

畦倉和雄[1]　内藤俶孝[1]
[1](株) ナイス

シリーズ発表(1)として、Pu を増やすことなく運転できる炉の概念を示した。ここでは(2)として、その可能性を最も単純なモデルを用いて計算し確認した。冷却材として鉛ビスマスを、燃料としては金属燃料を想定した。炉心体系は 2 次元 RZ 体系についてモンテカルロ法コード MVPBURN で計算し 10 年程度は燃料交換することなく、運転できることを確認した。

キーワード：核燃料自給型炉、小型炉、高速炉、鉛ビスマス、金属燃料

１．初めに　鉛減速高速炉は中性子スペクトルが硬いために運転中の燃料領域の無限増倍率変化が非常に小さく、その結果として反応度変化、出力変動も小さいため制御棒操作も単純になると予想される。ここでは最もシンプルな炉心を目指して１領域炉心を解析し、運転期間、冷却材ボイド反応度、取出し燃焼度など、どの程度の特性が得られるかを評価した。

２．計算結果　図１に示すのは、長さ 80 cm の燃料部、同長さのプレナム部、40 cm 長さの上下鉛ビスマス反射体からなる無限スラブ体形での燃焼による反応度劣化である（92.7 w/cc)。反応度劣化１％ｄｋ以下という条件下での最適な Pu 富化度は約 10.4 %Pu となった。この Pu 富化度の炉心を 40 cm 厚さの径方向鉛反射体で巻いた RZ 炉心計算では炉心径 2.8 m で９年間の運転が可能である（炉心出力 460MW)。この Pu 燃料部の下に厚さ 2.5 cm のブランケット部を設けると運転期間は 10 年と、１年だけ長くなる。

図２に示すのは、１領域燃料炉心部を径方向に等体積２分割した RZ 炉心での内側及び外側領域での親燃料核種（^{238}U+^{240}Pu）,核分裂性核種（^{235}U+^{239}Pu+^{241}Pu）及び FP 核種の個数密度変化である。この図から、径方向１領域炉心の場合、Pu 富化度分布の径方向分布は殆ど変動しない。また、内外炉心で FP 個数密度比が運転期間を通して約 1.17 と一定であることから、出力分布も殆ど変動しないことがわかる。

この炉心の主要な特性は、運転期間 10 年、取り出し燃焼度は 76GWD/ｔ、初期炉心の冷却材ボイド反応度は-1.07%dk、末期炉心では-0.44%dk であった。炉心の全出力ピーキングは 2.06(BOC), 2.22(EOC)となった。

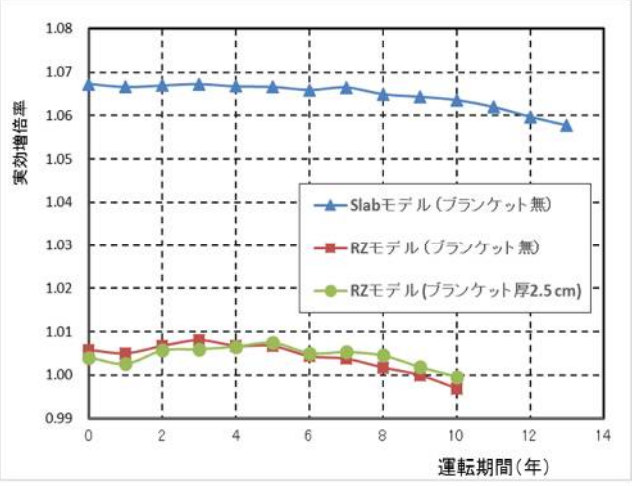


図１　１領域炉心の燃焼反応度劣化

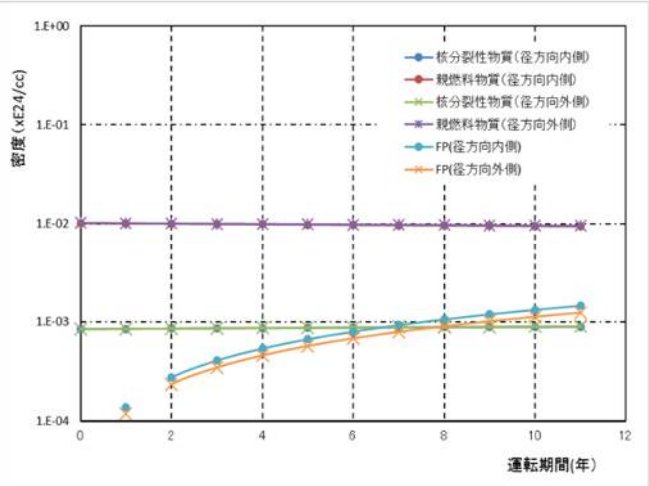


図２　炉心内側、外側領域の個数密度変化

3. 結論　１領域炉心とすることで、若干ピーキングは高くなるものの、炉心としては十分設計可能なことがわかった。

---

*Kazuo Azekura[1] and Yoshitaka Naito[1]
[1]NAIS Co., Inc.

ブリードアンドバーン型高速炉における燃料および冷却材組成が燃焼特性に与える効果

Impact of Fuel and Coolant Material on Burnup Characteristics in Breed and Burn Fast Reactor

*斉藤 雪子[1]，西山 潤[1]，小原 徹[1]
[1]東京工業大学

ブリードアンドバーン型高速炉において，燃料および冷却材組成が燃焼特性に与える効果を定量的に検討したところ，各燃料，冷却材物質における中性子経済の優劣が明らかになった。

キーワード：ブリードアンドバーン，高速炉，金属燃料，窒化ウラン，酸化ウラン，鉛ビスマス，鉛，ナトリウム，ヘリウム

1. 緒言

ブリードアンドバーン型高速炉では，燃料や冷却材の組成が変わると燃焼特性が変化するが，組成の違いによる効果の定量的検討はこれまで行われてこなかった。本研究の目的は，ブリードアンドバーン型高速炉における燃料および冷却材組成が燃焼特性に与える効果を明らかにすることである。

2. 方法

MVP-BURN 及び JENDL-4.0 を用いて解析を行った。燃料に金属燃料(U-10Zr)，窒化ウラン(UN)，酸化ウラン(UO_2)を，冷却材に鉛-ビスマス共晶合金(LBE)，鉛(Pb)，ナトリウム(Na)，ヘリウムガス(He)をそれぞれ組み合わせて解析を行った。燃料は六角セルとし，被覆管は 9Cr-ODS 鋼とした。表 1 に燃料セルの幾何形状を示す。無限体系においては，燃料ピンに占める燃料物質の体積割合が 63，51，40%の体系(このときピンピッチはそれぞれ 1.02，1.2，1.35cm) の計算を行った。さらに，燃料物質の体積割合が 51%の場合を用いて炉心高さ 220cm，炉心の有効半径 142cm，反射体厚さ 93cm，反射体高さ 420cm の有限体系でも計算を行った。

表 1　燃料セルの幾何形状

	長さ [cm]
燃料半径	0.45
被覆管内径	0.90
被覆管外径	1.02
	1.02 (63%)
ピンピッチ	1.20 (51%)
	1.35 (40%)

3. 結論

無限体系において，燃焼開始から，ある燃焼度までの中性子の発生と吸収の収支(Neutron Balance)を求めた。例として冷却材が LBE の場合の Neutron Balance を図 1 に示す。この場合 UO_2 を用いると，いかなる冷却材であっても Neutron Balance が 0 以上になることは無かった。これは酸化物燃料を用いた場合には，ブリードアンドバーン型高速炉は成立しないことを示している。無限体系では燃料物質は U-10Zr，UN，UO_2 の順に，冷却材物質には He，LBE，Pb，Na の順に中性子経済が良くなることが明らかになった。また，有限体系で実効増倍率が 1 以上になるのは U-10Zr と LBE の組み合わせもしくは U-10Zr と Pb の組み合わせのみという結果が得られた。

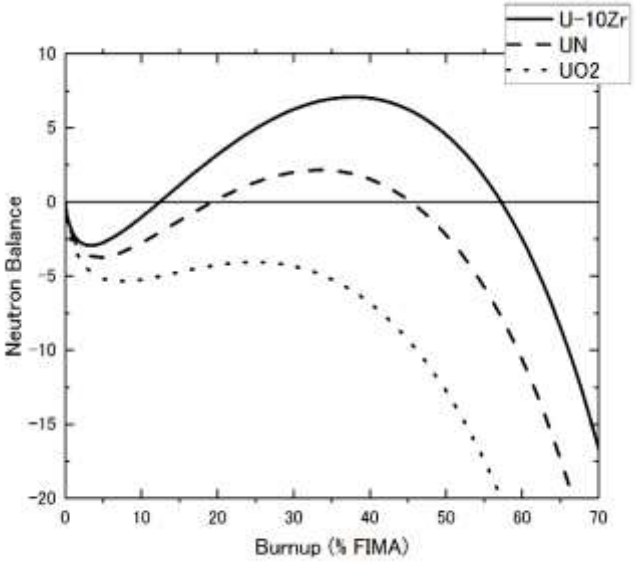


図 1　冷却材が鉛-ビスマス共晶合金(LBE)の場合の燃焼度(Burnup)と Neutron Balance の関係

*Suzuko Saito[1], Jun Nishiyama[1], Toru Obara[1]
[1]Tokyo Institute of Technology

メルトリファイニング法の CANDLE 燃焼高速炉の移行過程への適用

Application of Melt-refining Process to Transition State of CANDLE Burning Fast Reactor

*大里　洋輝[1]，西山　潤[2]，小原　徹[2]
[1]東京工業大学 環境・社会理工学院 融合理工学系 原子核工学コース
[2]東京工業大学 科学技術創成研究院 先導原子力研究所

CANDLE 燃焼高速炉の起動炉心から平衡状態に至る移行過程における燃料被覆管健全性の課題を解決するためのメルトリファイニング法の適用条件を明らかにした。

キーワード：CANDLE 燃焼高速炉、メルトリファイニング法、金属燃料、鉛ビスマス冷却材、移行過程

1. 緒言

CANDLE 燃焼高速炉では燃料被覆管が高速中性子に曝されるため被覆管の照射損傷の課題がある。本研究の目的は、CANDLE 燃焼高速炉の起動炉心から平衡状態に至る移行過程における燃料被覆管健全性の課題を解決するためのメルトリファイニング法の適用条件を明らかにすることである。

2. 方法

表 1 に炉心設計値を示す。起動炉心の燃料配置は既往研究[1]と同一とした。炉心燃焼計算に SRAC-COREBN コードシステム、核データライブラリに JENDL-4.0 を使用した。EBR-II における実際の工程およびメルトリファイニングを適用した燃焼解析手順を以下に示す。①運転：燃料被覆管損傷度が 200 dpa を超過したら燃焼計算を終了する。②冷却：冷却時間をパラメータとし冷却中の放射性核種の崩壊による数密度の変化を計算する。③均質化：分割領域毎に核種数密度を均質化する。④加熱溶融：揮発性 FP の 100%、reactive FP の 95%を取り除く。⑤質量損失：全核種を一律の質量損失率で取り除き損失分を Zr で埋め合わせる。⑥待ち：待ち時間中の放射性核種の崩壊を計算する。⑦運転：メルトリファイニングされた燃料組成で燃焼計算を行う。

表 1：炉心設計

炉心半径	200 cm
炉心高さ	250 cm
反射体厚さ	100 cm
熱出力	3000 MWth
炉心温度	527 ℃
燃料	U-(Pu)-10Zr
被覆管	9Cr-ODS 鋼
冷却材	鉛ビスマス
燃料直径	7.8 mm
被覆管内径	9.0 mm
被覆管外径	10.2 mm
ピンピッチ	12.0 mm
スミア密度	75%

3. 結果

図 1 にメルトリファイニングを適用した場合の実効増倍率の変化を示す。冷却期間 7 年、均質化、核分裂生成物の除去、待ち時間 1 年および質量損失 1%という条件において、CANDLE 燃焼高速炉は常に臨界を維持したまま起動炉心から平衡状態へと移行可能であることが明らかとなった。

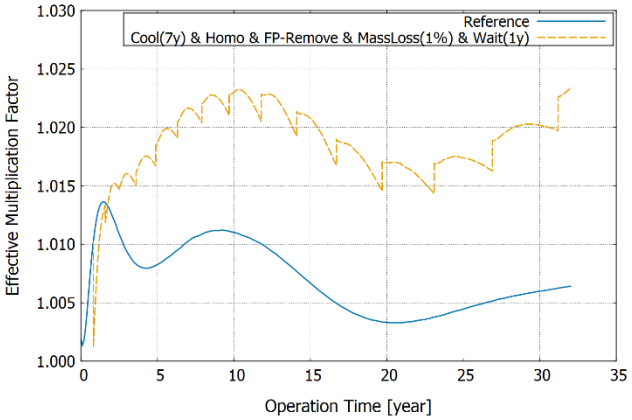


図 1：メルトリファイニングを適用したときの実効増倍率の変化

参考文献

[1] H. Osato, J. Nishiyama, T. Obara, “Initial core design of CANDLE burning fast reactor using plutonium from LWR spent fuel”, Annals of Nuclear Energy, 120 501–508 (2018).

*Hiroki Osato[1], Jun Nishiyama[2] and Toru Obara[2]
[1]Graduate Major in Nuclear Engineering, Tokyo Institute of Technology
[2]Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology

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

[1K12-14] Nuclear Transmutation

Chair:Satoshi Wada(TOSHIBA ESS)

Wed. Mar 20, 2019 3:50 PM - 4:40 PM Room K (Common Education Bildg. 2 3F No.33)

[1K12] Rhenium Production with Low Specific Radioactivity By Irradiating Fast neutrons

*Tsugio Yokoyama[1], Masaki Ozawa[2] (1. Toshiba Technical Services International Corporation, 2. Tokyo Tech)

3:50 PM - 4:05 PM

[1K13] Design study on fast reactor core and LLFP assembly for nuclear transmutation

*Yoshihisa Tahara[1], Peng Hong Liem[1,3], Naoyuki Takaki[1], Satoshi Chiba[2] (1. TCU, 2. Tokyo Tech., 3. NAIS)

4:05 PM - 4:20 PM

[1K14] Design study on fast reactor core and LLFP assembly for nuclear transmutation

*Tatsuki Itaya[1], Yoshihisa Tahara[1], Peng Hong Liem[1,3], Naoyuki Takaki[1], Satoshi Chiba[2] (1. TCU, 2. Tokyo Tech., 3. NAIS)

4:20 PM - 4:35 PM

©Atomic Energy Society of Japan

高エネルギ中性子照射による低比放射能レニウム創成に関する研究
-レニウム比放射能低減に関する検討 -

Rhenium Production from Tungsten by Irradiating Fast Neutrons
- Study on Reducing Specific Radioactivity of Rhenium -

*横山　次男[1]、　　小澤　正基[2]
[1]東芝テクニカルサービスインターナショナル(株)、[2]東京工業大学

3 次元連続エネルギモンテカルロコード MVP による詳細モデルを使用し，高速炉照射によりタングステン核変換により生成されるレニウム同位体を評価した結果、照射位置の中性子スペクトルの調整と生成レニウム分離の工夫により、最終的に得られるレニウムの比放射能は天然レニウムの約 1/30 にできることが分かった。

キーワード：核変換，タングステン，レニウム，高速炉，比放射能、減速材、中性子スペクトル

１．緒言

高速中性子を利用した核変換により，タングステン(W) から，地殻最希少元素のレニウム(Re) の大量生産が可能である[1]。本報告では，減速材と吸収材の利用により天然レニウムよりも大幅に比放射能が小さい同位体比のレニウムを生産する方策について報告する。

２．システム概念及び核変換率検討結果

最初に、W 周囲に減速材を配置した予備照射後、レニウムを化学分離して W の同位体組成を変化させる。次にこの W の周囲に吸収材を配置して本照射し、低比放射能 Re を製造する。実験炉クラスの照射用炉心（ 原子炉熱出力 100MWt，炉心等価直径 1.0m，炉心高さ 0.55m ）の炉心中心位置に、リング状の水素化ジルコニウム（予備照射）又は濃縮 B_4C（本照射）を配置した場合の W 核変換による Re 同位体生成量を評価した。解析に用いた 3 次元連続エネルギモンテカルロコード MVP[2]における炉心配置及び中性子減速効果を考慮して選定したピン及び照射用集合体配置例を図 1 に，照射ピン内同位体組成変化を図 2 に示す．また，本照射スキームによる Re 比放射能の変化を表 1 に示す。

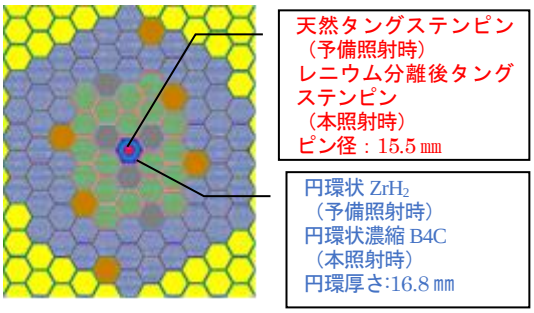


図 1　照射炉心配置

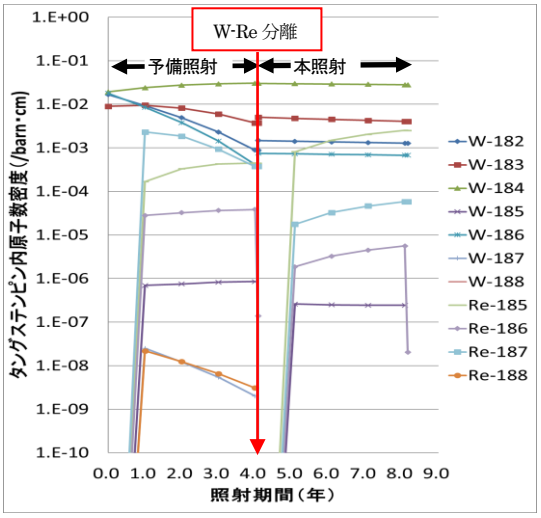


図 2 照射ピン組成変化

３．結論

照射位置の中性子スペクトル変化により、予備照射で W-186 比率を低減することで、本照射ではレニウム中の Re-187 の同位体比率は約 2%となり、天然レニウムの約 1/30 となった。このレニウムを照射したときに生成される短寿命核種である Re-186 の放射能は 1.5×10^{13} Bq/g であり、一般に医療で用いられる 1 回当たり放射能量に比べ 3 桁以上大きく、一方、Re-187 による長期残留放射能は小さくできることから、タングステン照射による医療用レニウムの製造は有望であると考えられる。

表 1　Re 組成及び比放射能変化

核種	同位体組成比					比放射能 (Bq/g)			
	天然Re	予備照射後	本照射後	本照射1月後	半減期	天然Re	予備照射後	本照射後	本照射1月後
Re-185	0.374	0.520	0.975	0.977	-	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Re-186	0.000	0.045	0.002	0.000	3.718 d	0.00E+00	3.13E+14	1.52E+13	0.00E+00
Re-187	0.626	0.435	0.023	0.023	4.3×10^{10} y	1.02E+03	7.12E+02	3.69E+01	3.69E+01
Re-188	0.000	3.58E-06	8.54E-09	0.000	16.94h	0.00E+00	1.30E+11	3.11E+08	0.00E+00
合計	1.000	1.000	1.000	1.000	-	1.02E+03	3.13E+14	1.52E+13	3.69E+01

[1]原子力学会 2017 秋の大会 3H02「高速炉におけるタングステン核変換によるレニウム創成に関する研究」
[2] Y.Nagaya,T.Mori,K.Okumura and M.Nakagawa,“MVP/GMVP II:General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations based on Continuous Energy and Multigroup Methods,” JAERI 1348 (2005).

*Tsugio Yokoyama[1], Masaki Ozawa[2]
[1]Toshiba Technical Services International Corp., [2]Tokyo Institute of Technology

LLFP 核変換用高速炉心･集合体の設計研究
（1）高速炉における核変換特性

Design study on fast reactor core and LLFP assembly for nuclear transmutation

(1) Characteristics of nuclear transmutation in SFRs

*田原義壽[1]、リン ペン ホン[1,3]、高木直行[1]、千葉敏[2]

[1]東京都市大、[2]東工大、[3]ナイス

LLFP 核種(¹²⁹I)を小型高速炉に装荷し効果的に核変換するための条件（減速材の種類、減速材体積割合、LLFP 集合体装荷位置）を検討し、その核変換特性および炉心特性を明らかにした。

キーワード：高速炉，核変換，長寿命核分裂生成物、LLFP集合体

1. 緒言

核分裂炉で発生する核分裂生成物の中には長半減期を持つ核種（LLFP）が存在するため、環境負荷低減対策の一つとして LLFP 核変換技術が検討されてきた[1]。本研究では、半減期が長く地層処分の安全評価上重要とされる ¹²⁹I について、小型高速炉を用いた核変換炉心の構成とその核特性について検討した。

2. 核変換炉心の核特性解析

核変換するLLFP(¹²⁹I)は元素分離した物質を基に化合物BaI_2として減速材とともにペレット化され、ブランケット領域に装荷し中性子捕獲反応により核変換を行う。核変換炉心の設計要求としては、① サポートファクタ（SF=変換量/生成量）が1.0より大きいこと。② 核変換率(TR)ができるだけ大きいこと。さらに、③ 核変換量および転換比ができるだけ大きいことが挙げられる。

想定した炉心は710MW t クラス（148日/サイクル）の小型高速原型炉であり、連続エネルギーモンテカルロコード(JENDL-4)を用いてRZ体系で炉心特性解析を行った。ブランケット領域内LLFP集合体の装荷位置、減速材の種類(YH_2, YD_2)およびLLFPと減速材の体積比をパラメータに核変換特性を比較した。

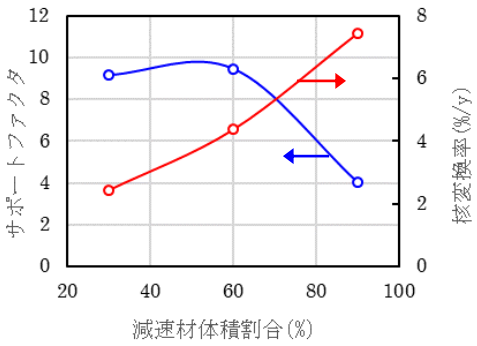


図 1 SF、核変換率の減速材割合依存性

解析の結果、YH_2減速材を 90%含む LLFP 集合体をブランケット第一層に装荷することにより約 7.5(%/y) の核変換率が得られた（図 1 参照）。燃料および LLFP 集合体の再処理におけるヨウ素の回収率は 95%以上と予想される[2]ことから、この核変換率は LLFP マルチサイクル平衡時(10 バッチ、4 年照射)の質量バランスから廃棄物量を 1/5 に減量できる能力に相当する。しかし、隣接燃料棒には集合体規格化ベースで約 2.7 という大きな出力ピークが発生するため出力抑制手法の検討が必要である。

3. 結論

LLFP(BaI_2)に対して減速材 YH_2 の体積比が 90%の LLFP 集合体をブランケット第一層に装荷することにより設計要求を満足させることができ、LLFP 廃棄物を約 1/5 に減量できる見通しを得た。一方、水素を用いた場合には隣接燃料集合体に高い出力ピークを発生させるため、その抑制手法の検討が必要となる。

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委託事業の成果である。

参考文献

[1] JNC-TN9400-2002-067、実用化戦略調査研究における高速炉を用いた LLFP 核変換技術の検討、高木他、2002 年 8 月

[2] 原子力システム研究開発事業「高速炉を活用した LLFP 核変換システムの研究開発」平成 29 年度成果報告書

*Yoshihisa Tahara[1], LiemPeng Hong[1,3], Naoyuki Takaki[1], Satoshi Chiba[2]

[1]Tokyo City Univ., [2]Tokyo Institute of Tech., [3]Nippon Advanced Information Service

LLFP 核変換用高速炉心･集合体の設計研究
（2）隣接燃料棒出力ピーク抑制のための LLFP 集合体設計

Design study on fast reactor core and LLFP assembly for nuclear transmutation
(2) LLFP assembly design for power peak suppression in adjacent fuel assembly

*板谷樹[1]、田原義壽[1]、リン ペン ホン[1,3]、高木直行[1]、千葉敏[2]
[1]東京都市大、[2]東工大、[3]ナイス

LLFP集合体をブランケット第一層に装荷した場合の出力ピーク抑制方法を考案し、その出力ピーク抑制能力、核変換特性に及ぼす影響を明らかにした。

キーワード：高速炉，核変換，長寿命核分裂生成物、LLFP集合体

1. 緒言

LLFP と減速材(YH_2)からなる LLFP 集合体を高速炉のブランケット領域に装荷した場合、減速された中性子により隣接する燃料棒に大きな出力ピークが生じる。核変換を行いつつ炉心を定格出力に維持するためにはこの出力ピークを抑制する必要があり、出力ピークの効果的な抑制方法について検討した。

2. 解析モデルおよび解析手法と結果

高速炉の炉心からの中性子により LLFP 集合体を照射し且つ、炉心側へ漏れ出る熱中性子による影響を検討するため、図 1 に示す計算モデルを構築した。解析は GENESIS [1, 2]を用いて行い、核定数は JENDL-4 を用いた MSRAC で熱群を含む 10 群構造で算出した。中性子束はもんじゅ外側炉心の平均出力密度で規格化した。出力抑制法として二つの方法を考案した。方法 1 は、炉心からの高速中性子は受け入れるが生成した熱中性子は炉心へ戻さないという考え方で、LLFP 集合体のラッパ管に 30w/o のガドリニア(Gd_2O_3)を混在させた。Gd の燃焼計算は ^{155}Gd～^{157}Gd を解析的手法で行った。この結果、約 10(%/y)の高核変換率を維持し出力ピークを完全に抑制することができたが、約 1 年で Gd が燃焼してしまうことが分かった。方法 2 は、LLFP 集合体の非均質性を活用するものであり、減速材が YH_2 である LLFP 集合体の外側一層の減速材を YH_2 から YD_2 へ変更することにより核変換率の低下を抑えつつ出力ピークを低下させる方法である。結果を表 1 に示す。

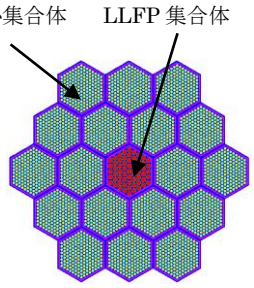


図 1 計算モデル例

表 1 LLFP 集合体内減速材変更時の変化(方法 2 の場合)

LLFP 集合体内減速材の体積割合と種類	全層 90%YH_2	外側一層 90%YD_2	外側二層 90%YD_2
出力ピーク	2.583	2.185	1.857
反応度変化(%Δρ)	-3.6%	-2.6%	-1.8%
核変換率(%/y)	10.5%	8.0%	5.8%

注：反応度の基準はブランケット炉心である。核変換率は瞬時捕獲反応率を年間あたりに変換した値である。

3. 結論

ラッパ管へのガドリニアの混入や、LLFP 集合体最外周層の減速材を YH_2 から YD_2 への変更することにより、出力ピーク抑制の見通しを得た。Gd が 2 サイクル程度で燃焼することや、YD_2 二層では一層に比べさらに出力ピークを抑制できるが核変換率が大幅に下がるなどの課題があるため更に検討を進める。

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委託事業の成果である。

参考文献

[1] A. GIHO, K. SAKAI, Y. IMAMURA, H. SAKURAGI, K. MIYAWAKI, “Development of Axially Simplified Method of Characteristics in Three Dimensional Geometry”, J. Nucl. Sci. Technol., 45, 985 (2008).
[2] A. YAMAMOTO, A GIHO, Y. KATO, T. ENDO, “GENESIS – A Three dimensional Heterogeneous Transport Solver based on the Legendre Polynomial Expansion of Angular Flux Method,” Nucl. Sci. Eng., 186, 1 (2017)

*Tatsuki Itaya[1], Yoshihisa Tahara[1], LiemPeng Hong[1,3], Naoyuki Takaki[1], Satoshi Chiba[2]
[1]Tokyo City Univ., [2]Tokyo Institute of Tech., [3]Nippon Advanced Information Service

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

[1K15-17] Analysis Method

Chair:Toshihiro Yamamoto(Kyoto Univ.)

Wed. Mar 20, 2019 4:40 PM - 5:30 PM Room K (Common Education Bildg. 2 3F No.33)

[1K15] Fundamental study of direct nuclear energy conversion to electricity

*Hiroaki Kasai[1], Hiroki Takezawa[1] (1. Tokyo city university Faculty of Engineering Department of Nuclear Safety Engineering)

4:40 PM - 4:55 PM

[1K16] Solution of the neutronic fast reactor benchmark with Serpent-CriMR code system

*Smirnov Anton[1], Vladislav Romanenko[1], Pavel Pugachev[1], Georgy Tikhomirov[1], Toru Obara[2] (1. National Research Nuclear University MEPhI, 2. Tokyo Institute of Technology)

4:55 PM - 5:10 PM

[1K17] A Validation Study of a Nuetronics Design Methodology for Fast Reactors Using Reaction Rate Distribution Measurements in the Prototype Fast Reactor Monju

*Kazuya Ohgama[1], Atsushi Takegoshi [1], Hiroki Katagiri [2], Taira Hazama[1] (1. JAEA, 2. NESI, Inc.)

5:10 PM - 5:25 PM

©Atomic Energy Society of Japan

核エネルギーから電気への直接変換に関わる基礎研究
（２）PHITS を用いた核分裂電池の変換効率評価手法の開発

Fundamental study of direct nuclear energy conversion to electricity

(2) Development of calculation method of conversion efficiency for fission electric cells using PHITS

*笠井　宏哲[1]，竹澤　宏樹[1]，

[1]東京都市大学 工学部原子力安全工学科

核分裂電池の核エネルギーから電気への変換効率の PHITS を用いた評価手法を開発し、平行平板型電池で約 5%、円柱型電池で約 11%の変換効率が得られた。先行研究より変換効率が低下した原因は、FP のエネルギー分布の広がりがもたらす電荷分布の広がりであることを明らかにした。

キーワード：核分裂電池，PHITS，核電直接変換，　直流高電圧，　直流送電

Direct nucler energy conversion, FEC, PHITS, HVDC

1.　緒言

本研究では核エネルギーを直接電気に変換する技術の一つである核分裂電池に着目した。核分裂電池は図１のような電位差のある二枚の電極で構成されている。核燃料は負極側に薄く塗布されている。この電場の中を核分裂片（FP）が正極に到達した場合、粒子の運動エネルギーが静電エネルギーに変換される。本研究では、核分裂電池（単一セル）の実証実験を先行研究に倣って、Cf 中性子源や研究炉を利用して行うことを最終目標としている。今回は、その第一段階として、並行平板・円柱型核分裂電池を対象とした PHITS による変換効率評価手法を検討した。

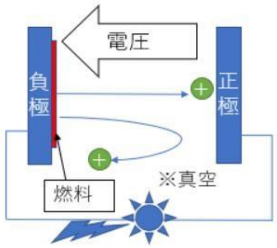


図1核分裂電池の概念図

2. 方法

PHITS を用いて、核分裂電池の核燃料内で発生した FP の正極への輸送計算を行い、正極への FP の到達率 t を求めた。また、その結果と式（１）を利用し変換効率を求めた。表１に計算条件を示す。

$$\text{変換効率} = \frac{\text{極板間の電圧 V} \times \sum_{i=1}^{23}(\text{電荷 i の粒子の到達率 t} \times \text{電荷 i})}{\text{核分裂のエネルギー(200MeV)} \div \text{発生する核分裂片の数(2)}} \qquad (1)$$

3. 結果・結言

解析結果を図２に示す。計算結果から平行平板型約 5%、円柱型 11%の変換効率が得られ、先行研究[1]の値と比較してわずかに低い結果であった。先行研究との違いは、FP の燃料内でのエネルギーロスモデルの違いによって燃料層脱出時の FP のエネルギー分布が広がり、それによって電荷分布にも広がりが生じることにある。例えば、燃料表面で発生した単一なエネルギーの粒子が正極へ直進する場合を考える。電荷の値が一つならば、ある電圧で粒子の運動エネルギーをすべて変換できる。しかし、電荷の値が二つ以上になると最適な電圧であっても変換されないエネルギーが生じ、電荷の分布が広がるほどこの変換されないエネルギーが多くなる。このため、FP の電荷分布が広がると変換効率が低下する。今後は上記に示す実験を行うため、FP ガスと絶縁破壊の関係を定量的に検討し、核分裂電池の変換効率・性能評価手法を高度化する。

表１　計算条件

FP イールド	JENDL4.0
FP の初期エネルギーE_0(MeV)	E=166(1-A/233)
FP の電荷 Q（C）	$Q = Z\{1 - (\frac{3.6E6 \times Z^{0.45}}{v_{\text{燃料脱出時の FP の速度}}})^{\frac{1}{0.6}}\}^{-0.6}$
極板間電圧/距離	0-5MV／3cm
極板材料/厚み	黒鉛／1cm
核燃料/厚み	UO_2／0.25μm
maxbch /maxcas	5000 /200
境界条件	無限体系

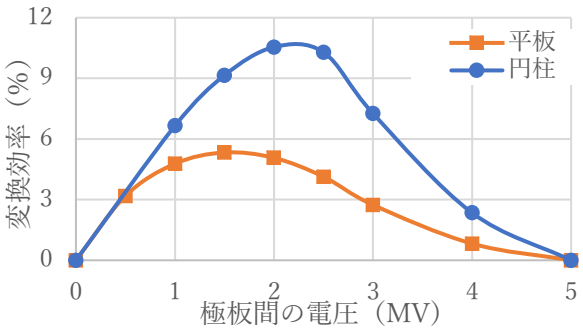


図２　変換効率

参考文献

[1] Donald King et.al, Conceptual analysis of the power production of fission electric cell reactors, 10th International Conference on Nuclear Engineering, Arlington, April 14-18,　2002, 125-132.

謝辞

今回の研究にあたりＪＡＥＡ夏季実習において佐藤達彦さん、古田琢磨さんにご協力いただきました。

*Hiroaki Kasai[1] and Hiroki Takezawa[1]

[1]Tokyo city University.

Solution of the neutronic fast reactor benchmark with Serpent-CriMR code system

*Anton Smirnov[1], Pavel Pugachev[1], Vladislav Romanenko[1], Georgy Tikhomirov[1] and Toru Obara[2]
[1]Institute of Nuclear Physics and Engineering,
National Research Nuclear University MEPhI, Moscow, Russia
[2]Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research,
Tokyo Institute of Technology, Tokyo, Japan

The Serpent Monte Carlo code Serpent was used as a tool for preparing homogenized group constants for the CriMR diffusion code for neutronic analysis of the BN fast reactor core specified in the IAEA neutronic benchmark. The CriMR results were verified against the full core Serpent outcome and references benchmark solution.

Keywords: Group constant generation, Monte Carlo, BN-600, Serpent, CriMR

1. Introduction

The development of modular multiphysical modeling tools for complex analysis of nuclear power plants is one of the main research areas in nuclear energy field. The current level of computing power made it possible to couple separate programs under one shell. At the National Research Nuclear University MEPhI, a multiphysical complex has been developed, which combines the programs of neutron physics, fluid mechanics, fuel performance and thermal mechanics. At the first stage, the simulation complex of a neutron-physical Monte Carlo code Serpent [1], the neutron-physical diffusion code CriMR and the system code ATHLET [2] has been developed. This paper is devoted to verification of the CriMR code on the model of the BN-600 reactor and it's coupling with Serpent.

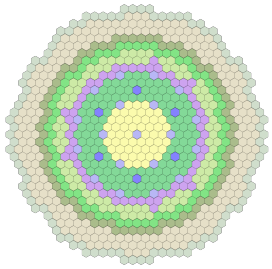


Figure 1. BN-600 core model

2. Methodology

The purpose of this study was to simulate test problems from the IAEA benchmark [3] using the CriMR code and compare the calculation results with those obtained in the Serpent and with the results from the benchmark. As part of this work, an analysis was made of the core model of the BN-600 reactor (Figure 1). The zone parameters studied were the effective multiplication factor, as well as the integral values and spatial distributions of reactivity coefficients related to reactor safety. Group constants for diffusion analysis were prepared in the program Serpent.

3. Results and conclusion

The obtained calculation results were compared with the simulation results in Serpent and with the references benchmark results. The good agreement of the results was obtained: deviation of less than 1 % in K_{eff} and reactivity coefficients. It was also shown that using the Serpent code it is possible to prepare group constants for fast reactors.

References

[1] J. Leppänen, M. Pusa, T. Viitanen, V. Valtavirta, and T. Kaltiaisenaho. "The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013." Ann. Nucl. Energy, 82 (2015) 142-150

[2] A. Schaffrath, M. Sonnenkalb, J. Sievers, W. Luther, and K. Velkov (2016). Scientific codes developed and used at GRS – Nuclear simulation chain. Kerntechnik: Vol. 81, No. 2, pp. 105-116.

[3] IAEA. (2010). BN-600 Hybrid Core Benchmark Analyses. The Calculational Uncertainties of the LMFR Reactivity Effects.

「もんじゅ」反応率分布測定試験による高速炉核設計手法の妥当性確認

A validation study of a neutronics design methodology for fast reactors using reaction rate distribution measurements in the prototype fast reactor Monju

*大釜 和也[1]，竹越 淳[1]，片桐 寛樹[2]，羽様 平[1]

[1] 日本原子力研究開発機構，[2] 株式会社 NESI

原型炉「もんじゅ」性能試験データを高速炉核設計手法の妥当性確認用データベースとして整備している。本研究では、放射化箔による反応率分布測定データについて、妥当性確認用データとしての有用性を確認するため、核設計手法による評価結果との比較を行った。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、核設計、妥当性確認、V&V

1. 緒言

将来の高速炉設計の信頼性確保のために、核設計手法のV&Vが重要である。そのため、原子力機構では、V&Vの考え方の構築[1]、検証とともに、妥当性確認に用いる実験データベースの整備を進めてきている。この一環として、現在、原型炉「もんじゅ」性能試験で得られたデータを妥当性確認用データベースとして整備している。本研究では、放射化箔による反応率分布測定につき、妥当性確認用データとしての有用性を確認するため、核設計手法による評価結果との比較を行った。

2. 試験の概要

1994年6月から9月に、放射化箔を搭載した検出要素を装荷した試験燃料集合体を「もんじゅ」に装荷し、冷却材温度を200℃に保ちつつ、約200kW～1.12MWの低出力で2～4hの照射を計6回実施した(P1～P6と称す)。照射後、試験燃料集合体から放射化箔を取り出し、高純度Ge半導体検出器による γ 線測定で箔の放射化量を得て、炉内の反応率分布を評価した。なお、本研究では、上記試験のうち、制御棒挿入パターンが同様のP1、P2及びP4試験を解析対象とした。試験燃料集合体装荷位置を図1に示す。

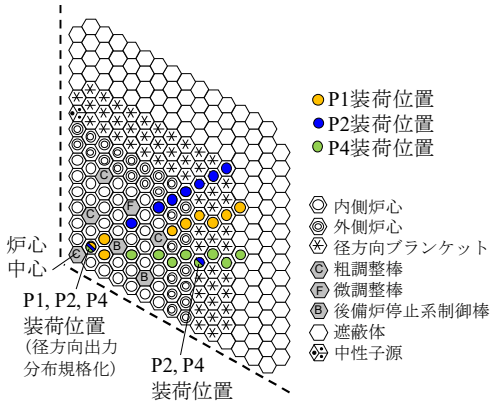


図1 試験時の炉心配置

3. 解析方法

最新の高速炉核設計手法により、試験解析を実施した。核データライブラリJENDL-4.0及びSLAROM-UFコードによる非均質格子計算により得た実効断面積を用い、DIF3Dコードによる3次元70群拡散計算を基準計算として実施し、各放射化箔装荷位置の中性子分布を得て、箔の非均質性を考慮して作成した実効断面積から反応率を評価した。なお、輸送、詳細群・超微細群、試験集合体の非均質性に関する補正を考慮している。

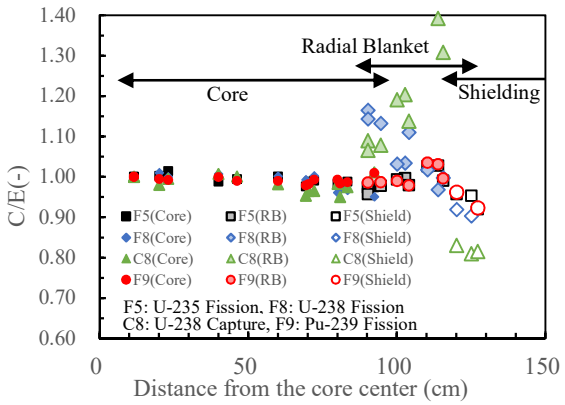


図2 径方向反応率分布のC/E

4. 結果

各試験集合体の炉心部軸方向中心位置に装荷されたU-235、U-238及びPu-239の放射化箔で測定した反応率と解析結果の比較を図2に示す。なお、測定及び解析結果は、図1に示す炉心付近の試験燃料集合体に装荷した箔の反応率で規格化して比較している。炉心領域においては、C/Eは1.02-0.95となり、測定と解析結果はよく一致した。一方、径方向ブランケット及び遮蔽体領域においては、U-235及びPu-239箔で測定した核分裂反応率のC/Eは0.92-1.04であったが、U-238箔で測定した核分裂及び捕獲の反応率のC/Eはそれぞれ0.90-1.15及び0.80-1.40となり、測定と解析結果の乖離が大きい結果となった。今後、U-238箔の反応率についてはさらなる検討を進める予定である。

参考文献

[1]K. Ohgama, et. al., “Model verification and validation procedure for a neutronics design methodology of next generation fast reactors”, Proc. ICAPP2017, April 24-28, Fukui and Kyoto (2017).

*Kazuya Ohgama[1], Atsushi Takegoshi[1], Hiroki Katagiri[2] and Taira Hazama[1]

[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] NESI, Inc.

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

[1L01-07] Fault Displacement PRA

Chair:Hitoshi Muta(Tokyo City Univ.)

Wed. Mar 20, 2019 10:00 AM - 11:55 AM Room L (Common Education Bildg. 2 3F No.36)

[1L01] Procedure and example of plant walk down on fault displacement PRA

*MASANOBU Kamiya[1], KATSUMI Ebisawa[2], YASUHIRA Aoyagi[2], YOSHINORI Mihara[3], RYUSUKE Haraguchi[4], FUTOSHI Tanaka[4], KAZUO Matsumura[5] (1. JAPC, 2. CRIEPI, 3. KAJIMA, 4. MHI, 5. Hokuriku EPC)

10:00 AM - 10:15 AM

[1L02] Analysis and examination of accident scequences of fault displacement PRA in different plant types

*Futoshi Tanaka[1], Ryusuke Haraguchi[1], Kunihiko Sato[2], Yoshida Shin-ichi[3], Oda Shingo[4], Hideaki Tsutsumi[5], Toshiaki Sakai[5], Tatsumi Ebisawa[5] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 2. MHI Nuclear Systems Solution Engineering, 3. Obayashi, 4. Hitachi GE Nuclear Energy, 5. NRRC)

10:15 AM - 10:30 AM

[1L03] Uncertainty factors and their upper-lower limit range based on V&V of fault displacement fragility evaluation methodology

*hideaki tsutsumi[1], yuji nikaido[2], yoshinori mihara[2], ryusuke haraguchi[3], toshiaki sakai[1], katsumi ebisawa[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. Kajima corporation, 3. Mitsubishi Heavy Industries)

10:30 AM - 10:45 AM

[1L04] Concept of methodology for evaluating epistemic uncertainty of fault displacement fragility

*Katsumi Ebisawa Ebisawa[1], Ryusuke Haraguchi[2], Yoshinori Mihara[3], Ayumi Yuyama[1], Toshirou Sakai[1] (1. CRIEP, 2. MHI, 3. Kajima)

10:45 AM - 11:00 AM

[1L05] Concept of methodology for evaluating epistemic uncertainty of fault displacement fragility

*Yoshinori Mihara[1], Ryusuke Haraguchi[3], Ayumi Yuyama[2], Toshiaki Sakai[2], Katsumi Ebisawa[2] (1. Kajima Corporation, 2. Central Research Institute of Electric Power Industry, 3. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.)

11:00 AM - 11:15 AM

[1L06] Concept of methodology for evaluating epistemic uncertainty of fault displacement fragility

*Ryusuke Haraguchi[1], Yoshinori Mihara[2], Ayumi Yuyama[3], Toshiaki Sakai[3], Katsumi Ebisawa[3] (1. Mitsubishi Heavy Industries, LTD., 2. Kajima Corp., 3. Central Research Institute of Electric Power Industry)

11:15 AM - 11:30 AM

[1L07] Concept of methodology for evaluating epistemic uncertainty of fault displacement fragility

*Ayumi Yuyama[1], Ryusuke Haraguchi[2], Yoshinori Mihara[3], Toshiaki Sakai[1], Katsumi Ebisawa[1] (1. CRIEPI, 2. MHI, 3. Kajima)

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

©Atomic Energy Society of Japan

断層変位 PRA に係るプラントウォークダウンの手順及び実施例

Procedure and example of plant walk down on fault displacement PRA

*神谷 昌伸[1]，蛯澤 勝三[2]，青柳 恭平[2]，美原 義徳[3]，原口 龍将[4]，田中 太[4]，松村 和雄[5]

[1]日本原電，[2]電中研，[3]鹿島建設，[4]三菱重工，[5]北陸電力

原子力発電所に対する断層変位を起因としたPRA（断層変位PRA）の際に重要となるプラントウォークダウン時の着眼点等について、実プラントにおけるプラントウォークダウンの試行により明らかにした。

キーワード：原子力安全，断層変位，PRA，プラントウォークダウン

1. はじめに

PRA の際には評価対象プラント固有のプラント情報を収集・分析していく必要があるが、机上の設計図書等からの情報のみならず、プラントウォークダウンにより実際の現場の状態を把握して評価に反映していくことが重要である。本研究では、断層変位 PRA における要求事項等を明確にするため、実プラントでのプラントウォークダウンを試行し、断層変位の場合に重要となる着眼点等を検討した。

2. 断層変位 PRA に係るプラントウォークダウンの試行

著者らを含む関係分野の専門家 12 名によるチームを編成し、事業者の協力も得て、断層変位に係るものとしてはおそらく世界初となる試行として、プラントウォークダウンを実施した。

〔チームメンバーの専門分野〕地形・地質、地震動、変位ハザード評価、各 SSCs のフラジリティ評価、地盤・斜面、事故シーケンス評価、〔調査内容〕サイト内外の地形・地質、断層分布、建屋・土木構造物・機器・配管系等の SSCs の設置状況、周辺斜面、可搬型設備の設置位置とアクセスルート等、〔現場調査期間〕1 日

3. 断層変位 PRA に係るプラントウォークダウンの着眼点

プラントウォークダウンの手順は、断層変位の SSCs に対する影響として重要と考えられる建屋床の傾斜、建屋間の相対変位、長手構造物の基礎の損傷等に着眼した要求を明確化していく必要がある。

今回のプラントウォークダウンの試行により、具体的に抽出、明らかにした主な着眼点は以下のとおり。

- 評価対象となる断層の位置、ずれ方向、傾斜角、変位アプローチ用データの有無（平均活動間隔、単位変位量等）の確認
- 評価対象となる断層位置と建屋基礎版の幅、厚さ等の関係の確認
- 建屋間の相対変位に関連して、渡り配管の建屋貫通部の貫通幅、クリアランス、緩衝部材厚みの明確化、貫通部近傍のサポート位置の確認
- 変形等により影響を受ける配管等と接続している上層階の SSCs との接続状況の確認
- 床の傾斜に関連して、ポンプ類等の潤滑油等の給油口位置の確認
- 斜面に対する影響に関連して、斜面部の断層位置等の確認、アンカー等の有無、諸元の確認
- 土木構造物等の構造部材のコンクリートのひび割れ、浮き、剥落等の有無の確認（波及的影響を考慮して、間仕切壁等の非構造部材についても同様の確認）
- 評価対象となる断層位置と可搬型設備のアクセスルートとの関係の確認

4. まとめ

本研究により、断層変位 PRA の際に重要となるプラントウォークダウン時の着眼点等について明らかにした。また、プラントウォークダウンの試行により、あらためて“現場主義”の重要性を再認識した。今回の成果を、断層変位 PRA の高度化と実践に繋がるように活用していくことが重要である。

---

*Masanobu Kamiya[1], Katsumi Ebisawa[2], Yasuhira Aoyagi[2], Yoshinori Mihara[3], Ryusuke Haraguchi[4], Futoshi Tanaka[4] and Kazuo Matsumura[5]

[1]JAPC, [2]CRIEPI, [3]KAJIMA, [4]MHI, [5]Hokuriku EPC

断層変位 PRA の事故シーケンスに及ぼすプラントタイプの分析・検討

Analysis and examination of accident sequences of fault displacement PRA in different plant types

*田中 太[1]、宮田 学[1]、原口 龍将[1]、佐藤 邦彦[2]、吉田 伸一[3]、織田 信吾[4]、
堤 英明[5]、酒井 俊朗[5]、蛯澤 勝三[5]
[1]三菱重工業，[2]MHI ニュークリアシステムズ・ソリューションエンジニアリング
[3]大林組，[4]日立 GE ニュークリア，[5]電力中央研究所

原子力発電所に対する断層変位を起因とした事故シナリオの理解を深めることを目的として、加圧水型原子炉（PWR）及び沸騰水型原子炉（BWR）の仮想プラントを対象とした事故シナリオの評価を行い、プラントタイプによる断層変位シナリオへの影響の分析・検討を実施した。

キーワード：断層変位 PRA（Fault Displacement PRA），外的事象リスク（External event risk）

1. はじめに

著者らはこれまでに各種建屋（原子炉周辺建屋/制御建屋/廃棄物処理建屋/タービン建屋）、海水給水系及び重大事故対処施設等から構成される仮想的な PWR プラントに対し、縦ずれ副断層を想定した断層変位事象の炉心損傷シーケンスの評価を実施している[1]。断層変位により発生する事故シーケンスは、断層変位の特徴（発生位置、縦ずれ、横ずれなど）だけでなく、被災するプラントタイプにより異なる。そこで、本研究では仮想的な PWR 及び BWR プラントを対象に事故シナリオの評価を行い、プラントタイプの違いによる断層変位事象の事故シナリオへの影響分析を実施した。

2. 事故シーケンス分析

プラントの継続運転または事故事象緩和の観点で重要な設備への影響が発生しうる副断層を想定したうえで、以下の方法により事故シーケンスの分析を実施し、プラントタイプに応じた事故シナリオを整理した。

- 想定した断層変位による損傷/機能喪失の可能性のある設備および故障モードの特定[2]
- 損傷/機能喪失する可能性のある設備の情報にもとづき発生の可能性のある起因事象を分析・特定
- 損傷/機能喪失する可能性のある設備の情報にもとづき機能の劣化または喪失が発生緩和機能を特定

3. プラントタイプの影響分析

仮想的な PWR プラントと BWR プラントを対象に事故シーケンス分析を行い、設計の違いから生じる事故時シナリオの特徴を抽出することで、断層変位を起因とした事故シーケンスに及ぼすプラントタイプの影響を分析した。

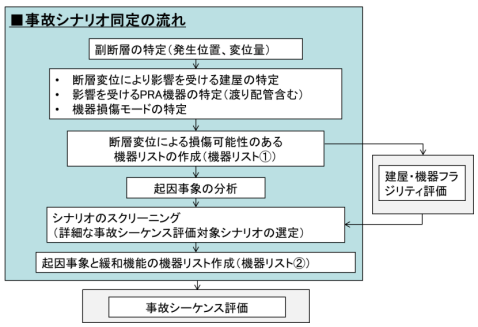


図１　断層 PRA における事故シナリオ評価の流れ

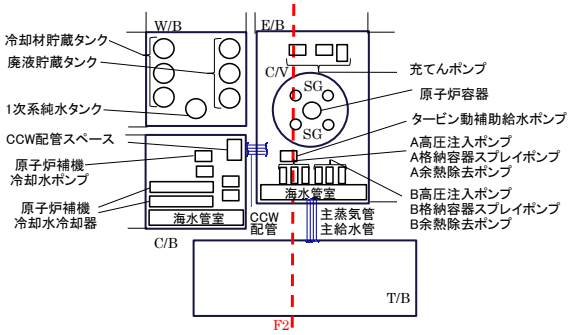


図２　仮想 PWR プラント構成及び断層位置例

参考文献　[1] 田中他(AESJ2019 秋の大会, 2018.9)、[2] 原口他(AESJ2019 秋の大会, 2018.9)

* Futoshi Tanaka[1], Manabu Miyata[1], Ryusuke Haraguchi[1], Kunihiko Sato[2], Shinichi Yoshida[3], Shingo Oda[4], Hideaki Tsutsumi[5], Toshio Sakai[5], Katsumi Ebisawa[5]　[1]MHI, [2]NSE, [3]Obayashi, [4]HGE, [5]CRIEPI

断層変位フラジリティ評価手法妥当性検証に基づく不確実さ要因及び上下限幅 (1)概要

Uncertainty factors and their upper-lower limit range based on V&V of fault displacement fragility evaluation methodology

*堤 英明[1], 二階堂 雄司[2], 美原 義徳[2], 原口 龍将[3], 酒井 俊朗[1], 蛯澤 勝三[1]
[1]電力中央研究所, [2]鹿島, [3]三菱重工

台湾集集地震(1999 年)での石岡ダム被害事例を対象とした断層変位フラジリティ評価手法の妥当性検証と、同検証に基づく不確実さ要因の同定とそれらの上下限幅について述べる。

キーワード：台湾集集地震, 石岡ダム被害, 断層変位フラジリティ, 検証と妥当性確認

1. まえがき　著者等は断層変位 PRA 手法整備の一環として、台湾集集地震での石岡ダム被害事例を対象として断層変位フラジリティ評価手法(FDFEM)の妥当性検証を進めている[1]～[3]と共に、不確実さ要因を同定し、これらの上下限幅を設定している。本報では、妥当性検証内容と同定不確実さ要因及び上下限幅の例について述べる。本報は、資源エネルギー庁委託研究成果の一部をまとめたものである。

2. FDFEM 妥当性の検討　妥当性検証の枠組み及び手順は、**図 1** に示す次の 5 ステップからなる。STEP1(断層変位被害関連情報の収集・分析)/STEP2(暫定耐力評価パラメータの設定)/STEP3(暫定応答評価パラメータの設定)/STEP4(ダム仕様フラジリティの実施と原子力仕様への拡張)/STEP5(原子力仕様断層変位フラジリティ SSHAC(Senior Seismic Hazard Analysis Committee)の実施)。STEP2 及び STEP3 は以下の通り。

(1) STEP2　ダム被害状況としては鉛直方向 8m、水平方向 6m の逆断層作用により、堤体の上下変位による損壊と上流部へ水平 2m の孕み出しが観測された。STEP21(損傷の部位及びモードの同定)では、ダム堤体のひび割れと堤体基礎・堤体の損壊を同定した。STEP22（損傷モード毎の暫定耐力パラメータの設定）では、堤体コンクリートの圧縮強度 f_c 及び引張り強度 f_t を設定した。

(2) STEP3　STEP31（損傷モードに基づく応答パラメータ幅の設定）では、上記被害における応答挙動の同定のためにダム全体を弾性はり要素モデルでモデル化し、各種パラメータ幅を設定した。STEP32（応答中央値像モデルの設定）では、応答パラメータ幅を用いて、被害データに近似するようにイタレーション・感度解析を繰り返し、近似結果から中央値像モデルを同定した。同定に当たって、堤体軸方向に強制変位を作用させ、堤体基礎と基礎地盤間での鉛直方向の剥離の範囲や影響を確認した上で、重心と剛心の偏心効果による上流側への孕み出しも確認した。シミュレーション結果から、ダムの損壊は、観測変位 6m 以前の 2m 程度で発生したと同定した。STEP33（中央値像モデルの重要不確実さ要因の同定）では、次の重要パラメータを同定した。①地盤剛性に係るせん断波速度(Vs)/②堤体剛性に係るヤング率(E)/③自重(W)。

3. FDFEM における不確実さ要因及び上下限値幅　耐力に係る不確実さ要因としては f_c 及び f_t が挙げられ、これらの上下限値の例としては f_c が 21～50(N/mm^2)程度である。応答に係るものとしては上記①から③が挙げられ、これらの上下限値の例としては Vs が 500～1000m/s 程度である。これら情報が断層変位フラジリティの認識論的不確実さ評価に活用し得る。

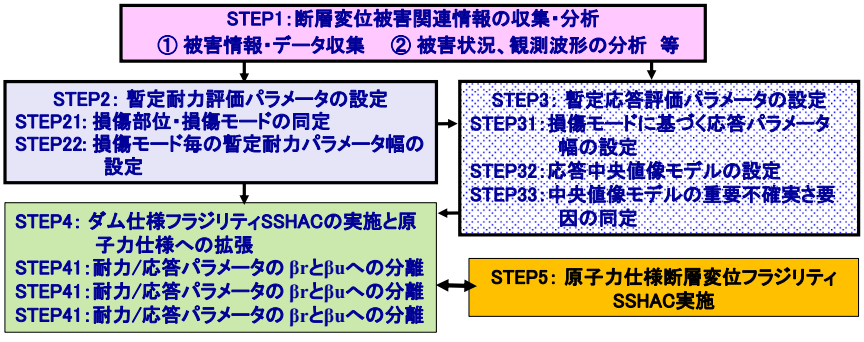


図 1　断層変位フラジリティ評価手法妥当性検討の枠組み及び手順

参考文献　[1] 蛯沢他(AESJ2018 春の大会), [2]二階堂他(AESJ2018 春の大会), [3]二階堂他(AESJ2018 秋の大会)

* Hideaki Tsutsumi [1], Yuji Nikaido[2], Yoshinori Mihara[2], Ryusuke Haraguchi [3], Toshio Sakai[1], Katsumi Ebisawa[1],
[1] CRIEPI, [2] Kajima, [3] MHI

断層変位フラジリティ認識論的不確実さ評価手法整備の考え方（1）概要

Concept of methodology for evaluating epistemic uncertainty of fault displacement fragility (1) Outline

*蛯沢　勝三[1]，原口　龍将[2]，美原　義徳[3]，湯山　安由美[1]，酒井　俊朗[1]
[1]電中研，[2]三菱重工，[3]鹿島

断層変位フラジリティ認識論的不確実さ評価手法の考え方は、台湾集集地震/石岡ダム被害を対象としたフラジリティ評価手法妥当性検討におけるシミュレーションデータを用いて、SSHAC を活用したものである。
キーワード : 断層変位フラジリティ評価手法妥当性検証，SSHAC, フラジリティ認識論的不確実さ評価手法

1. まえがき　著者等は断層変位 PRA 手法整備の一環として、断層変位フラジリティ評価手法の妥当性検証を進める[1]～[3]と共に、不確実さ要因を偶然的不確実さと認識論的不確実に大別し、後者の要因の評価手法を開発している。本報は、4 つのシリーズ発表のうちの(1)概要であり、同シリーズ発表は資源エネルギー庁委託研究成果の一部をまとめたものである。本報では、断層変位フラジリティ認識論的不確実さ評価手法整備の考え方（FDEUNRRC モデル）を提案すると共に、今後の進め方も示す。

2. 断層変位フラジリティ評価手法妥当性検討の枠組み・手順　同手順は、次の５ステップからなる。STEP1：断層変位被害関連情報の収集・分析、STEP2：暫定耐力評価パラメータの設定、STEP3：暫定応答評価パラメータの設定、STEP4：ダム仕様フラジリティ SSHAC の実施と原子力仕様への拡張、STEP5：原子力仕様断層変位フラジリティ SSHAC の実施。STEP4 は更に次の 3 つからなる。STEP41：耐力/応答パラメータそれぞれの偶然的不確かさ要因(βr)と認識論的不確実さ要因(βu)への分離、STEP42：耐力/応答パラメータそれぞれの上下限値の設定、STEP43：断層変位フラジリティ認識論的不確実さの評価

3. 断層変位フラジリティ認識論的不確実さの評価手法の考え方　同考え方では、ダム仕様フラジリティ認識論的不確実さ評価手順と、同手順の原子力仕様への拡張手順からなる。

(1) ダム仕様手順　石岡ダム被害を対象とした妥当性検証研究成果を用いて、地震ハザード認識論的不確実さ評価(SSHAC)を活用し、耐力及び応答それぞれの認識論的不確実さ要因 $\beta^{C}u$ と $\beta^{R}u$ の上下限値に基づき、専門家合議によりロジックツリー（LT）を作成し、LT への重み付けを行い、フラジリティを評価する。

(2) 原子力仕様への拡張手順　耐力における認識論的不確実さ要因としては、地盤及び堤体及び建屋の構造強度が挙げられ、ダムと原子力との耐震設計基準に違いがあり、ダム耐力成果の原子力への拡張はできない。一方、応答における認識論的不確実さ要因としては、入力断層変位、地盤及び堤体及び建屋の構造が挙げられ、入力断層変位以外はダムと原子力とでは違いが少なく、ダム応答成果の原子力への拡張は可能と考える。ただし、機器・配管は原子力独自で評価する。入力断層変位はフラジリティ評価上、強制変位として与えるので、ダム仕様と原子力仕様の違いを考慮する必要がない。

4. 断層変位フラジリティ認識論的不確実さ評価の実施体制　SSHAC 活用レベル及び手順は基本的にレベル 2 に準じる。実施期間は約 1 年程度とする。対象専門家としては、CBR(Center/Body/Range)及び TDI(Technical defensible Integration）確保の観点から次の項目に該当する方々から選定する。(1)断層変位フラジリティ妥当性検討専門家（2)地震フラジリティ専門家（3)伊方 SSHAC 経験専門家（4)原子力分野以外の鉄道/道路/電力の専門家（5)熊本地震やニュージランド地震の断層変位に係る専門家

5. シリーズ発表の構成　構成は次の 4 つからなる。(1)概要/(2)地盤・建屋に係る不確実さ要因の分析・検討/(3)機器・配管に係る不確実さ要因の分析・検討/(4)断層変位ハザード係る不確実さ要因の分析・検討

参考文献　[1] 蛯沢他(AESJ2018 春の大会), [2]二階堂他(AESJ2018 春の大会), [3]二階堂他(AESJ2018 秋の大会)

*Katsumi Ebisawa[1], Ryusuke Haraguchi[2], Yoshinori Mihawa[4],Ayumi Yuyama[1], Toshirou Sakai[1]　[1]CRIEPI, [2]MHI, [3]Kajima

断層変位フラジリティ認識論的不確実さ評価手法整備の考え方 （2）地盤・建屋に係る不確実さ要因の分析・検討

Concept of methodology for evaluating epistemic uncertainty of fault displacement fragility
(2) Analysis and examination of uncertainty related to soil and building

*美原　義徳[1]，原口　龍将[2]，湯山　安由美[3]，酒井　俊朗[3]，蛯沢　勝三[3]
[1]鹿島，[2]三菱重工，[3]電中研

断層変位フラジリティ評価における認識論的不確実さ評価手法のうち、本報では、地盤―建屋連成系のフラジリティ評価に影響を与える不確実さ要因とそれらの適切な定量値を与える方法について検討した。
キーワード：断層変位フラジリティ認識論的不確実さ評価、地盤・建屋に係る不確実さ要因

1. まえがき　著者等は断層変位フラジリティ評価手法(FDF)の妥当性検証を進める[1]～[3]と共に、妥当性検証の一環として、断層変位フラジリティ評価における認識論的不確実さ評価手法を整備している。FDF認識論的不確実さ評価手法の考え方としては、台湾集集地震/石岡ダムの断層変位に対する被害事例のシミュレーション解析における知見に基づき、地震ハザード評価で世界的に用いられているSSHAC手法のプロセスを活用し、原子力施設へ拡張した認識論的不確実さ評価を実施することにある。本報は、4編のシリーズ発表のうちの（2）地盤・建屋に係る不確実さ要因の分析・検討結果を示すものであり、同シリーズ発表は資源エネルギー庁委託研究成果の一部をまとめたものである。

2. 断層変位フラジリティ認識論的不確実さ評価手法の考え方　前報（1）で述べたように、断層変位フラジリティ認識論的不確実さ評価手法構築のための妥当性検討の枠組み・手順はSTEP1～STEP5から構成され、本報はSTEP4における検討項目の一つである。具体的には、台湾集集地震/石岡ダム被害を対象とした認識論的不確実さ評価手順を、原子力施設を対象とした地盤-建屋連成系における認識論的不確実さ評価手順へ拡張することを目的としている。断層変位フラジリティ評価における認識論的不確実さ要因としては、耐力及び応答評価に係る不確実さ要因があるが、ここでは、主として応答評価に係る不確実さ要因の検討を行う。応答評価に係る不確実さ要因は、次の4つの項目（入力断層変位関連、地盤関連、建屋関連、機器・配管関連）からなり、本報（2）では地盤・建屋関連の不確実さ要因の分析・検討を、次報（3）では機器・配管関連の不確実さ要因の分析・検討を、次々報（4）では入力断層変位関連の不確実さ要因の分析・検討を行う。

3. 地盤・建屋関連の不確実さ要因の取り扱い　原子力施設を対象とした地盤・建屋関連の応答評価に係る不確実さ要因に関して、以降に示す項目に分類して、それらの不確実さが与える影響に関して検討を実施した。なお、これらの認識論的不確実さは、地震ハザード認識論的不確実さ評価(SSHAC)のプロセスを活用した専門家らによる合議によって取り扱う。

(1) 地盤モデル　断層を考慮した地盤モデル（地盤剛性・強度等）に関する不確実さ要因の分析・検討

(2) 建屋モデル　建屋モデル（構造材料剛性・強度等）に関する不確実さ要因の分析・検討

(3) 地盤－建屋連成系モデル　(1)及び(2)を踏まえた、断層を考慮した地盤－建屋連成系モデルに関する不確実さ要因（建屋と周辺地盤の接触・剥離・滑り条件、埋戻し状況、上載圧、断層変位作用位置、モデル範囲、境界条件等）の分析・検討

(4) 応答解析手法　断層変位に対する応答解析手法に関する不確実さ要因の分析・検討

参考文献　[1]蛯沢他(AESJ2018春の大会), [2]二階堂他(AESJ2018春の大会), [3]二階堂他(AESJ2018秋の大会)

*Yoshinori Mihara[1], Ryusuke Haraguchi[2], Ayumi Yuyama[3], Toshirou Sakai[3], Katsumi Ebisawa[3]　[1]Kajima Corp., [2]MHI, [3]CRIEPI

断層変位フラジリティ認識論的不確実さ評価手法整備の考え方 (3)機器・配管に係る不確実さ要因の分析・検討

Concept of methodology for evaluating epistemic uncertainty of fault displacement fragility
(3) Analysis and examination of uncertainty related to component and piping system

*原口 龍将[1]、美原 義徳[2]、湯山 安由美[3]、酒井 俊朗[3]、蛯沢 勝三[3]
[1]三菱重工業，[2]鹿島建設，[3]電力中央研究所

断層変位 PRA の定量的な評価には、フラジリティ評価において不確実さを適切に設定する必要があるが、断層変位による応答について現状では利用可能なデータは非常に少ない。本研究では、機器・配管系のフラジリティに影響を与える不確実さ要因とそれに適切な定量値を与える方法について検討した。

キーワード：断層変位 PRA、フラジリティ、不確実さ

1. 緒言

著者等は断層変位PRA手法整備の一環として､断層変位フラジリティ評価手法の妥当性検証を進める[1]～[3]と共に、不確実さ要因を偶然的不確実さと認識論的不確実に大別し、後者の要因の評価手法を開発している。本報は、4 つのシリーズ発表のうちの(3) 機器・配管に係る不確実さ要因の分析・検討であり、同シリーズ発表は資源エネルギー庁委託研究成果の一部をまとめたものである。

2. 断層変位フラジリティ認識論的不確実さの評価手法の考え方

前報(1)で述べたように､断層変位フラジリティ認識論的不確実さ評価手法構築のための妥当性検討の枠組み・手順はSTEP1～STEP5から構成され、本報はSTEP4における検討項目の一つである。具体的には、台湾集集地震/石岡ダム被害を対象とした一連の検討を踏まえたうえで、原子力発電所の機器・配管系を対象とした認識論的不確実さ評価手順を構築することを目的としている。機器・配管系の断層変位フラジリティ評価における認識論的不確実さ要因としては、耐力及び応答評価に係る不確実さ要因があるが、耐力については地震での考え方と同様であることから、本研究では主に応答評価に係る不確実さ要因の検討を行う。応答評価に係る不確実さ要因は、次の 4 つの項目（入力断層変位関連、地盤関連、建屋関連、機器・配管関連）からなり、本報(3)では機器・配管関連の不確実さ要因の分析・検討を、前報(2)及び次報(4)では、それぞれ地盤・建屋関連の不確実さ要因及び入力断層変位関連の不確実さ要因の分析・検討を行う。

3. 機器・配管系の不確実さ要因の取り扱い

原子力施設を対象とした機器・配管系の応答評価に係る不確実さ要因に関して、大きく以降に示す項目に分類し、それらの不確実さが与える影響に関して検討を実施した。なお、これらの認識論的不確実さは、地震ハザード認識論的不確実さ評価(SSHAC)のプロセスを活用した専門家らによる合議によって取り扱う。

(1) フラジリティ評価用入力断層変位　フラジリティ評価に用いる入力用断層変位の作成や断層の発現位置に関する不確実さ要因の分析・検討

(2) 機器応答解析　機器の解析モデルや解析方法に関する不確実さ要因の分析・検討

(3) 入力断層変位の方向　機器に対する入力の方向成分に関する不確実さ要因の分析・検討

(4) 機器応答の非線形性　入力に対する機器の非線形応答の扱いに関する不確実さ要因の分析・検討

参考文献[1]～[2]蛯沢他(AESJ2018 春の大会,2018.3)、[3]二階堂他(AESJ2018 秋の大会,2018.9)

---

*Ryusuke Haraguchi[1], Yoshinori Mihara[2], Ayumi Yuyama[3], Toshiaki Sakai[3], Katsumi Ebisawa[3]
[1]Mitsubishi Heavy Industries, LTD., [2]Kajima Corp., [3]Central Research Institute of Electric Power Industry

断層変位フラジリティ認識論的不確実さ評価手法整備の考え方 (4)断層変位ハザードに係る不確実さ要因の分析・検討

Concept of methodology for evaluating epistemic uncertainty of fault displacement fragility
(4) Analysis and examination of uncertainty related to fault displacement hazard

*湯山　安由美[1]，原口　龍将[2]，美原　義徳[3]，酒井　俊朗[1]，蛯沢　勝三[1]
[1]電中研，[2]三菱重工，[3]鹿島

断層変位フラジリティ認識論的不確実さ評価手法の考え方における断層変位ハザードに係る不確実さ要因の分析・検討として、ハザード定義の地表面から解放基盤への変換に伴う不確実さ要因の影響を検討した。
キーワード：断層変位フラジリティ認識論的不確実さ評価、断層変位ハザード定義位置の変換

1. まえがき　著者等は断層変位フラジリティ評価手法(FDF)の妥当性検証を進める[1]～[3]と共に、妥当性検証の一環として、FDF 認識論的不確実評価手法を整備している。本報は、4 つのシリーズ発表のうちの(4) 断層変位ハザード(FDH)に係る不確実さ要因の分析・検討であり、同シリーズ発表は資源エネルギー庁委託研究成果の一部をまとめたものである。

2. FDF 認識論的不確実さ評価手法の考え方　（その１）で述べたように上記妥当性検討の枠組み・手順は 5 つの STEP からなり、本報は STEP4 中の項目である。考え方は、ダム仕様 FDF 認識論的不確実さ評価手順と、同手順の原子力仕様への拡張手順からなる。両手順共に耐力及び応答評価に係る不確実さ要因の検討を行うが、当該 FDH は応答評価に係るものである。応答評価に係る不確実さ要因は次の 4 つの項目（入力断層変位関連、地盤関連、建屋関連、機器・配管関連）からなり、FDH は入力断層変位に係わる。

(1)入力断層変位に係る留意事項　既往 FDH は地表面で定義されており、各種構造物・設備の FDF 評価上、深部解放基盤での定義が合理的であり、地表から解放基盤への変換に伴う不確実さを考慮する必要がある。

(2) FDH 定義位置の変換モデル　変換モデルでは地表と解放基盤 FDH の超過頻度が同じと仮定し、地表面から解放基盤まで断層変位地盤伝達係数(FDSTC)で変換した上で、FDSTC に係る不確かさ要因を検討する。

3. FDSTC に係る不確実さ要因の検討　FDSTC の取り扱いの適合性確認のために、FDSTC 検討モデルを作成し、モデル中の不確実さ要因の断層変位量への影響について検討した。

(1)検討モデル　検討モデルでは、横 200m ×深さ 100m の逆断層を対象とした。不確実さ要因は次の 3 項目とした。(ⅰ)上層及び下層のせん断速度 Vs(200m/s, 2000m/s)、(ⅱ) 側圧に係る側圧係数 Kv(0.5, 1.0)、(ⅲ)断層面摩擦係数 μ (0.1, 0.5, 1.0, 2.0)。上載圧は考慮しない。解析手法は、非線形弾性 FEM 解析で平面ひずみを求めた。解析順序としては、①側圧載荷⇒②断層面応力解除⇒③底部強制変位の順とした。

(2)不確実さの検討及び検討結果　上記(ⅰ), (ⅱ), (ⅲ)中の各ケースを組み合わせた影響評価を行ったところ、上層/下層の硬さ Vs が断層変位量に影響が大きかったが、摩擦係数や側圧係数の影響は小さかった。

4. FDH に係る認識論的不確実さの取り扱い

(1)前提条件　FDSTC に係る地盤不確実さ要因と地盤・建屋関連の地盤不確実さ要因とは独立と仮定する。

(2) FDSTC に係る認識論的不確実さ要因と取り扱い方法　不確実さ要因には次のものが挙げられる。①地盤物性 Vs, ②断層面摩擦係数, ③側方土圧係数, ④上載圧, ⑤埋め込み効果, ⑥地盤–建屋間の付着・摩擦効果, その他（断層タイプ（逆断層、正断層、横ずれ断層）, 断層形状諸元（傾斜角等）等)。これらの認識論的不確実さは、地震ハザード認識論的不確実さ評価(SSHAC)を活用した専門家合議によって取り扱う。

参考文献　[1] 蛯沢他(AESJ2018 春の大会), [2]二階堂他(AESJ2018 春の大会), [3]二階堂他(AESJ2018 秋の大会)

* Ayumi Yuyama[1], Ryusuke Haraguchi[2], Yoshinori Mihawa[4], Toshiaki Sakai[1] , Katsumi Ebisawa[1]　[1]CRIEPI, [2]MHI, [3]Kajima

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

[1L08-13] PRA Method

Chair:Sunghyon Jang(Univ. of Tokyo)

Wed. Mar 20, 2019 2:45 PM - 4:25 PM Room L (Common Education Bildg. 2 3F No.36)

[1L08] Discussion of some problems on Human Reliability Analysis methods

*Hiroshi Ujita[1,2], Yoshihiro Ide[1] (1. AdvanceSoft Corporation, 2. Japan Nuclear Safety Insititute)

2:45 PM - 3:00 PM

[1L09] Study on Internal Flooding PRA Considering Water Steam

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

3:00 PM - 3:15 PM

[1L10] Development of Seismic-Tsunami PRA methodology

*Hitoshi Muta[1], Yasuki Ohtori[1], Hirohisa Yamakawa[1] (1. Tokyo City University)

3:15 PM - 3:30 PM

[1L11] Evaluation of Seismic Diversity of SSC system in PRA

*Yasuki Ohtori[1], Hitoshi Muta[1], Masato Nakajima[3], Ichiro Tamura[2], Masashi Kuramasu[2], Toshiaki Sakai[3] (1. Tokyo City University, 2. The Chugoku Electric Power Company, Incorporated, 3. Central Research Institute of Electric Power Industry)

3:30 PM - 3:45 PM

[1L12] On the implementation of graded approach for research and test reactors in Japan

*Shin Aoyama[1] (1. Chiyoda Technol Corporation)

3:45 PM - 4:00 PM

[1L13] Development of Interface Between Level 2 &3 PRA for Uncertainty Analysis

*Hiroki SUZUKI[1], Mika TAHARA[1], Satoshi YAGISHITA[1] (1. TOSHIBA Energy Systems)

4:00 PM - 4:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

人間信頼性評価手法の比較・検討と課題の摘出

Discussion of some problems on Human Reliability Analysis methods

*氏田 博士 [1,2]，井手 善広 [1]

[1] アドバンスソフト株式会社，[2] 原子力安全推進協会

本発表では、新しい人間信頼性解析（HRA, Human Reliability Analysis）の手法である EPRI 手法、開発中の IDHEAS 手法、既存の THERP 手法を実際に使用して、人的過誤事象に対して人的過誤確率を評価する。評価結果を検討し、これらの手法の考え方について課題を示す。

キーワード：確率論的リスク評価（PRA）、人間信頼性解析（HRA）、HCR/ORE、TRC、THERP 手法、EPRI 手法、IDHEAS 手法

1. 緒言

原子力発電所に対する確率論的リスク評価（PRA, Probabilistic Risk Assessment）における人間信頼性解析（HRA, Human Reliability Analysis）の手法として、従来 THERP 手法[1]が用いられてきたが、最近、EPRI 手法という新しい手法が提案され利用されている[2]、また新たに IDHEAS 手法が開発中である[3]。2018 年の年会において、EPRI 手法や IDHEAS 手法で時間依存の認知エラーに対して用いられる HCR/ORE, Human Cognitive Reliability/Operator Reliability Experiment 手法の課題を示した[4]。本発表では、3 種類の HRA 手法を使用してヒューマンエラー確率を評価し、手法の考え方の課題を検討する。

2. 人的過誤確率の評価

上記 3 種類の HRA 手法について、以下の 4 種類の課題を検討した。

1. 複雑操作における操作エラー確率が時間余裕のある場合の認知エラー確率を卓越する結果となることがあるが、認知のメカニズムが文脈依存であることを考えると不自然な評価である。
2. EPRI 手法と IDHEAS 手法では、認知エラーの推定において、認知メカニズムによる推定（CBDTM, Cause Based Decision Tree Method）と時間依存の推定 HCR/ORE の両方を用いており、短時間では HCR/ORE の評価が長時間では CBDTM の評価が卓越している。IDHEAS 手法では和を取っているので、基本的には二重評価になっていると判断できる
3. 認知エラーの時間依存の推定において、EPRI 手法や IDHEAS 手法で採用されている余裕時間と操作時間の比を取る HCR/ORE カーブ[5]が、THERP 手法にある TRC（Time Reliability Correlation）カーブ[1]より大幅に高く評価する場合があり、時間比を推定する際は注意を要する[4]
4. 操作エラーの推定において、THERP 手法では手順書ベースで個々の機器の操作を評価しているが、IDHAES 手法ではタスク（一連の操作）の人間特性を評価しているため、同じ事故時対応操作でも評価が異なることがある

3. 結論

THERP 手法、EPRI 手法、IDHEAS 手法では人間特性の捉え方が異なるので、手法を用いる際その手法の考え方の妥当性を確認する、基本となるエラー率の整合性を取る等、十分注意して使用する必要がある。

参考文献

[1] A. D. Swain, H. E. Guttmann, “Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications Final Report”, NUREG/CR-1278, August 1983.
[2] S. Lewis, et. al., “EPRI/NRC-RES Fire Human Reliability Analysis Guidelines Final Report”, NUREG-1921, July 2012.
[3] USNRC, EPRI, “An Integrated Human Event Analysis System (IDHEAS) for Nuclear Power Plant Internal Events At-Power Application”, NUREG-2199, March 2017
[4]井手、他 4、HCR/ORE 手法の課題の検討、2017 原学年会
[5] G. W. Parry, et. al. “An Approach to the Analysis of Operator Actions in Probabilistic Risk Assessment”, EPRI TR-100259, June 1992.

* Hiroshi Ujita[1,2] and Yoshihiro Ide[1]
[1]AdvanceSoft Corporation., [2]Japan Nuclear Safety Institute

水蒸気を考慮した内部溢水 PRA に関する検討

Study on Internal Flooding PRA Considering Water Steam

*西嶋 悠介[1]，北田 孝典[1]，竹田 敏[1]
[1]大阪大学

配管破断による内部溢水事象において高温の水蒸気が放出され、水蒸気によりリスクが変化すると考えられる。本検討では、水蒸気を考慮した内部溢水 PRA 手法を開発し、リスク評価を行った。

キーワード：内部溢水、PRA、水蒸気

1. 緒言

内部溢水はプラント内のタンクや配管の破断により原子力施設内に水が流入する事象である。タービン建屋における二次系配管破断を仮定すると、内部溢水によって安全上重要な機器が機能喪失する可能性がある[1]。また、美浜発電所 3 号機において二次系配管破断に起因する高温の水蒸気がタービン建屋内に充満し、建屋内に凝縮水の痕跡が確認されている[2]。そこで本研究では、水の流入のみならず、水蒸気の流入も考慮した内部溢水 PRA 手法の構築を検討した。さらに、凝結による安全上重要な機器の機能喪失に伴う条件付き炉心損傷確率(CCDP)の評価を行った。

2. 解析条件・方法

図 1 に溢水区画と解析条件を示す。水蒸気の放出源はタービン建屋内の二次系配管破断であり、各部屋の飽和水蒸気圧と飽和水蒸気量をテテンスの式を用いて算出した。算出した値を用いて凝結とランダム故障による各機器の機能喪失確率をフォールトツリー(FT)解析により算出し､それらを用いてイベントツリー(ET)解析により CCDP を評価した。

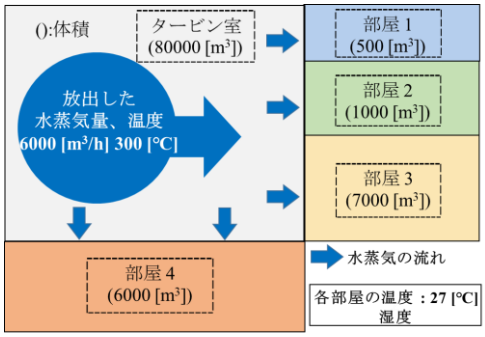


図.1 溢水区画と解析条件

3. 結果

図 2 に CCDP を示す。図 2 において 6000 秒、15000 秒付近で CCDP が上昇している。これは、図 1 に示している部屋 3,4 に設置している非常用ディーゼル発電機とタービン動補助給水ポンプのランダム故障と凝結による機能喪失が起因している。このように本手法で各部屋の凝結する時間と CCDP の変化を評価できることが確認された。

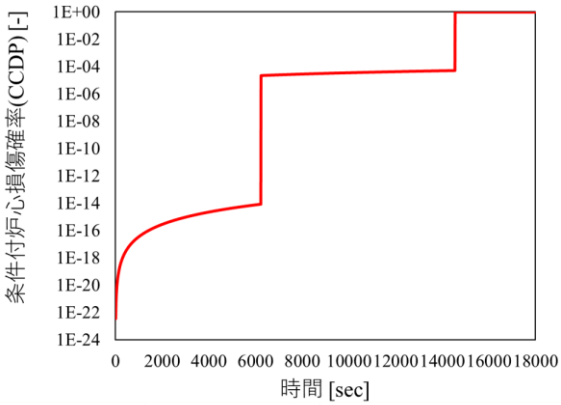


図.2 条件付き炉心損傷確率 (CCDP)

4. 結論

本研究では、水蒸気を考慮した内部溢水 PRA 手法を開発し、CCDP の評価を行った。今後は、より現実的な評価を行うために部屋の温度上昇を考慮して検討を行うことを予定している。

参考文献

[1] NRC, Information Notice, 2005

[2] 関西電力株式会社, 美浜発電所 3 号機 二次系配管破損事故について, 2004

---

*Yusuke Nishijima[1], Takanori Kitada[1] and Satoshi Takeda[1]

[1]Osaka University

地震・津波の重畳を考慮した確率論的安全性評価手法の開発
（4）定量化手法と解析コードの開発

Development of Seismic-Tsunami PRA methodology

(4) Development of Quantification Methodology and Analysis Code

*牟田 仁[1]，大鳥 靖樹[1]，山川 裕久[1]

[1]東京都市大学

地震と津波の重畳を考慮したリスク評価においては、重畳事象を考慮した事故シーケンス評価手法が必要になる．外部事象の重畳では、機器損傷のメカニズムや状態は様々であるため，これらを反映した事故シーケンス評価手法が必要である．本研究では、地震と津波の重畳を考慮した場合の事故シーケンスの条件付発生確率の定量化手法及び開発した解析コードについて報告する．

キーワード：地震津波 PRA、相関性、フラジリティの照査

1. 緒言

地震と津波の重畳を考慮したリスク評価において，様々な機器の損傷に至る経緯を考慮したフラジリティ評価及び事故シーケンス評価が必要である．本研究では，機器のフラジリティを 3 つの照査型により評価し，機器間の相関性を考慮した地震及び津波の影響を考慮した条件付き炉心損傷確率を評価するための定量化手法を提案するとともに，この手法を基に開発した解析コードの概要について報告する．

2. 事故シーケンスの条件付発生確率の定量化手法

既報その 1，2，3 において報告した評価モデルに基づき，以下のように定量化への適用を検討した．定量化プロセスを図 1 に示す．また本手法に基づき開発した解析コードによる試計算結果を図 2 に示す．

① 機器損傷要因を個別値照査型，累積値照査型，統合値照査型に分類し統合 FT に組み込み

② 地震による機器損傷，津波による機器損傷，並びに上記の照査型による外的事象の組み合わせによる機器損傷を，モンテカルロ法をベースにした DQFM 法を用いて定量計算するプロセスを開発

③ 機器間の応答の相関性を考慮した定量化手法の導入

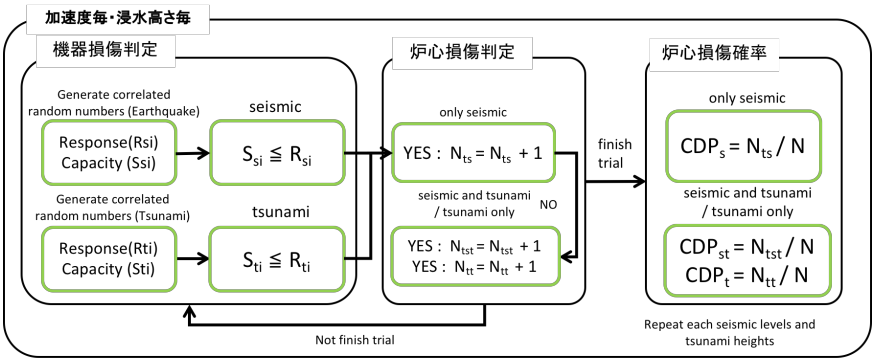


図1. DQFMによる地震-津波発生時の条件付き炉心損傷確率の定量化手法

3. 結論

本稿では、地震・津波の重畳を考慮したリスク評価手法の開発を目的に、3 つの機器損傷照査型に基づく相関性を考慮した事故シーケンス評価手法を開発し、同手法による解析コードを新たに構築し，試解析をとおして本手法の適用性を検証した．今後，本手法の複数機立地サイトのリスク評価等への応用を進める予定である．

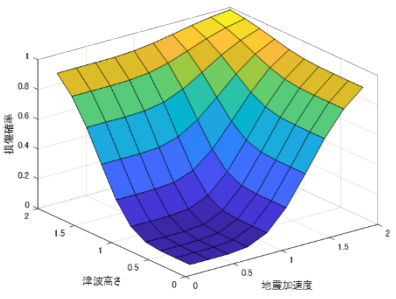


図2. 本研究の定量化手法による試計算結果

* Hitoshi Muta[1], Yasuki Ohtori[1] and Hirohisa Yamakawa[1]

[1]Tokyo City Univ.

地震 PRA における耐震多様性の評価

Evaluation of Seismic Diversity of SSC System in PRA

*大鳥靖樹[1]，牟田仁[2]，中島正人[2]，田村伊知郎[3]，蔵増真志[3]，酒井俊朗[2]

[1]東京都市大学，[2]電力中央研究所，[3]中国電力

地震に対する機器・設備の耐震多様性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、その結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、直列システム、並列システム

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)]。しかし、耐震多様性の有効性は、定性的には認識され免震装置の導入等が行われているものの、定量的にその効果を示すに至っていない。本稿では、地震に対する機器・設備の耐震多様性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結果について報告する。

2. 耐震多様性の効果の検討

本検討では、固有周期が 0.3 秒の耐震機器と 3.0 秒の免震機器で構成されるシステム（図）が一様ランダムな地震環境（上下限マグニチュード 7.5 と 5.0、震源深さ 10km、GR 式の b 値 1.0）にあると仮定して解析を行った。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。すなわち、耐震と免震の機器は、それぞれ周期が 0.3 秒と 3.0 秒の UHS を超過する地震が起こった時に機能喪失する。マグニチュードと震源距離を発生確率に応じて準乱数で様々に仮定して、距離減衰式[2)]により応答スペクトルを発生させて評価を行った。100 万回の計算の結果、システムの機能喪失確率は、直列システム 1.87×10^{-5}、並列システム 1.52×10^{-6} となった。すなわち、耐震と免震の機器でシステムを構成した場合、耐震機器だけでシステムを構成したケースに比べ、並列系ではリスクが小さくなり、直列系では逆に大きくなる結果となった。すなわち、並列の場合、短周期と長周期の成分を同時に含む地震動が襲ってくる確率が小さいため機能維持の可能性が高まり、直列では短周期と長周期の地震動に反応してしまうため、リスクが増加する結果になったと考えられる。

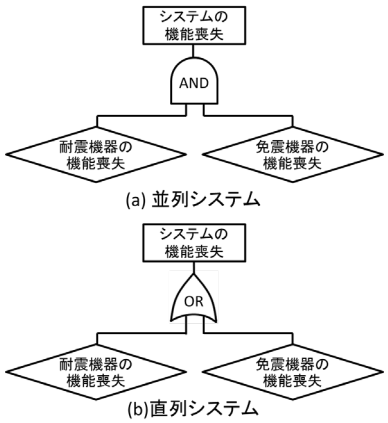


図　システムの FT

3. 結論

地震 PRA における耐震多様性の検討を行った結果、免震と耐震の機器で構成される並列システムではリスク低減効果が図られたものの、直列システムでは様々な周期帯域の地震動に応答するため、むしろリスクが増加することがわかった。すなわち、リスク低減を図る上で、並列システムには設備・機器の多様化は有効であるが、直列システムではリスクが増加するため、設計上の留意が必要となることを確認できた。

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] 安中・他：気象庁 87 型強震計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、地震工学研究発表会論文集, 24 巻(1997)

*Yasuki Ohtori[1], Hitoshi Muta[1], Masato Nakajima[2], Ichiro Tamura[3], Masashi Kuramasu[3] and Toshiaki Sakai[3]

[1]Tokyo City University., [2]Central Research Institute of Electric Power Industry, [2]Chugoku Electric Power Company

日本における試験研究炉でのグレーデッドアプローチの実施について（その 1）これまでの取組の概要と展望

On the implementation of graded approach for research and test reactors in Japan
(Part 1) Outline and perspective of efforts so far

*青山 伸[1]
[1]（株）千代田テクノル

我が国では困難であったグレーデッドアプローチを試験研究炉へ適用する取組について、これを体系化し、加速するために求められる事柄と条件を、IAEA や米国をはじめ先導している国々における活動を参考にして分析する。本報告では、直接・間接に示されてきたこれまでの取組を概括し、今後の展望を示す。

キーワード：試験研究炉，安全規制，グレーデッドアプローチ

1. はじめに

原子力施設のリスクに応じた安全管理を実現するグレーデッドアプローチは、施設の安全確保を適切に実現するのみならず規制当局の資源投入を適切化するうえでも重要な取組である。しかしながら我が国では、特に試験研究炉については、その多様性からグレーデッドアプローチの取組方針を文書化し、実施することが困難であった。新規制基準への対応の審査を通じ得られた事柄をもとに、徐々にではあるが実践上の考え方が整理され、それらの考え方の適用にも成果が現れてきている。ここでは、このグレーデッドアプローチへの取組を体系化し、加速するために求められる事柄と条件を、IAEA や米国をはじめ先導している国々における活動を参考にして分析する。本報告では、直接・間接に示されてきたこれまでの取組を概括し、今後の展望を示す。

2. 世界における試験研究炉へのグレーデッドアプローチの展開

グレーデッドアプローチという一般的な概念が原子力の分野で初めて使われたのは、1978 年に刊行された米国 NRC の Barker R.F.らによる「放射性物質の梱包と輸送における品質保証要求」という文書とみられ、翌 1979 年には TMI 事故の大統領諮問委員会への技術評価タスクフォース報告書第 4 巻の品質保証の項目で、「管理の程度を安全に対する重要性に見合ったものにするグレーデッドアプローチ」と表現されている。

2-1. 国際原子力機関（IAEA）

2012 年に刊行された"Use of a graded approach in the application of the safety requirements for research reactors: Specific Safety Guide" (SSG-22)において、第一段階として施設に潜在するハザードに応じて施設を分類すること、第二段階として安全上重要な活動や構造・システム・構成要素（SSC）を分析し、等級分けすることからなるグレーデッドアプローチの適用の仕方を紹介している。

2-2. 米国

試験研究炉の安全確保当初からグレーデッドアプローチを適用[1]してきており、制度上は 1954 年原子力法第 104 条 医学治療と研究開発 において、104 条 a 医学治療のために使用する利用施設、104 条 b 産業・商業利用のために使用する利用・生産施設と 104 条 c 研究開発活動の実施に有用な利用施設または生産施設については、国家の防衛と安全保障を増強し、かつ、公衆の健康と安全を保護するための義務を遂行しつつ、規制の範囲を最小限とすることが求められたことに始まる。現在は、許認可過程、技術要求、セキュリティ、検査、財政要求、罰金、料金と規制のすべての面でグレーデッドアプローチが適用されており、許認可過程については、1996 年に刊行された"Guidelines for Preparing and Reviewing Applications for the Licensing of Non-Power Reactors" (NUREG-1537)と 2009 年に刊行された"Interim Staff Guidance on the Streamlined Review Process for License Renewal for Research Reactors"に基づいて行われている。

2-3. 日本

2013 年 12 月に施行された試験研究炉の新規制基準への適合性の確認[2]にあたっては、グレーデッドアプローチの適用により、実用発電用原子炉に比して簡便かつ短期の審査が期待された[3]が、規制当局と事業者の間で考え方の整理が必ずしも十分でなかったことから、原子力規制委員長がブリーフィングで指摘しているように長期の時日と作業を要した。このため、近大炉と京大臨界実験装置の設置変更許可（承認）後に、安全上重要な施設についての取扱と地震、津波等の外的事象と火災の取扱が整理され、2016 年 11 月には関係する規則の解釈等が改訂され、他の試験研究炉の個別審査において具体的な作業が進められている。

3. 結論と今後の課題

我が国の試験研究炉が多様でグレーデッドアプローチが進まないという現状は、共通の評価指標を設定できないでいる経験の少なさに起因すると見られる。発表では、上記に加え、明文化されていないものの実質的にグレーデッドアプローチとなっている事例も含め、グレーデッドアプローチの適用状況を概括するとともに、指標設定の道筋例を議論する。

参考文献

[1] A. Adams, Jr “The Application of a Graded Approach in the Regulation of Research Reactors at the U.S. Nuclear Regulatory Commission” IAEA-CN-231-C.14 (2015)
[2] H. Unesaki, *et al.* “On the Reassessment of Safety Assessment Reports and the Restart of University Research Reactors in JAPAN” European Research Reactor Conference, RRFM 2018 (2018)
[3] 伊藤 哲夫 科学技術・学術審議会研究計画・評価分科会原子力科学技術委員会 原子力研究開発基盤部会（第 2 回）資料 2017 年 5 月 29 日

*Shin Aoyama[1]
[1]Chiyoda Technol Corporation（CTC）

不確実さ解析に向けたレベル 2-3 PRA 間インタフェースの開発 ～レベル 3 PRA 評価に向けたよう素化学形の取扱方法の検討～

Development of Interface between Level 2 & 3 PRA for Uncertainty Analysis

*鈴木 裕貴[1]、田原 美香[1]、柳下 智[1]
[1]東芝エネルギーシステムズ

事故早期の被ばく線量に有意な影響を持つよう素化学形による環境放出割合および沈着速度の違いを、レベル 3PRA のソースタームとして設定する方法を検討した。

キーワード：レベル 3 PRA、被ばく評価、ソースターム、”MAAP”、”WinMACCS”

1. 緒言：レベル 3 PRA 不確かさ評価の実施に向けて、レベル 2 PRA の不確かさを含むソースターム情報をレベル 3 PRA コード”WinMACCS”(米国 NRC 所有コード)に受け渡すインタフェースの開発を進めている。原子力プラント事故後の早期被ばくリスクには放射性よう素の影響が大きく、またよう素の放出挙動はその化学形（粒子状、無機、有機）によって異なるが、現在のレベル 2-3 PRA においてよう素化学形を考慮したソースターム評価手法は確立されていない。また、”WinMACCS”ではよう素の化学形を陽に取扱うことができない。本研究では、レベル 2 PRA コード”MAAP”（米国 EPRI 所有コード）のソースタームに基づき、レベル 3 PRA でよう素化学形を取扱う方法を検討する。

2. 手法：”MAAP”（バージョン 4）で BWR5 を想定したプラント条件にて、ベント放出・建屋漏えいによる希ガス・粒子状 FP のソースタームを評価する。このうち PCV へのよう素放出割合にベントフィルタの除染係数などを考慮して、無機・有機よう素のソースタームを簡易的に評価する。続いてよう素の化学形割合を”WinMACCS”におけるよう素の粒径グループ割合として入力し、このグループ毎に沈着速度を設定することで、よう素化学形を考慮したレベル 3 PRA が可能となる。本手法の課題として、”WinMACCS”では全環境放出パスで共通の粒径グループ割合しか設定できず、グランドシャイン線に影響する地表沈着速度を放出パス毎に設定できない点がある。本課題の解決に向け、放出パス毎の環境放出量やよう素化学形割合を基に、両放出パスで共通して適用可能なよう素化学形割合W_{ave}の算出方法を検討する。なお、よう素化学形割合設定の妥当性確認として、代表的よう素化学形割合を用いて解析した結果と、建屋漏えいとベント放出の放出パス毎に解析を実施して各放出パスでの線量を合計したケース（ベースケース）との相対差異を比較する。

3. 結論：建屋漏えいのよう素化学形割合を用いて両放出パスを含む解析を実施したケース①の事故後 7 日間のプルーム中心線線量（年間気象の平均値）とベースケースの相対差異を図 1（破線）に示す。ケース①では近～中距離のグランドシャイン線量で有意な差が出ることがわかる。そこで、よう素の地表積算濃度Cで重みづけを行った平均的よう素化学形割合W_{ave}の概念を導入し、大気拡散解析から独立してW_{ave}を算出するため、地表積算濃度Cを環境への放出割合で近似した。W_{ave}を用いたケース②とベースケースとの相対差異を図 1（実線）に示す。図から、平均的よう素化学形割合W_{ave}により、近距離から中距離におけるグランドシャイン線量の誤差を半分程度に低減できることがわかった。

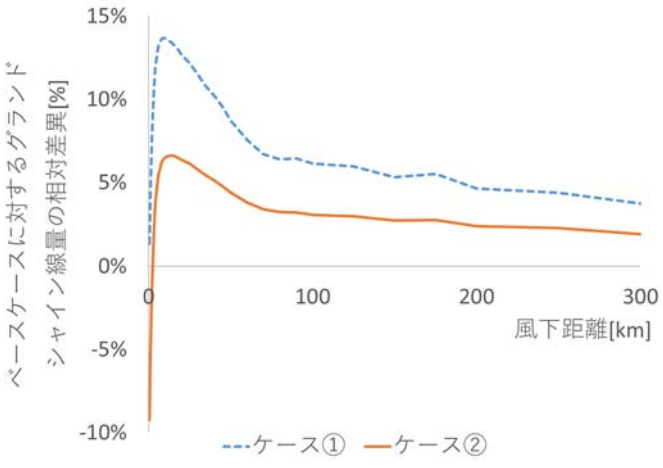


図 1 よう素化学形設定によるグランドシャイン線量の相対差異

*Hiroki SUZUKI[1], Mika TAHARA[1], and Satoshi YAGISHITA[1]
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions

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

[1M01-03] Analysis Technics

Chair:Eiichi Wakai(JAEA)

Wed. Mar 20, 2019 10:00 AM - 10:50 AM Room M (Common Education Bildg. 2 3F No.37)

[1M01] Application of powder compression in the development of in-cell high temperature pressure testing method of irradiated spent fuel pellet

*Masafumi Nakatsuka[1], Toru Higuchi[2] (1. Zircotechnology, 2. NFD)

10:00 AM - 10:15 AM

[1M02] Development of anomalous small angle X-ray scattering method for analysis of radiation effect in nuclear reactor materials

*Aki Tominaga[1], Yojiro Ohba[1], Takahisa Shobu[1], Hajime Tanida[1], Kenji Ohwada[2], Azusa Konno[1], Satoshi Morooka[1], Ryuhei Motokawa[1], Takayuki Kumada[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

10:15 AM - 10:30 AM

[1M03] Evaluation of radiation-induced microstructural change by nonlinear ultrasonic method

*Katsuhiko Fujii[1], Atsuko Kojima[1], Hitoshi Ishida[1], Koichiro Kawashima[2] (1. Institute or Nuclear Safety System, 2. Ultrasonic Materials Diagnosis Laboratory)

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

粉体圧縮法による照射済み燃料ペレットの セル内高温高圧試験技術の開発

Application of powder compression in the development of in-cell high temperature pressure testing method of spent fuel pellet

*中司　雅文[1]　樋口　徹[2]
[1]ジルコテクノロジー，[2]日本核燃料開発

LOCA 時燃料破砕挙動に関する新試験技術として、粉体を用いた圧縮試験装置を提案した。これにより、ペレットサイズの試料について、機械拘束力の個別影響に着目した高精度の燃料破砕データを得ることが可能となる。

キーワード：LOCA，燃料破砕，FP ガス，粉体圧縮法，セル内試験

1. 緒言

LOCA 条件における燃料破砕は、ペレットが受ける拘束力によって抑制されることが示唆されている[1]。拘束力の影響を調査する手段として、試料サイズが 1 mm 角程度であれば、高圧ガスによる熱間等方圧加圧法（HIP 法）等を用いることが可能であるが[2]、ペレットサイズ試料の場合、セル内での高圧ガス装置に対する安全管理面での制約から適用が現実的ではなかった。そこで、セル内において高圧ガスを使用せずに拘束力（機械拘束力）の個別影響について調査可能な高精度試験技術を開発することを目的とした。

2. 試験装置の概念設計と試作

容器内に耐熱性粒子を充填し、ペレットを埋め込んで、上部から粒子を圧縮することにより圧縮力を負荷する機構と、ペレットを収納した容器を高温まで加熱する加熱系と容器内にガスを流す雰囲気調整系を付属した装置から構成された外圧負荷機構を試作[3]した。

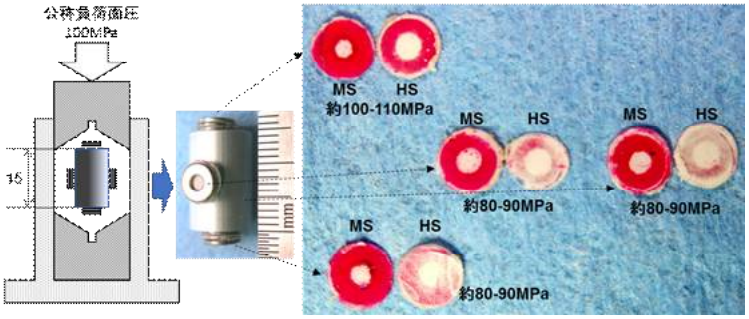


図 1　ペレット圧縮模擬装置の概念図と面圧の例

3. 予備試験と成立性の検討

上記容器内での粉体（ZrO_2, 粒径 0.1 mm）の圧縮圧力の発生状況を把握するために、図 1 に示すように圧力測定子（感圧紙の測定圧力範囲：<50MPa/MS,50-130MPa/HS）を外表面に取り付けた模擬ペレットを試料とし、室温にて 100MPa の公称面圧（圧縮荷重/容器断面積）で圧縮させ、容器内径および押し棒断面形状をパラメータにした一連の予備試験を行った。その結果を基に、燃料ペレットの拘束力の影響について調査可能な、高圧ガス設備を必要としない新型のセル内燃料破砕試験装置の成立性を確認し、次の結論を得た。(1)垂直方向には負荷した公称面圧と同等の面圧が、水平方向には約 80-90%程度の面圧がそれぞれ発生する。(2)製作の容易さと内圧特性の両面から容器内径 25 mm が適していた。(3)容器の内圧解放時の円周方向ひずみ計測では、約 300 ms で解放前からの半減値に到達した。今後は、粒子挙動の詳細解析から面圧のさらなる均一化を目指すとともに、セル内装置での最適試験条件を探る。

参考文献

[1] Nuclear Safety, NEA/CSNI/R(2016)16, July 2016
[2] S.Kashibe, K.Une, Journal of Nuclear Materials, 247 (1997) 138-146.
[3] 平井,水迫,坂本,鈴木,樋口,中司, 特願 2018-206315

*Masafumi Nakatsuka[1], Toru Higuchi[2]
[1]Zircotechnology, [2]Nippon Nuclear Fuel Development

原子炉材料の放射影響解析を目的とした異常 X 線小角散乱法の開発

Development of anomalous small angle X-ray scattering method for analysis of radiation effect in nuclear reactor materials

*冨永 亜希[1]、大場 洋次郎[1]、菖蒲 敬久[1]、谷田 肇[1]、大和田 謙二[2]、金野 杏彩[1]、諸岡 聡[1]、元川 竜平[1]、熊田 高之[1]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]量子科学技術研究開発機構

原子炉材料候補である酸化物分散強化フェライト鋼は、原子炉内の高温、高放射線環境下で Cr の析出が促進され脆化が早まるという報告がある。本研究では析出物の元素由来を同定することが可能な放射光光源による異常 X 線小角散乱法(A-SAXS)の開発を行った。

キーワード：放射光，原子炉材料，クロム（Cr），異常 X 線小角散乱法(A-SAXS)

1. 緒言

鉄鋼材料において熱時効などによる相の成長や析出はフェライト相を硬化させ、材料劣化が進行して脆化することが知られている。析出物はナノメートルサイズであるため、この過程の分析には小角散乱が有力な手段である。しかし、Fe と Cr は原子番号が近いため、通常の X 線小角散乱法では Fe 相と Cr 相からの散乱を分離することは困難である。この様な複合材料の小角散乱には、異常 X 線小角散乱法(A-SAXS)[1]が適している。そこで我々は、Cr の相分離の様子を観察するため、大型放射光施設（SPring-8）原子力研究開発機構所有のビームライン BL22XU において A-SAXS 測定の開発を行った。

2. 実験方法

本実験の A-SAXS は、BL22XU にて測定した。モノクロメータにより単色化された X 線は 2 つのスリットで整形され、試料に入射する。散乱 X 線は、二次元検出器 PILATUS によって測定される。Cr 吸収端（5.99keV）付近の X 線では、空気や窓材からの散乱がのりやすい。そこで、試料周りに散乱の少ない SiN 結晶の窓を採用した。試料と検出器の間には、パス内部にダイレクトビームストッパーを内包し検出器側の散乱窓に炭素繊維強化プラスチックを用いた真空フライトチューブを新規に製作し設置した[2]。今回は試料として酸化物分散強化フェライト鋼を測定した。

3. 結果と考察

新規製作した測定系を用いて、バックグランドの低減に成功した。これを BL22XU に持ち込むことにより Cr からの小角散乱を測定することが出来、A-SAXS システムを確立することが出来た。A-SAXS 法を用いて得た酸化物分散強化フェライト鋼の Cr 析出物の小角散乱結果から、鉄鋼材料の熱時効により脆化が進むことを捉えることに成功した。発表では、A-SAXS 測定系の詳細と得られた測定結果を報告する。

参考文献

[1] **Okuda et.al.，放射光 2006（19）, p.409**

[2] **Kumada, Tominaga, et al., Radiat. Phys. Chem. submitted**

---

*Aki Tominaga[1], Yojiro Ohba[1], Takahisa Shobu[1], Hajime Tanida[1], Kenji Ohwada[2], Azusa Konno[1], Satoshi Morooka[1], Ryuhei Motokawa[1] and Takayuki Kumada[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency(JAEA), [2]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology(QST)

非線形超音波法による照射ミクロ組織変化の評価

Evaluation of radiation-induced microstructural change by nonlinear ultrasonic method

*藤井 克彦[1], 小島 敦子[1], 石田 仁志[1], 川嶋 紘一郎[2]
[1]原子力安全システム研究所, [2]超音波材料診断研究所

超音波非破壊材料評価法のうち水浸局部共振高調波法を照射による低合金鋼のミクロ組織変化の評価に適用した。局部共振高調波振幅に高エネルギー電子線照射の有無による差が認められ、照射ミクロ組織変化を非破壊的に評価できる可能性が見出された。

キーワード：原子炉容器鋼, 中性子照射, 照射脆化, 非線形超音波, 局部共振高調波

1. 緒言

原子炉容器の照射脆化を非破壊的に評価する試みは 1990 年代から行われ、磁気的手法、熱起電力法、超音波法等が試みられてきた。一方、原子炉容器の照射脆化の主な機構として、ナノメートル・サイズの溶質原子クラスタとマトリックス損傷（格子間原子や空孔の集合体）の形成が考えられ、近年、３次元アトムプローブ法により Cu リッチ析出物等の溶質原子クラスタの実証がなされるとともに、高度な分析電子顕微鏡法により転位ループや溶質原子クラスタが観察され、その寄与の検討も進められている。本研究では、照射に伴うミクロ組織変化を非線形超音波法により局部共振高調波法像で検出することを試みた。

2. 方法

非線形超音波法は、大振幅正弦波のバースト波を材料に入射し、それにより励起された変動応力を用いて材料内異質部を揺り動かしたとき発生する正弦波からの波形のゆがみを高調波、分調波、和差周波数あるいは入射波振幅の増大に伴う共振周波数ピークの変化として定量化する方法である。水浸局部共振高調波法は、水浸集束探触子を用いて板厚一定の試験片の厚さ方向共振を集束超音波ビーム径×板厚の局部領域だけに発生させ、板面内の共振振幅変化を局部共振高調波振幅像として可視化する方法であり、引張塑性域や疲労き裂先端の塑性域等の可視化が可能である。電子線照射した低合金鋼に対して、水浸局部共振高調波法による局部共振高調波振幅像の測定を実施した。供試材には Cu 含有量が 0.16wt%の A533B 鋼を用いた。照射は 5MeV 電子で行い、照射温度は 290 ± 5°C、損傷速度は 2×10^{-8} dpa/s、照射量は 0.022 dpa である。試験片厚さは 1 mm であり、試料の厚さ方向での減衰は約 10 %である。また、超音波測定領域の硬さ測定とアトムプローブによるミクロ組織観察を実施した。

3. 結論

電子線照射による硬さの増加量は 50HV0.5 程度であった。また、平均直径が 2 nm の Cu を含む溶質原子クラスタ、いわゆる Cu リッチ析出物が非常に高密度（$2\sim5\times10^{4}$ /m^{3}）に形成していた。図 1 に、入射共振周波数 25.80 MHz において、励起電圧 38 V の条件で電線照射部で測定した 3 次の局部共振高調波を示すとともに、図 2 に 3 次高調波振幅像を示した。高調波振幅像は中心から左側が照射材、右側が未照射材である。照射材で大きな振幅が得られており、Cu リッチ析出物の形成を捉えた結果と考えられる。

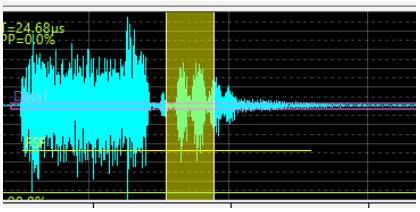


図 1　3 次の局部共振高調波の例

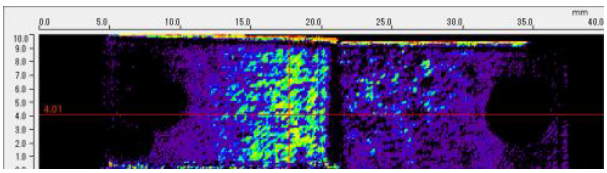


図 2　3 次高調波振幅像

*Katsuhiko Fujii[1], Atsuko Kojima[1], Hitoshi Ishida[1] and Koichiro Kawashima[2]
[1] Institute of Nuclear Safety System, Inc., [2] Ultrasonic Materials Diagnosis Laboratory Ltd.

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

[1M04-05] SCC

Chair:Yoshiyuki Kaji(JAEA)

Wed. Mar 20, 2019 10:50 AM - 11:25 AM Room M (Common Education Bildg. 2 3F No.37)

[1M04] Study on PWSCC Mechanism in Alloy 690

*Takumi Terachi[1], Takuyo Yamada[1], Makie Okamoto[1], Koji Arioka[1] （1. INSS）

10:50 AM - 11:05 AM

[1M05] The effect of long term thermal aging on SCC growth behavior of SUS630 in high temperature water

*Takuyo Yamada[1], Takumi Terachi[1], Makie Okamoto[1], Koji Arioka[1] （1. Institute of nuclear safety system, inc.）

11:05 AM - 11:20 AM

©Atomic Energy Society of Japan

690 合金の PWSCC 機構研究
－破面上における粒界キャビティの形態評価－

Mechanistic Study for PWSCC in Alloy 690

- Morphological Evaluation of Grain Boundary Cavity on Fracture Surface -

*寺地 巧[1]，岡本マキエ[1]，山田 卓陽[1]，有岡 孝司[1]

[1]原子力安全システム研究所

320℃～360℃の PWR1 次系模擬環境下で TT690 合金(加工材)に生じた SCC 破面を調べた結果、キャビティ生成の影響を受けたと考えられる破面が亀裂先端近傍で観察された。それらは 450℃の高温大気中で生じた破面と類似の特徴を有し、高温条件・高冷間加工材に多い傾向が認められた。

キーワード： TT690 合金，PWSCC，キャビティ生成，冷間加工度，温度依存性

１．緒言： TT690 合金は一次系水応力腐食割れ（PWSCC）への対策材として加圧水型軽水炉（PWR）に用いられているが、強い冷間加工を加えることにより、PWSCC 進展の感受性を持つことが明らかとなっている。また、高温大気中や長時間の亀裂発生試験では、粒界部にキャビティの生成が確認されており、キャビティ生成型の割れが生じている可能性が指摘されている[1]。そこで、亀裂進展試験後の破面上においてキャビティ生成の痕跡が有るものと考え詳細観察を行った。その上で PWR 環境中と大気中の差および、パラメータ依存性について検討した。

２．実験： TT690 合金（冷間加工度 10%～50%CW）の 0.5TCT 試験片を用い、高温大気中（450～475℃，K=40MPa√m）および PWR 模擬環境中（500ppmB＋2ppm Li＋DH 30cc/kg $H_2$0，320～360℃，K=30MPa√m，～26,576 h）で亀裂進展試験を行い、その後疲労試験により開放した破面を走査電子顕微鏡で観察した。

３．結果・考察： 図１に PWR 模擬環境中で観察されたキャビティ状破面形態の一例を示す。キャビティ状破面は亀裂先端近傍の一部で認められ、腐食生成物と混在する領域が確認された。また、これらの破面は、PWR 模擬環境水中と高温大気中で類似の特徴を有していた（図 2 参照）。そのため、定性的には高温大気中で生じるクリープと類似のキャビティ生成機構が PWR 環境中でも寄与すると考えられる。ただし、PWR 環境中で生じたキャビティ状破面はごく一部で認められたもので、高温大気中の様に破面全域で観察されるような状況では無かった。また、高温・高冷間加工条件側でキャビティ状の破面が多く観察される傾向が認められたため、今後、速度論的な検討が必要と考えられる。

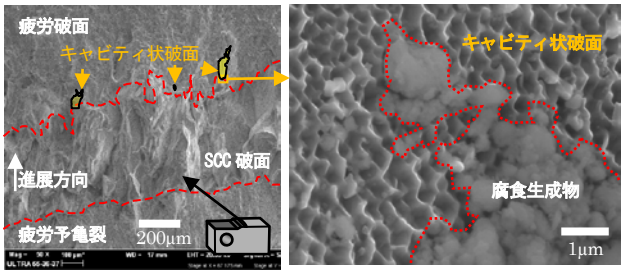


図 1　PWR1 次系模擬環境中で TT690 合金(30%CW) 破面上に認められたキャビティ状の形態（360℃, 26,576 h）

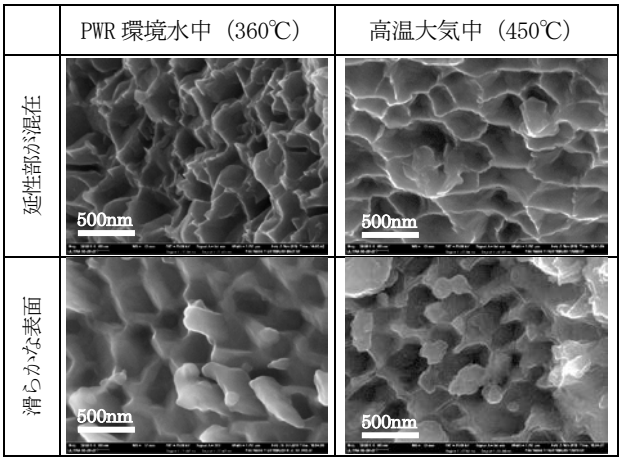


図 2　キャビティ状破面の PWR 模擬環境水中と高温大気中の比較（TT690 合金(30%CW)）

[1] K. Arioka et al., CORROSION, Vol.72, 10, (2016).

*Takumi Terachi[1], Makie Okamoto[1], Takuyo Yamada[1] and Koji Arioka[1]

[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

高温水中 SUS630 の SCC 進展挙動に及ぼす長時間熱時効の影響
硬さと微細組織変化からの検討

The effect of long term thermal aging on SCC growth behavior of SUS630 in high temperature water
Study of hardness and microstructural changes with aging

*山田　卓陽[1]，寺地　巧[1]，岡本　マキエ[1]，有岡　孝司[1]
[1]原子力安全システム研究所

SUS630（17-4PH ステンレス鋼）の高温水中 SCC 進展挙動に及ぼす長時間熱時効の影響を調べた。SCC 進展速度は、400℃と 350℃の熱時効により増加する傾向が確認された。同材料の硬化因子として、Cu-rich 相、G 相の生成、スピノーダル分解（Cr の濃度変調）などを確認した。

キーワード：SUS630、17-4PH ステンレス鋼、高温水中 SCC 進展挙動、熱時効、析出硬化熱処理

1. 緒言：析出硬化型マルテンサイト系ステンレス鋼の SUS630（17-4PH ステンレス鋼）は、耐食性と高強度を兼ね備えていることから、軽水炉においても高強度が求められる弁棒等として用いられている。軽水炉での損傷事例では、比較的高温の使用条件で、高硬度の析出硬化熱処理条件や長期間使用後の場合に SCC が報告されている[1]。また、長期間熱時効されると硬化が進むことが指摘されている[2]が、その SCC 挙動への影響は解明されていない。前報では、SUS630 は析出硬化熱処理だけでなく 400℃の熱時効で硬化が生じ、SCC 進展速度の増加にはこれらの硬化が影響することを報告した[3]。本報告では、より実使用温度に近い 350℃の熱時効材を加えて同材の SCC 挙動を評価し、SCC 進展速度と硬さ及び微細組織変化（硬化因子）との関係を検討した。併せて、試験温度と試験応力の影響についても調べた。

2. 実験方法：供試材は市販の SUS630 で、析出硬化熱処理条件は H900、H1025、H1100 及び H1150 の 4 種類とした。熱時効は 400℃と 350℃で最長 10,000 時間実施した。SCC 進展試験は 0.5 インチ厚さの CT 試験片を用い、標準的な PWR 一次系環境を模擬し 500ppmB+2ppmLi, 30cc/kg-DH の水中で行った。試験温度は 250～320℃、応力拡大係数は K=30MPa√m で一定荷重とし、試験時間は約 1,000 時間とした。SCC 進展速度（mm/sec）は、平均 SCC 深さ（mm）を試験時間（sec）で除すことで評価した。

3. 結論：比較的高靭性の H1100 と H1150 は、試験温度 290℃以下であれば高応力（K=30 MPa√m）条件であっても SCC 進展が全く観察されなかった。しかし、400℃と 350℃で 10,000 時間までの熱時効の影響を調べた結果、H1100 と H1150 は熱時効時間につれて硬化し、それに伴い SCC 進展速度が増加した（図 1）。この材料の硬化因子として、Cu-rich 相(図 2 中 1,3)、その横に G 相の生成（図 2 中 2,3）、スピノーダル分解（Cr の濃度変調）などを確認した（図 2）。

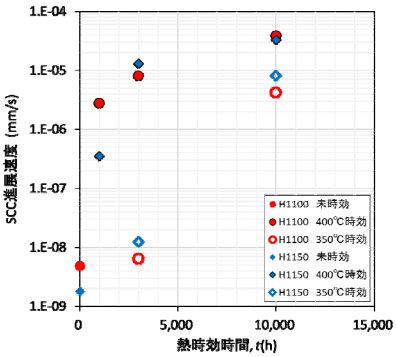


図 1　H1100 と H1150 の SCC 進展速度（320℃）と熱時効時間の関係

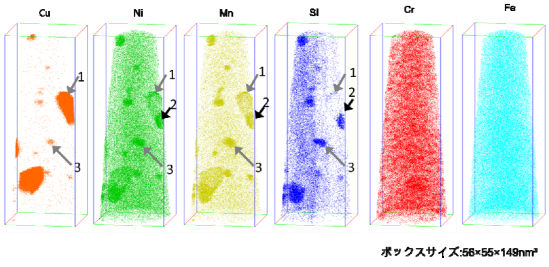


図 2　アトムプローブ分析による H1150（400℃10kh）のアトムマップ

参考文献：[1] A. Olender et al., Fontevraud 8, 186, T05, (2014).　[2] B. Yrieix, M. Guttmann, Materials Science and Technology, 9, pp.125-134, (1993).　[3] 山田ら 日本原子力学会 2018 年春の年会, (2018).

*Takuyo Yamada[1], Takumi Terachi[1], Makie Okamoto and Koji Arioka[1],
[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

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

[1M06-07] Overpack Materials

Chair:Hideo Watanabe(Kyushu Univ.)

Wed. Mar 20, 2019 11:25 AM - 12:00 PM Room M (Common Education Bildg. 2 3F No.37)

[1M06] A study for prediction of embrittlement of overpacks made of carbon steel

*Terumitsu Miura[1], Katsuhiko Fujii[1], Koji Fukuya[1], Masahiro Kawakubo[2] (1. Instuitute of Nuclear Safety System, 2. Radioactive Waste Management Funding and Research Center)

11:25 AM - 11:40 AM

[1M07] A study for prediction of embrittlement of overpacks made of carbon steel

*Toshiki Nakasuji[1], Kazunori Morishita[1], Masahiro Kawakubo[2] (1. Kyoto Univ., 2. RWMC)

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

炭素鋼製オーバーパックの脆化予測に関する研究
（1）炭素鋼の低温照射下での脆化挙動

A study for prediction of embrittlement of overpacks made of carbon steel
(1) Low-temperature irradiation embrittlement of carbon steel

*三浦照光[1]、藤井克彦[1]、福谷耕司[1]、川久保政洋[2]
[1]原子力安全システム研究所、[2]原環センター

炭素鋼とモデル合金に 90℃ で Fe イオン照射と低照射速度の電子線照射を行い、ミクロ組織と硬さの変化を調べた。Mn や Si や Cu の濃度が高い場合や低照射速度の電子線照射ではクラスタの形成が促進され、硬化量も大きくなった。
キーワード：炭素鋼、照射脆化、イオン照射、電子線照射、アトムプローブ分析、地層処分、オーバーパック

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物の地層処分に用いられるオーバーパックは、極めて低い損傷速度（9×10^{-16} dpa·s^{-1} 以下）で長期間に渡り照射される。オーバーパックで想定される照射条件（90℃ 以下、最大 4.32×10^{-6} dpa [1]）における脆化量を予測するには、脆化因子となるミクロ組織変化を実験と解析により推定し、ミクロ組織変化から硬さや破壊靭性値の変化量を推定する必要がある。本研究では、候補材料の一つである炭素鋼とそのモデル合金に 90℃ で Fe イオンと電子線を照射し、ミクロ組織と硬さの変化に対する材料組成と照射速度および溶接の影響を調べた。

2. 試験

炭素鋼（SM400B、低 Cu 炭素鋼：0.01%Cu、高 Cu 炭素鋼：0.5%Cu）と MAG 溶接材（SF340A）とモデル合金（Fe-0.2Si-1.1Mn-0.5Cu、Fe-0.5Cu）に東京大学重照射研究設備のタンデトロン加速器を用いて 90℃ で 2.8MeV Fe^{2+}イオンを照射した。損傷速度と照射量は、300nm 深さで 1×10^{-4} dpa·s^{-1} と 0.01～1dpa とした。また、高 Cu 炭素鋼と FeSiMn モデル合金に原子燃料工業（株）の電子加速器を用いて 90℃ で 5MeV 電子線を照射した。損傷速度と照射量は 2×10^{-8} dpa·s^{-1} と 0.01dpa とした。TEM 観察とアトムプローブ分析（APT、CAMECA LEAP3000XHR）でミクロ組織を調べ、超微小硬さ試験機（Elionix ENT-2100）で硬さを測定した。APT 分析は電圧モード、試料温度 50K、パルス比 0.15 で行った。

3. 結果

直径数 nm の転位ループと Mn, Si, Cu 原子が集まったクラスタを確認した。数密度はそれぞれ 10^{22}m^{-3} と 10^{22}～10^{23}m^{-3} の桁であった。照射量が増しても転位ループの大きさと数密度の変化は小さく、材料組成や照射速度、溶接による明確な影響は認められなかった。クラスタについては、照射量が増すと数密度が増加し、Mn, Si, Cu 濃度が高い材料や溶接部、低照射速度の電子線照射では数密度が高くなった。クラスタ形成が促進される条件では硬化量も大きい傾向が認められた。硬化量ΔH とオロワン機構に基づく転位ループとクラスタによるせん断強度の増加値Δτの関係を図に示す。硬化係数はそれぞれ 0.5 と 0.05 とした。ミクロ組織変化と硬化量の関係式として、ΔH=0.0094Δτ を得た。本報告は経済産業省資源エネルギー庁からの委託による「平成 29 年度高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業（処分システム工学確証技術開発）」の成果の一部である。

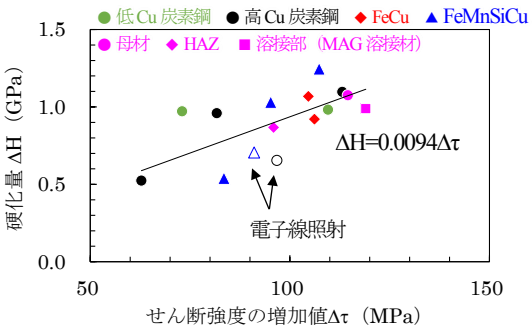


図　硬化量とせん断強度の増加値の関係

参考文献

[1] 銅ー炭素鋼複合オーバーパックの試作, JNC TN8400 99-049, (1999).

*Terumitsu Miura[1], Katsuhiko Fujii[1], Koji Fukuya[1], Masahiro Kawakubo[2]
[1]Instuitute of Nuclear Safety System, [2]Radioactive Waste Management Funding and Research Center

炭素鋼製オーバーパックの脆化予測に関する研究
（2）照射脆化予測モデルの構築

A study for prediction of embrittlement of overpacks made by carbon steel
(2) Multiscale modeling of irradiation embrittlement of carbon steel

*中筋 俊樹[1]，森下 和功[1]，川久保政洋[2]
[1]京都大学，[2]原環センター

オーバーパックは極低損傷速度（約 10^{-16}dpa/s）の照射を 1000 年間受けると評価されている。1000 年後の照射脆化量を予測するには、脆化の機構論に基づき、損傷速度の影響を正しくモデルに取り込む必要がある。本研究では、分子動力学計算、モンテカルロ計算、イオン照射実験等による評価結果をもとに、オーバーパック材料の照射脆化に関する反応速度論モデルを構築し、1000 年後の脆化量を予測した。

キーワード：照射脆化、オーバーパック、マルチスケールモデリング、銅リッチ析出物、照射相関

1. 背景

高レベル放射性廃棄物の地層処分においては、放射性物質は炭素鋼製のオーバーパック内に密封される。オーバーパックは 1000 年の間放射性物質を安全に閉じ込めておくことが要求されるが、オーバーパックの使用環境を考えると、地下水による腐食や放射線による照射脆化等に起因する閉じ込め機能の喪失リスクが懸念される。本研究では照射脆化に着目する。オーバーパックの受ける損傷速度は約 10^{-16}dpa/s であるが、この損傷速度は、材料試験炉(10^{-7}dpa/s)、電子線照射(10^{-8}dpa/s)、イオン加速器(10^{-4}dpa/s)と比較しても極めて低い。運転中の軽水炉圧力容器の照射脆化研究においては、同じ照射量において、損傷速度の低い方が脆化の程度が高くなることが知られているが、こうした損傷速度効果を考えると、いくら 1000 年間の総照射量が低いとは言え、オーバーパックの累積脆化量が果たしてどの程度になるかを評価しておくことは重要である。本研究では、照射脆化のマルチスケールモデリングを行い、オーバーパックの脆化量を予測した。

2. 反応速度論モデル

圧力容器の照射脆化量予測の評価においては、マトリクス欠陥(転位ループ)および溶質原子クラスターの形成がモデル化される。本研究でも同様に、転位ループおよび溶質原子クラスターの核生成と成長過程を反応速度論に基づきモデル化した。その際必要となる欠陥移動エネルギー、欠陥結合エネルギー、転位バイアス等のパラメータは、イオン照射実験で得られた結果を再現できるように調整した。

3. 結果および考察

反応速度論に基づき、オーバーパック材料の照射による破壊靭性値変化を予測した。ただし、モデルの精度（もしくは、あいまいさ）がどの程度なのかを明らかにするために、別途電子線照射実験を行い、本モデル計算との差から、モデル精度を定量化した。図 1 は照射による破壊靭性値 K_{IC} の変化を示す。モデル精度を考慮し安全側に評価した場合でも、1000 年間のオーバーパック材料の破壊靭性値の低下量は無視できるほど小さい。すなわち、照射脆化は現実的な問題とはならない。

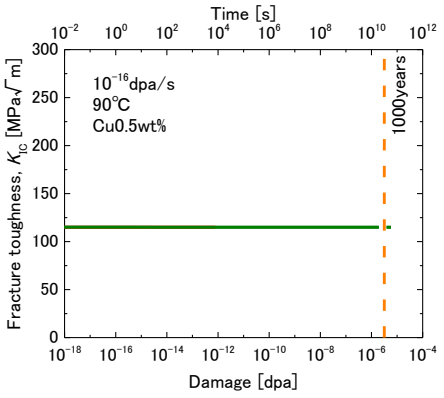


図 1　照射による破壊靭性値 K_{IC} 変化
（未照射時の降伏応力 550MPa）

本報告は、経済産業省資源エネルギー庁からの委託による「平成 29 年度高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業（処分システム工学確証技術開発）」の成果の一部である。

*Toshiki Nakasuji[1], Kazunori Morishita[1] and Masahiro Kawakubo[2]
[1]Kyoto Univ., [2]RWMC

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

[1M08-13] Radiation Effect

Chair:Katsuhiko Fujii(INSS)

Wed. Mar 20, 2019 2:45 PM - 4:20 PM Room M (Common Education Bildg. 2 3F No.37)

[1M08] Effects of neutorn irradiation on PRV model alloys

*Hideo Watanabe[1], Takuya Irie[2], Yusuke Gouya[2] (1. RIAM, Kyushu Univ., 2. AEES, Kyushu Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

[1M09] Effects of DPA and helium production on radiation damage microstructures and the mechanical properties in irradiated austenitic stainless steels and ferritic steel

*Eiichi Wakai[1], Shigeru Takaya[1], Yuji Nagae[1], Shuhei Nogami[2], Akira Hasegawa[2], Tomoaki Suzudo[1], Tetsuya Hirade[1], Yoshinori Matsui[1], Hiroaki Abe[3], Kazumi Aoto[1] (1. JAEA, 2. Tohoku UNiv., 3. Univ. of Tokyo)

3:00 PM - 3:15 PM

[1M10] Consideration of an applicability of EDS tomography to quantitative evaluation of solution atom clusters in a ferrite phase

*Hitoshi Seto[1], Yuji Kitsunai[1], Shigeaki Tanaka[2], Ryouji Obata[3] (1. NFD, 2. Toshiba ESS, 3. Hitachi-GE)

3:15 PM - 3:30 PM

[1M11] Study on micromechanics in duplex stainless steels for long term operation of nuclear power plants

*VIET QUOC HA[1], KENTA MURAKAMI[1], MASAHIDE SUZUKI[1] (1. Nagaoka University of Technology)

3:30 PM - 3:45 PM

[1M12] Adsorption behavior of Radiocesium and its radiation effects for metal filter in the filtered containment venting system

*Moeko Nakata[1], Akihiro Togari[1], Yuji Hatano[2], Yasuhisa Oya[1] (1. Graduate School of Science and Technology, Shizuoka Univ., 2. HIRC, Univ. of Toyama)

3:45 PM - 4:00 PM

[1M13] Characterization of Dense Metakaolin Based Geopolymer

*DUYEN THI CHAU LE[1], Thi-Mai-Dung Do[1], Isamu Kudo[2,3], Tadachika Nakayama[1], Koichi Niihara[1], Hisayuki Suematsu[1] (1. Nagaoka University of Technology, 2. ADVAN ENG., 3. Nagaoka University of Technology)

4:00 PM - 4:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

圧力容器モデル合金の中性子照射効果

Effects of neutron irradiation on PRV model alloys

*渡邉英雄[1]，入江拓也[2]，合屋佑介[2]

[1]九州大学　応用力学研究所，[2]九州大学　総合理工学府

原子炉圧力容器鋼の脆化のメカニズム解明を目的として，濃度の異なる Mn，Ni モデル合金材に中性子照射し，照射後の引張・硬さ変化ならびに熱処理による回復挙動から，溶質原子クラスターの熱安定性について評価した．

キーワード：圧力容器モデル合金，中性子照射，硬さ変化，引張試験

1. 緒言

原子炉圧力容器鋼は，運転中に中性子照射を受けることにより，照射欠陥が形成され，高経年化に伴い脆化する．この照射脆化の主要因として，照射によって導入された点欠陥集合体と考えられるマトリックス欠陥の形成や鋼材中の不純物である Cu や他の添加元素の集合体から成る照射欠陥クラスターの形成などが挙げられる．しかし，高照射領域での Ni，Mn などによる照射脆化のメカニズムについては未だ解明されてない．本研究では圧力容器鋼モデル合金に中性子照射を行い，硬度試験，引張試験及び内部組織観察により溶質原子クラスター・転位ループによる脆化挙動を考察した．

2. 実験方法

試料には原子炉（BR2）で中性子照射した Ni，Mn の含有量が異なるモデル合金を用いた．また照射条件（CALLISTO）は，照射温度：290℃，照射量：8.28×10^{23}[n/m^2]（約 0.16dpa），照射条件（BAMI）は，照射温度：100℃以下，照射量：1.25×10^{24}[n/m2]（約 0.24dpa）である．照射後、東北大学の量子エネルギー材料科学国際研究センターにて，硬さ測定並びに引張試験を実施した。また、試料温度を 350℃から 550℃まで 100℃刻みで 30 分間，真空中で熱処理し，ビッカース硬度試験及び引張試験，内部組織観察を行った．

3. 結果と考察

図1は，各種モデル合金 の CALLISTO 照射による硬さ変化の照射量依存性を示している．これらの結果を比較すると， Mn, Ni の含有量の増加につれ，照射後の硬さ変化が上昇していることが分かる。0.2%耐力も同様の現象が観察されている。また、Mn-Ni の複合効果により，この現象がさらに大きくなる。熱処理による回復挙動からこれらは 450℃程度で回復するが，銅添加の有無に依存して、その挙動が異なることが明らかにされた。講演では低温照射（BAMI）の影響についても考察する。

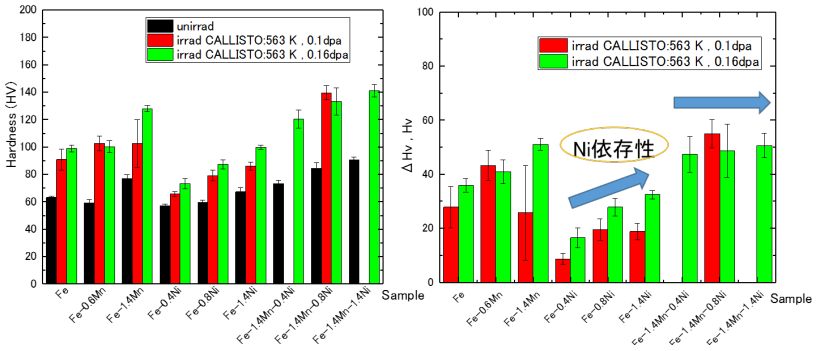


図1　290℃照射による硬さ変化

* Hideo Watanabe[1],Takuya Irie[2], Yusuke Gouya[2]
[1]Research Institute for Applied Mechanics, Kyushu Univ.
[2]Interdisciplinary Graduate School of Engineering Sciences, Kyushu Univ.

オーステナイトステンレス鋼とフェライト鋼の照射損傷組織と強度特性に及ぼすDPAとHe生成量の効果

Effects of DPA and helium production on radiation damage microstructures and the mechanical properties in irradiated austenitic stainless steels and ferritic steel

*若井栄一[1]，高屋茂[1]，永江勇二[1]，鈴土知明[1]，平出哲也[1]，松井義典[1]，野上修平[2]，長谷川晃[2]，阿部弘亨[3]，岩井岳夫[3,4]，北澤真一[5]，大久保成彰[1]，高田文樹[1]，加藤佳明[1]，加藤章一[1]，山口正剛[1]，仲田祐仁[1]，吉武庸光[1]，土岐澤耕一[6]，青砥紀身[1]
[1]原子力機構，[2]東北大学，[3]東京大学，[4]山形大学，[5]量子科学技術研究機構，[6]インテスコ

オーステナイトステンレス鋼とフェライト鋼における照射損傷組織や強度特性に及ぼすDPAとHe生成量の効果及び熱時効の影響を常陽炉照射、JRR-3M炉照射、及びサイクロトロンによるHe注入などにより調べ、HeとDPAがクリープ特性や引張特性に及ぼす影響に関する定性的な挙動変化を明らかにすることができた。

キーワード： dpa, He生成量，オーステナイトステンレス鋼,フェライト鋼，引張特性，クリープ特性，

1. 緒言

オーステナイト鋼やフェライト鋼は様々な原子力材料として使用されている。これらの材料は照射によって微細組織や強度特性が変化し、DPAやHe生成量による影響を受けることが知られている。本研究は様々な照射手法を用いDPAとHe生成量に関する引張、クリープ特性等の変化を明らかにすることを目的とした。

2. 実験と解析

本研究の供用材には、316FR鋼、ボロン添加した316FR鋼、304鋼、及びHCM12A鋼を用いた。500℃から600℃の温度領域で原子炉照射にJOYOとJRR-3Mの照射［1]、東北大サイクロトロンによるHe注入、東大HITイオン照射などを実施した。照射後、引張特性、硬さ測定、クリープ試験やミクロ組織解析などを行った。また、ボイドスウェリングに及ぼすヘリウム生成の効果に対するモデリング解析を併せて実施した。

3. 結果と纏め

DPAの増加に伴って照射硬化量が増加し、He生成量の増加に伴い、その割合が増える傾向にあった。図1にHe量とDPAがクリープ寿命特性に及ぼす影響を示す。He量の増加に伴い、その寿命が低下すると共に、DPA増加によってもその低下が大きくなることが分かった。He生成量が増えた材料の破面では粒界割れの発生が見られた。一方、照射組織に関してはサイクロトロンでHe注入したこれらの鋼で空孔型クラスターに対するミクロ組織と陽電子寿命測定の結果では、フェライト鋼の方がより大きなクラスターが存在する正の相関を示す結果を得た。その他の詳細は、当日報告する。

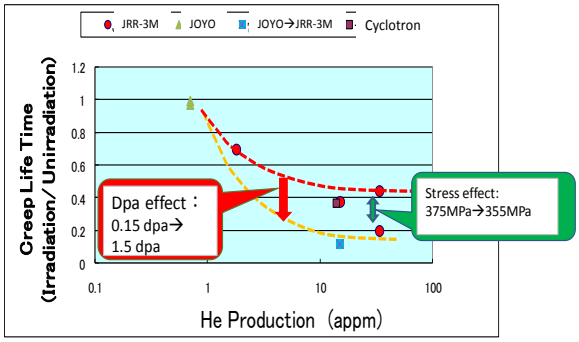


図1. 照射された316FR鋼のクリープ寿命のHe生成量とDPAの影響

参考文献

[1] Yoshinori Matsui, et al., “Plan and reports of coupled irradiation (JRR-3 and JOYO of research reactors) and hot facilities work (WASTEF, JMTR-HL, MMF and FMF)”, JAEA-Technology 2009-072, pp.1-144, (2009).

*Eiichi Wakai[1], Shigeru Takaya[1], Yuji Nagae[1], Tomoaki Suzudo[1], Tetsuya Hirade[1], Yoshinori Matsui[1], Shuhei Nogami[2], Aakira Hasegawa[2], Hiroaki Abe[3], Takeo Iwai[3,4], Siniti Kitazawa[5], Nariaki Okubo[1], Fumiki Takada[1], Yoshiaki Kato[1], Shoichi Kato[1], Masatake[1], Yamaguchi[1], Masahito Nakata[1], Tsunemitsu Yoshitake[1], Koichi Tokizawa[6], Kazumi Aoto[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Tohoku Univ., [3]Tokyo Univ., [4]QST, [5]INTESCO Co Ldt.

フェライト相中の溶質原子クラスタ定量評価に対する EDS トモグラフィの適用性の検討

Consideration of an applicability of EDS tomography to quantitative evaluation of solution atom clusters in a ferrite phase.

*瀬戸　仁史[1]，橘内　裕寿[1]，田中　重彰[2]，小畠　亨司[3]
[1]日本核燃料開発(株)，[2]東芝エネルギーシステムズ(株)，[3]日立 GE ニュークリア・エナジー(株)

原子炉圧力容器鋼の照射脆化の要因とされる溶質原子クラスタの評価には 3 次元アトムプローブが用いられているが、より広範囲を測定可能な手法として EDS（エネルギー分散型 X 線分光分析）トモグラフィに着目し、その適用性を検討した。

キーワード：原子炉圧力容器、RPV、2 相ステンレス鋼、照射脆化、溶質原子クラスタ、アトムプローブ、TEM、EDS トモグラフィ

1. 緒言

中性子照射を受けた原子炉圧力容器(RPV)鋼や、中性子照射や長時間の熱に晒された 2 相ステンレス鋼等において、フェライト相中に微小な溶質原子クラスタが形成され、脆化の要因となることが知られている。これらのクラスタの評価には 3 次元アトムプローブ(3DAP)が用いられているが、3DAP は測定可能な領域が比較的狭いことから、クラスタの形成状況によっては膨大な数の測定を行う必要が生じる可能性がある。

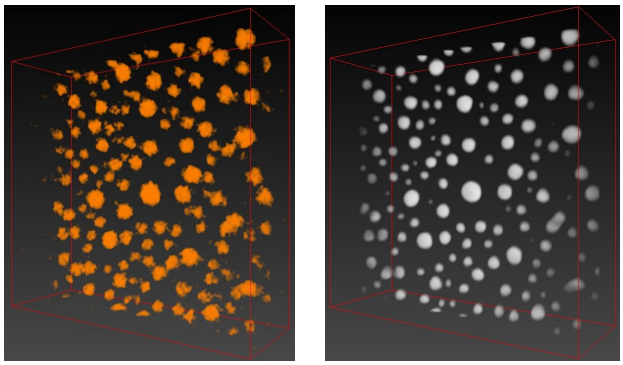
近年、材料内部の化学組成を 3 次元的に評価可能な手法として、EDS トモグラフィの開発が進められており、試料を消耗することなく、かつ比較的広い範囲を測定可能である。

本研究では、クラスタ定量評価に対する EDS トモグラフィの適用性について、検証試験を行った。

2. 試験方法および試験結果

EDS トモグラフィによって検出可能なクラスタのサイズおよびその妥当性を評価するため、金ナノ粒子に対して EDS トモグラフィ測定および STEM 観察を実施し、粒子径の頻度分布を求め比較した。測定／観察には日本電子製の透過型電子顕微鏡 JEM-F200 を用い、加速電圧 200kV で実施した。傾斜角度範囲は±60°とし、STEM 像については 2°ステップ、EDS については 8°ステップで取得した。取得した連続傾斜像に対して、SIRT（Simultaneous Iterative Reconstruction Technique）法を用いて 3 次元再構成を行った。

図 1 に得られた 3 次元再構成像を、図 2 に、金ナノ粒子の直径の頻度分布について、EDS トモグラフィの 3 次元再構成像から求めた結果と STEM 像から求めた結果との比較を示す。概ね同程度の結果が得られ、また、2nm 以上のサイズのクラスタであれば検出可能であることが示唆された。



(a) EDS トモグラフィ　(b) STEM トモグラフィ

図 1　金ナノ粒子の 3 次元再構成像（93×91×33nm）

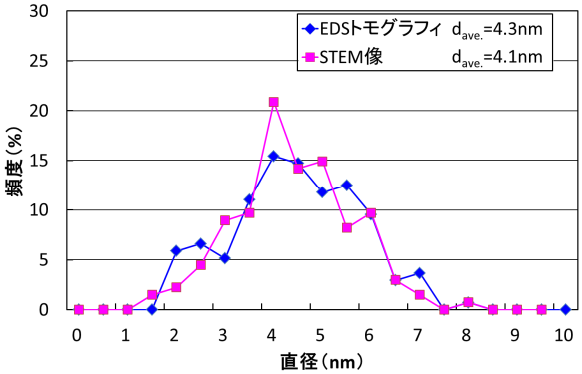


図2　EDS トモグラフィおよびSTEM 像から得られた金ナノ粒子の直径の頻度分布の比較

3. 結論

EDS トモグラフィによってナノサイズのクラスタの定量評価が可能である見通しが得られた。また、EDS トモグラフィの分解能と測定範囲は観察倍率によって大きく異なるため、測定対象が比較的大きい場合、さらに広範囲の測定が可能であり、様々な目的に利用できる技術であると言える。

*Hitoshi Seto[1], Yuji Kitsunai[1], Shigeaki Tanaka[2] and Ryouji Obata[3]

[1]Nippon Nuclear Fuel Development Co., Ltd., [2]Toshiba Energy Systems & Solutions Corp. and [3]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

Study on Micromechanics in Duplex Stainless Steels for Long term Operation of Nuclear Power Plants

*Viet Quoc Ha[1], Kenta Murakami[1], Masahide Suzuki[1]

[1]Nagaoka University of Technology

Abstract

Keywords: Duplex Stainless Steels, Thermal Ageing , Irradiation , Nanoindentation.

Duplex stainless steels (DSSs) are composed of both austenite and ferrite phases and used for various structures and components in light water reactor, such as primary coolant pipes and claddings of reactor pressure vessel. It is known that the Spinodal decomposition of ferrite phase is a main cause of mechanical properties changes at its long term operation, but G phase and dislocation formation in both phases may also contribute. Therefore, relationship between microscopic material changes and large scale mechanical properties is important topics in DSSs. In this study, relationship between micro and macro hardness is investigated using nanoindentation technique following thermal ageing or ion irradiation.

Specimens are SCS16A DSSs with different ferrite fractions (29.3%, 18.2%, and 7.9%). Some of these specimens were thermally aged at 400℃ up to 2400 hours, corresponding to 30000 hours at 300℃[1]. The other specimens were irradiated by 2 MeV He^{++} with ion fluence up to 5 x 10^{16} ion/cm^2 in room temperature using the Tandem accelerator of Nagaoka University of Technology.

Microscopic material changes in each phase were assessed by nanoindentation, selecting the indentation position carefully for at least 15 times. The load of microscopic indentation is 5 mN and the indentation depth is about 0.2 μm. Macroscopic mechanical properties changes were assessed by the larger scale indentation with the load of 1961 mN, in which several ferrite and austenite grains exist under an indentation mark.

Under thermal ageing, microscopic hardness in ferrite phase changes with the similarly regardless the difference of ferrite fraction, and the microscopic hardness in austenite phase is almost unchanged in all specimen. The macroscopic hardening is more evident in the specimen with higher ferrite contents, as it is well known. In Fig. 1(a), relationship between macroscopic hardness and calculated harness based on microscopic hardness is shown. The calculation was a simple weighted mean of microscopic hardness in both phases considering the phase fractions. The relationship of three specimens shows similar trend at lower hardness, but is deviated at higher hardness.

Under irradiation, hardening in ferrite is approximately four times smaller than austenite, though there are large scattering in the results. Though the microscopic hardening in austenite was more evident, macroscopic hardening in higher austenite specimen was less evident than higher ferrite specimens. In Fig. 1(b), relationship between macroscopic hardness and calculated hardness based on microscopic hardness under irradiation was also shown. Comparing with the Fig. 1(a), the trend is largely deviated between specimens.

To understand the relationship, indentation size effect as well as the hardening at the grain boundary are under the examination. These results would also introduced in the presentation.

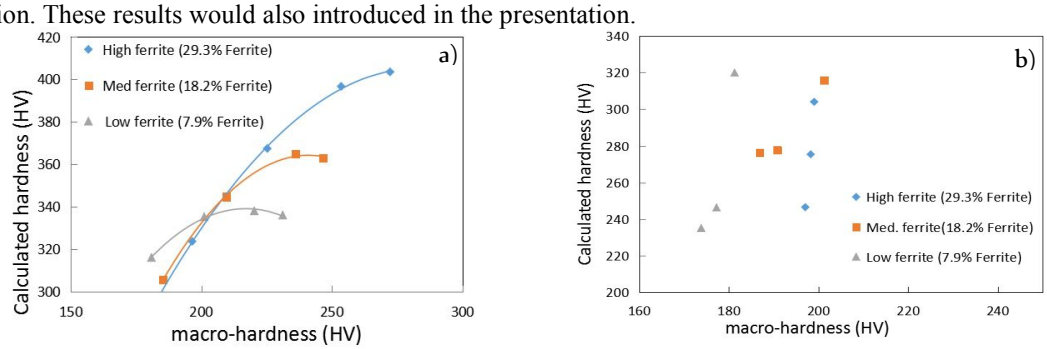


Fig. 1 The relationship between macroscopic hardness and calculated hardness using microscopic hardness in both phases. a) Thermal ageing, b) Irradiation

References

[1] Takuya Yamada, Katsuhiko Fujii, Masanori Aoki, Koji Arika, *Thermal-aging evaluation of on site aged cast duplex stainless steel,* INSS JOURNAL Vol. 19 2012 NT-7, p.115.

フィルタベント金属フィルターにおける放射性セシウム吸着とその放射線影響

Adsorption behavior of Radiocesium and its radiation effects for metal filter in the filtered containment venting system

*仲田 萌子[1], 戸苅 陽大[1], 波多野 雄治[2], 大矢 恭久[1]
[1]静大院総合科学技術, [2]富山大水素研

フィルタベント構造材-放射性セシウム(^{137}Cs)相互作用を理解するため、種々の条件下で ^{137}Cs 溶液に浸漬した SUS316L に窒素ガスフローを行い、^{137}Cs の除去量を評価した。これによりガンマ線照射は SUS316L の腐食を促進するとともに、^{137}Cs 捕捉能力を低下させることが示唆された。

キーワード：フィルタベント、ステンレス、放射性セシウム

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故以降、フィルター付き格納容器圧力逃がし装置(フィルタベント)が日本の原子炉に設置されている。原子力発電所事故発生時には炉心の回復が最優先であり、フィルタベントに捕集された放射性物質は装置中に長期間保存される。その結果、吸着した放射性物質は高線量の環境に長時間晒され、フィルタベント構造材との間に放射線誘起効果をもたらす。本研究では種々の条件下で SUS316L を Cs 溶液に浸漬し、^{137}Cs の付着量を評価した。

2. 実験

SUS316L 両面鏡面研磨ディスク試料(10 mm$^{\phi}$ × 0.5 mm^{t})を 200℃にて 24 時間酸素ガスフローし、試料表面に酸化膜層を形成した。その後、CsCl 水溶液(濃度 ：0.1 mol / L、放射能 ：0, 185 kBq / mL)に浸漬しながらガンマ線照射を行った(線量率 3.3 kGy h^{-1}、吸収線量 80-480 kGy)。この試料に対し、Ge 半導体検出器を用いて ^{137}Cs の線量を測定した。また、X 線光電子分光法(XPS)を用いて非放射性 Cs 浸漬試料に対して表面状態の観察を行った。

3. 結果・考察

図 1 に XPS による各 SUS316L 試料の深さ方向元素分析結果を示す。ガンマ線照射試料では非照射試料に比べ最表面にクロムやニッケルの酸化物が析出しており、ガンマ線照射によって SUS316L の酸化物層が成長していることがわかる。

表 1 に各試料における放射性 Cs の線量測定結果及び、ガンマ線照射による Cs 減少率を示す。表 1 よりガンマ線非照射試料に比べ、ガンマ線照射によって Cs 付着量が約 5-18%減少していることがわかる。これらの結果から、ガンマ線照射下では放射線分解反応による活性種の生成により、構造材料の腐食が促進されるとともに Cs 吸着量が減少することが示唆された。

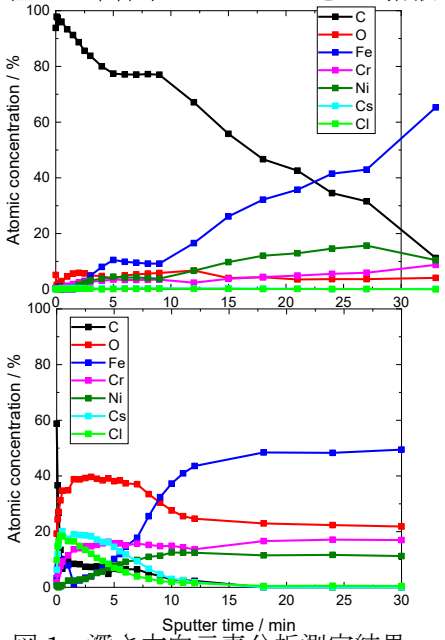


図 1　深さ方向元素分析測定結果
(a)ガンマ線非照射試料
(b)ガンマ線照射試料(160 kGy)

表 1　ガンマ線照射試料におけるセシウム吸着量評価結果

ガンマ線吸収線量(kGy)	Cs 付着量 (Bq / mm^2)	減少率 (%)
0	3.58	―
80	3.20	10.6
160	3.41	4.75
480	2.93	18.2

参考文献

[1] M. Akamatsu et al., Appl. Mater. int. 2014,6(11),8208-8211.

*Nakata Moeko[1], Togari Akihiro[1], Hatano Yuji[2], Oya Yasuhisa[1]
[1]Graduate School of Integrated Sci. and Tech. Shizuoka Univ., [2]HIRC, Univ. of Toyama

Characterisation of Dense Metakaolin Based Geopolymer

*Duyen Thi Chau Le[1], Thi-Mai-Dung Do[1], Isamu Kudo[2,3], Tadachika Nakayama[1], Koichi Niihara[1], Hisayuki Suematsu[1]
[1]*Extreme Energy and Density Research Institute, Nagaoka University of Technology*
[2]*ADVAN ENG. Co.,Ltd* [3]*Technology Development Center, Nagaoka University of Technology*

Abstract

Syntheses of dense metakaolin based geopolymer for mechanical property tests after irradiation were carried out in this study. With compositions of Al:Si:K:H_2O to be 1:2:1:8 and 1:2:1.5:8, crack formation not only in air but also in water was successfully suppressed. The data will be used to apply for hydrogen recombining catalyzer support applications.

Keywords: geopolymer, potassium, crack, irradiation.

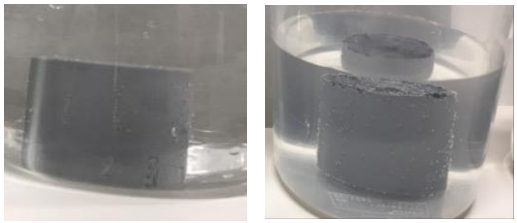
1. Introduction

After Fukushima Daiichi Power Station accident, radioactive slurry is generated and stored in a container. In aim to control the generated hydrogen, that may cause a hydrogen explosion, in a stable storage of the radioactive slurry, a recombination catalyst which should be developed at low cost and stable over a long period of time is required. To meet this demand, novel hydrogen catalysts with known convection properties are being developed [1]. One of candidate supports for the catalyst is geopolymer, and geopolymer has been though to be a candidate material for nuclear or waste containment applications [2]. In this work, dense and crack-free geopolymer samples were synthesized for mechanical tests.

2. Experiment and Results

Metakaolin and potassium based geopolymer of different Si/Al and K/Al molar ratios were prepared, varied from 2 to 3 and from 1 to 2 respectively. At first, potassium silicate solution, deionised water and potassium hydroxide were mixed. Then, metakaoline and micro silica powders were mixed with the above solution for 3 min. The slurry was poured into a polypropylene cylindrical cup. The geopolymers were cured under different schedules at RT, 40^0C and 70^0C for 7 days. In order to suppress the crack formation, some samples were covered by a cap and then opened the cap on the 5^{th} day. All these samples were removed from the cup to ambient atmosphere after the curing. The best samples with molar ratio Al:Si:K:H_2O= 1:2:1:8 and 1:2:1.5:8 was chosen for the experiment analysis.

XRD and TG-DTA was carried out on geopolymer samples ground to powder. Each geopolymer sample was observed by an optical microscope for measurements of pores size after 21 days. The area fraction of pores was calculated from images through a software Image J. Sample 1:2:1:8 had the average pore size larger than sample 1:2:1.5:8. The average diameter of pores and % area of pores were 163μm and 83μm, 7.4% and 6.2% corresponding.



a) 1:2:1:8 b) 1:2:1.5:8

Fig.1. Samples immersed to water; the measured pH were a)10.97 and b)10.57; a few little bubbles released; no crack appeared.

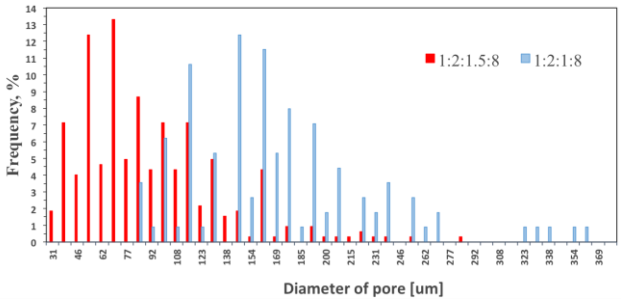


Fig.2. The frequency of pore diameter.

The number of pore of sample 1:2:1:8 was less than but the number of large pores was more than that of sample 1:2:1.5:8. It means when increased the K/Al ratio, the pore size and % area of pore decreased but the number of pore increased.

Geopolymer samples were measured the hardness after ground and polished by a diamond paste to become mirrors. At 10kgf load, the Vickers hardness of sample 1:2:1:8 was 0.28 GPa, higher than that of sample 1:2:1.5:8 was 0.17 GPa.

3. Conclusions

In this study, the dense potassium based geopolymer was fabricating, and the cracking during curing process was suppressed. The best samples with molar ratio Al:Si:K:H_2O= 1:2:1:8 and 1:2:1.5:8 have no cracks after curing and even as immersing in water. These samples will be irradiated with an electron beam to investigate the effect of irradiation on the mechanical property of geopolymer samples.

References

[1] K. Takase, H. Suematsu, et al. R&D on reduction technologies of hydrogen generated in long-term waste storage containers. Osaka University, Japan: Atomic Energy Society of Japan; 2018 (AESJ-Conf 2018 - Annual Meeting).
[2]V. Cantarel, T. Motooka, I. Yamagishi. Geopolymers and their potential applications in the nuclear waste management field. JAEA Review 2017-014.

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

[1M14-17] Simulation

Chair:Takeshi Toyama(Tohoku Univ.)

Wed. Mar 20, 2019 4:20 PM - 5:30 PM Room M (Common Education Bildg. 2 3F No.37)

[1M14] Molecular Dynamics Simulation of Iron by Mendeleev Potential On defect generation due to irradiation cascade damage

*Yuting Chen[1], Xiaoyong Ruan[1], Toshiki Nakasuji[1], Kazunori Morishita[1], Yoshiyuki Watanabe[2] （1. Kyoto University, 2. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology）

4:20 PM - 4:35 PM

[1M15] Monte-Carlo simulation of defect clusters formation in RPV steel under irradiation

*Naomichi Tatebe[1], Kazunori Mrishita[1], Toshiki Nakasuji[1], Yuting Chen[1] （1. Kyoto Univ.）

4:35 PM - 4:50 PM

[1M16] A molecular dynamics simulation study for evaluation of internal stress around dislocation loop

*Kentaro Ono[1], Yuting Chen[1], Toshiki Nakasuji[1], Xiaoyong Ruan[1], Kazunori Morishita[1] （1. Kyoto Univ.）

4:50 PM - 5:05 PM

[1M17] Advanced Management of Reactor Pressure Vessel

*Kagehiro Usuda[1], Kentaro Ono[1], Naomichi Tatebe[1], Toshiki Nakasuji[1], Kazunori Morishita[1] （1. Kyoto University）

5:05 PM - 5:20 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Mendeleev ポテンシャルによる鉄の分子動力学シミュレーション 照射カスケード損傷による欠陥生成について

Molecular Dynamics Simulation of Iron by Mendeleev Potential
On defect generation due to irradiation cascade damage

*陳 昱婷[1]，阮 小勇[1]，中筋 俊樹[1]，森下 和功[1]，渡辺 淑之[2]
[1]京都大，[2]量研

核分裂反応によって発生した中性子は構造材料の構成原子と衝突し、カスケード損傷を引き起こす。この衝突連鎖によって生成する非平衡欠陥は、材料のミクロ組成やミクロ構造、ひいては、材料の機械的性質に多大な影響を及ぼすことが知られている。本研究では、分子動力学法によって鉄中のカスケード損傷プロセスをシミュレートし、欠陥生成量や空間分布の PKA エネルギー依存性を調べた。

キーワード：照射損傷、照射欠陥、溶融ゾーン、非平衡欠陥生成数の統計評価

1. 緒言

照射を受けた材料内ではカスケード損傷により多くの格子欠陥が生成し、材料内の格子欠陥数は平衡欠陥数より数桁高くなる[1]。そのため、その材料の機械的特性は劣化することになるが、材料の照射影響を正しく評価するには、まず、カスケード損傷による欠陥生成率等を正しく求める必要がある。本研究では、分子動力学（MD）計算を行い、鉄中の高エネルギーPKA による欠陥生成数の統計を評価した。

2. 方法

Mendeleev ポテンシャルに基づく分子動力学計算を行い、カスケード損傷による非平衡欠陥生成数を評価した。計算条件は、初期温度 0K、PKA エネルギー0.1keV～10keV、PKA 初速度の方向をランダムとした。各エネルギーに対して 1000 個のカスケードを作り、統計処理を行った。

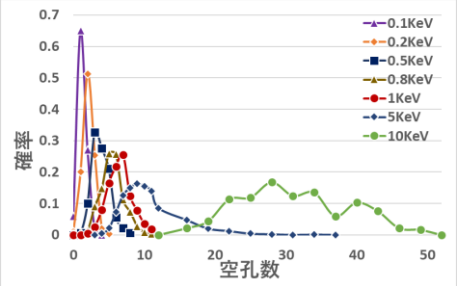


図１　Fe 中のカスケード損傷によって生成するはじき出し欠陥数分布の PKA エネルギー依存性

3. 結果

図 1 は各 PKA エネルギーに対する欠陥生成数分布を表す。欠陥生成数の平均値は PKA エネルギーの増加とともに増加し、また分布幅は広がっていく。PKA エネルギーが 10keV の分布においては複数のピークが見られるが、それより低い PKA エネルギーについては、ほぼ正規分布を示していると言える。図２は、欠陥生成数（平均値）および損傷効率（Kinchin-Peace モデルに対する比）の PKA エネルギー依存性を示している。損傷効率は、エネルギーの増加に伴い減少し、エネルギー10KeV において役 0.3 程度になる。当日は、カスケード損傷による欠陥生成のメカニズムについて詳細に考察する。

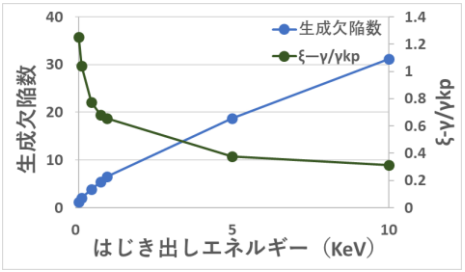


図２　Fe 中のカスケード損傷によって生成するはじき出し欠陥数および損傷効率の PKA エネルギー依存性

参考文献

[1] Nordlund K, Zinkle S J, Sand A E, et al. Improving atomic displacement and replacement calculations with physically realistic damage models[J]. Nature communications, 2018, 9(1): 1084.

*Yuting Chen[1], Xiaoyong Ruan[1], Toshiki Nakasuji[1], Kazunori Morishita[1], Yoshiyuki Watanabe[2]
[1]Kyoto University, [2]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

圧力容器鋼中の欠陥集合体形成過程の モンテカルロシミュレーション

Monte-Carlo simulation of defect clusters formation in RPV steel under irradiation

*建部 尚道，中筋 俊樹，陳 昱婷，森下 和功

京都大学

圧力容器鋼の脆化の原因は、照射によって材料内にできるボイドや銅、ニッケルといった析出物などの欠陥集合体である。特に多元素からなる析出物がどのような過程で形成されるかは、わからないことも多い。そこで欠陥エネルギー論をもとに構築したモンテカルロモデルで、ボイドや析出物が核生成する過程をシミュレーションし、欠陥集合体の核生成速度や組成の照射条件依存性について解析を行った。

キーワード：照射脆化，圧力容器鋼，析出物，核生成，モンテカルロシミュレーション

1. 緒言

圧力容器鋼は中性子などの放射線を受けて照射脆化を起こす。それは原子炉を長期運用していく上で避けられない現象であり、原子力発電の安全性にも深く関わっている現象である。脆化の原因は、照射によって材料内にできるボイドや銅、ニッケルといった析出物などの欠陥集合体である。それらが結晶粒内の転位運動を阻害することで、材料の脆化が生じている。しかし欠陥集合体の中でも特に多元素からなるものは、その形成過程がわからないことも多い。そこで本研究では欠陥エネルギー論をもとに構築したモンテカルロモデルで、欠陥集合体の形成過程をシミュレーションし、照射条件に対する欠陥集合体の形成過程の違いについて解析した。

2. モンテカルロシミュレーション

本研究では 1 つの空孔が銅-空孔集合体を形成していく過程に着目し、銅原子、空孔、格子間原子の流入・流出フラックスをもとに、銅-空孔集合体が成長、収縮のどちらの現象が起こるか乱数により決定した。また点欠陥の流入・流出の時間進展についても乱数によって決定した。今回は銅-空孔集合体がある一定のサイズに到達するまでの過程を繰り返しシミュレーションし、その際の核生成率や平均潜伏時間などを求めた。

3. 結果と考察

今回は銅-空孔集合体が核生成する過程を 10000 回シミュレーションし、それぞれの平均潜伏時間と核生成率を求めた。図 1 は照射条件として損傷速度が10^{-4}dpa/s の場合の、各照射温度における平均潜伏時間と核生成率を表したグラフである。図 1 を見ると、核生成率と平均潜伏時間の両方とも温度に対してピークを持つことがわかる。これは低温では空孔などの点欠陥が動きづらいこと、また高温では点欠陥が移動しやすくなり、核が不安定になるという二つの性質により、その間の温度でピークを持つと考えられる。

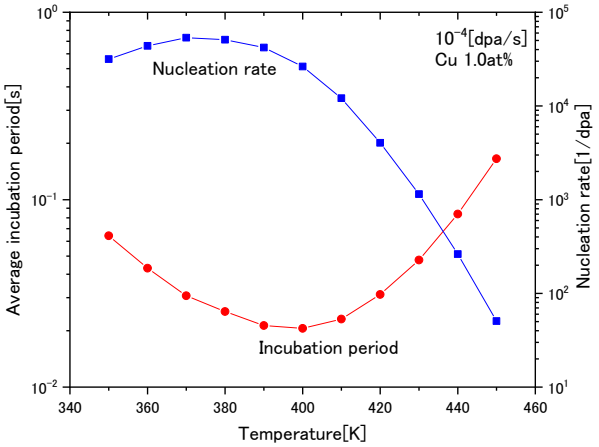


図 1　銅-空孔集合体の平均潜伏時間及び核生成率の温度依存性

*Naomichi Tatebe, Toshiki Nakasuji, Chen Yuting and Kazunori Morishita

Kyoto Univ.

照射効果評価における転位ループ形成による内部応力評価

Evaluation of internal stress by dislocation loop formation for irradiation effect evaluation

*大野 健太郎[1]，陳 昱婷[1]，中筋 俊樹[1]，阮 小勇[1]，森下 和功[1]

[1]京都大学

純鉄およびタングステンにおいて，照射欠陥の生成により誘起される内部応力の上昇の影響を調査するために，欠陥が生じたときの緩和体積および欠陥周辺の変位場を分子動力学法(Molecular Dynamics:MD)を用いて計算した。

キーワード：内部応力，転位ループ，照射効果，分子動力学法

1. 緒言

原子炉や核融合炉に使用される鉄鋼材料では中性子照射による脆化を考慮した健全性評価がその供用期間設定の上で重要となる。一方，中性子照射によって導入された照射欠陥による内部応力によって局所的な変形が起こることが理論計算により示された[1]。本研究では，分子動力学法を用いて，純鉄およびタングステンに照射欠陥が生成した場合の欠陥周辺の変位場と緩和体積を計算した。

2. MD シミュレーション

純鉄，タングステンともに $10a_0 \times 10a_0 \times 10a_0$ の bcc セル(総原子数:2000)に〈110〉自己格子間原子(Self-interstitial atom:SIA)および原子空孔(Vacancy:V)を導入し MD を用いて緩和体積および欠陥周辺の変位場を求めた。シミュレーションにおいて，Fe には Mendelev[2]，W には Zhou[3]のポテンシャルを使用した。欠陥を導入したときの体積をΩ_{def}，欠陥のないセルの体積をΩ_{per}とすると，緩和体積Ω_{rel}は以下の式で表される。

$$\Omega_{\mathrm{rel}} = \Omega_{\mathrm{def}} - \Omega_{\mathrm{per}} \tag{1}$$

3. 結果・考察

Fe および W の空孔近接の原子の変位を図 1 に示す。Fe，W ともに空孔の第一近接原子は空孔に近づく方向に動き，第二近接原子は空孔から遠ざかるように動いている。また，W では第二近接原子の変位が第一近接原子の変位の絶対値よりも大きくなった。緩和体積計算の結果を以下に示す。原子体積をΩ_0(Fe:1.164×10^{-2}[nm^3],W:1.585×10^{-2}[nm^3])とすると，Fe では$\Omega_{\mathrm{rel}}^{\mathrm{SIA}}/\Omega_0$=0.976，$\Omega_{\mathrm{rel}}^{\mathrm{V}}/\Omega_0$=−0.201, W では$\Omega_{\mathrm{rel}}^{\mathrm{SIA}}/\Omega_0$=1.399，$\Omega_{\mathrm{rel}}^{\mathrm{V}}/\Omega_0$=−0.076となった。空孔の緩和体積は負であるのに対し, SIA の緩和体積は正の値を示した。SIA の緩和体積と空孔の緩和体積の合計で表されるフレンケル対の緩和体積は Fe:0.775Ω_0，W:1.323Ω_0となった。この体積の増加が材料に局所的な応力を生じさせていると考えられる。

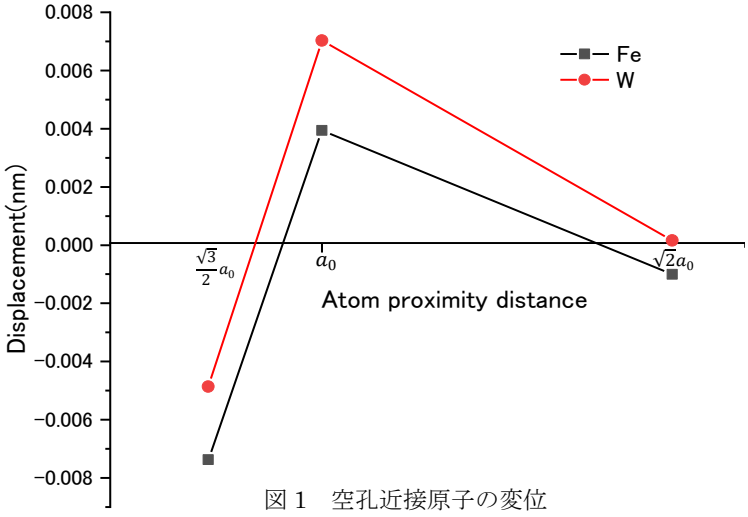


図 1　空孔近接原子の変位

参考文献

[1] Dudarev,S L, Mason, D R, Tarleton, E, Ma, P-W & Sand, A E 2018, Nuclear Fusion vol. 58, no. 12, 126002

[2] Mendelev, Han, Srolovitz, Ackland, Sun and Asta, Phil Mag A, 83, 3977-3994 (2003)

[3] Zhou et al, Acta Mater, 49, 4005 (2001)

---

*Kentaro Ono[1], Yuting Chen[1], Toshiki Nakasuji[1], Xiaoyong Ruan[1] and Kazunori Morishita[1]

[1]Kyoto Univ.

圧力容器の管理高度化に関する検討

Advanced Management of Reactor Pressure Vessel

*臼田　景大[1]，大野　健太郎[1]，建部　尚道[1]，中筋　俊樹[1]，森下　和功[1]
[1]京都大学

圧力容器の保全最適化を議論することを目的として、脆化割れとその原因を分類・整理した後図示化した。現行規制で行われている照射脆化予測式の感度解析をおこない、原因要素間の関係性を定量的に表現し、保全に関する議論に発展させた。

キーワード：原子炉圧力容器，照射脆化，脆化割れ，保全最適化

1. 背景

原子力発電所の構造物や機器は時間経過とともに劣化する。発電所の健全性を維持するために劣化した部品の修復や交換といった保全活動が必要となっている。一方で、圧力容器や格納容器など修復や交換ができない機器もあり、これらの機器の劣化が発電所そのものの稼働寿命を決定する要因の 1 つとなっており劣化具合の評価が重要となる。経年劣化現象のひとつとして圧力容器鋼の中性子照射脆化が挙げられる。照射により、圧力容器鋼は脆化し、圧力容器鋼の延性脆性遷移温度(DBTT)が上昇する。照射脆化に対する保全活動は、照射脆化予測式による予測と圧力容器内に装荷された監視試験片の衝撃試験が挙げられる。衝撃試験は JEAC4201-2007 の保全規定で定められた間隔で実施され、得られたデータは脆化予測式の妥当性の確認やさらに精度の高い予測式の構築に用いられる。脆化予測については世界的に研究がなされており、圧力容器鋼中の Cu や Ni 含有量といった材料条件や中性子フラックスといった照射条件と照射脆化の関係は徐々に明らかになってきている。本研究では、材料条件や照射条件といった脆化割れの原因となる要素間においてそれらの関係性を定量的に表現することにより、保全活動の合理化に向けてどの要素が脆化割れにどの程度寄与するのか検討した。

2. 圧力容器破損の原因要素

図 1 は圧力容器破損の原因要素のうち、特に脆化割れについて詳述して図示化したメカニズムマップである。この図によりマクロな大きな破壊からミクロな原子レベルの現象・要因までをつなげて表現することができた。どの要素がどの結果にどれほど影響を与えるか、原因要素間の関係性を定量的に評価することで、圧力容器の管理の高度化に役立つと考えられる。照射脆化予測式(JEAC4201-2007)[2013 年追補版] に基づき、現在は Cu 濃度と DBTT 変化量について計算できており、たとえば Cu 濃度が 0.01[wt%]変化したとき DBTT は約 4 [℃]上昇した。

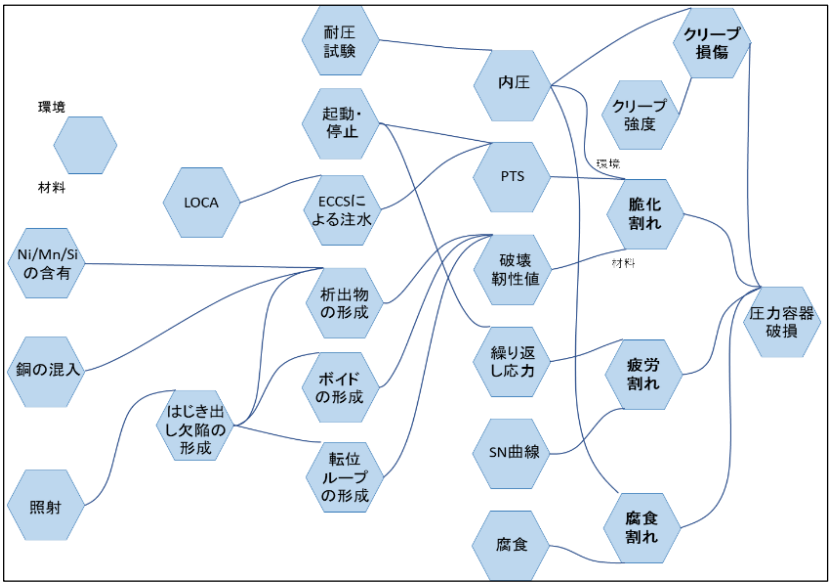


図 1. 圧力容器鋼の劣化に関するメカニズムマップ

*Kagehiro Usuda[1], Kentaro Ono[1], Naomichi Tatebe[1], Toshiki Nakasuji[1] and Kazunori Morishita[1]
[1]Kyoto Univ.

Oral presentation | I. General Issues | General Issues

[1N01-06] Nuclear Power system to Hand Over to the Next Generation

Chair:Tetsuo Sawada(Tokyo Tech)

Wed. Mar 20, 2019 10:15 AM - 11:55 AM Room N (Common Education Bildg. 2 4F No.42)

[1N01] Metal Crystal Confined type Fusion Reactor

*Kazuo Ooyama[1] （1. Ooyama-power）

10:15 AM - 10:30 AM

[1N02] Hybrid power systems of SMR and renewable energy

*Takanori TANAKA[1] （1. Radioactive Waste Management Funding and Research Center）

10:30 AM - 10:45 AM

[1N03] Consideration of optimal operation of small modular reactors considering endogenous manufacturing learning effect

*Shunsuke Naito[1], Ryoichi Komiyama[1], Yasumasa Fujii[1] （1. University of Tokyo,The Department of Nuclear Engineering and Management ）

10:45 AM - 11:00 AM

[1N04] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

*Reiko Fujita[1], Masaaki Kaneko[2], Susumu Shimoura[3], Kouji Niita[4], HiroyoshiHi Sakurai[5], Kenji Nishihara[6] （1. Japan science and technology agency , 2. Toshiba Energy Systems Company, 3. The University of Tokyo, 4. Research Organization for Information Science and Technology , 5. RIKEN, 6. Japan Atomic Energy Agency ）

11:00 AM - 11:15 AM

[1N05] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

*Kenji Nishihara[1], Masatoshi Kawashima[2], Reiko Fujita[2] （1. JAEA, 2. JST）

11:15 AM - 11:30 AM

[1N06] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

*Sentaro Takahashi[1], Tomoyuki Takahashi[1], Satoshi Fukutani[1], Takumi Kubota[1] （1. Kyoto Univ.）

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

金属結晶閉じ込め型核融合炉

Metal Crystal Confined type Fusion Reactor

*大山　和男[1]

[1]大山パワー株式会社

抄録　これまでの明確な結果が出ている多数の「常温核融合」の実験を紹介し、常温で核融合が確実に起きていることを提示する。この金属結晶内で生じる核反応には種類があり、このうちの「燃焼反応」を利用すれば「磁場閉じ込め型核融合炉」対して利点の多い「金属結晶閉じ込め型核融合炉」が実現できる。

キーワード：常温核融合，金属結晶，核融合，重水素，イオンビーム，連鎖反応，核融合炉，Pd，^{6}Li，^{4}He

1. 緒言

「常温核融合」は 1989 年にフライシュマンとポンズが電解実験による過剰熱を発表して以来、再現性が低いという理由と、情報が不明確であったり、疑問が残る発表もあったりしたことから疑似科学扱いされてきた。しかし、三菱重工業の核変換実験[1]を 2013 年に豊田中央研究所が再現に成功したことから[2]、著者は核変換実験と電解実験の結果は同種の核反応によるものと確信し、一連の核反応を解明した[3]。

金属結晶内で生じる核融合反応には、「着火反応」と「燃焼（連鎖）反応」が存在する[3]。Pd 金属結晶内の重水素濃度の高いα’相の変形に起因して散発的に起きる反応が「着火反応」で、従来の D-D 核融合と同様に中性子線やトリチウムなどのイオンビームを生成する。このイオンビームが重水素濃度の低いα相に入ることで「燃焼反応」が起きる。重水の電解実験で生じるいわゆる「死後の熱（電解終了後の大量の過剰熱）」は、この「燃焼反応」によるものである。当該「燃焼反応」で大量に生成されたαイオンビームにより「核変換反応」が起き、地球上で稀有の物質である Pr が生成される［1～3］。

今回紹介する実験結果は、全て当該解明された核反応で説明することができる。

2. 金属結晶閉じ込め型核融合炉

当該金属結晶内で生じる「燃焼反応」は ^{2}H を燃料として、中間生成物として ^{6}Li、最終生成物としてαイオンビームを生成する核融合連鎖反応である。当該「燃焼反応」は発熱体としての金属に適度な ^{6}Li と ^{2}H を固溶させ、そこにイオンビームを打ち込むことで再現する。当該「燃焼反応」を利用すれば「金属結晶閉じ込め型核融合炉」が実現できる。

「金属結晶閉じ込め型核融合炉」は、「磁場閉じ込め型核融合炉」に比べ、構造が簡単で実用化への難易度が低い。プラズマ保持用の超電導コイルが不要で高温でも使用できるので発電効率が高い。安定同位体である重水素のみが燃料で、放射性廃棄物がなく、発熱体としての金属が溶解する前に反応が停止するので安全性が高い。防護壁が不要で小型化が容易なので、利用範囲が広い。

3. 結論

「磁場閉じ込め型核融合炉」へ研究開発資源を集中している現状の国家戦略を見直し、「金属結晶閉じ込め型核融合炉」開発への軌道修正が必要である。

参考文献

[1] Y. Iwamura et. al, Proceedings JCF14, pp14-25(2013)

[2] N Takahashi et. al, Japanese Journal of Applied Physics 52 (2013) 107301

[3] k. Ooyama, proceedings JCF18, pp55-92 (2017)

---

*Kazuo Ooyama[1]

[1]Ooyama-power Inc.

SMR と再生可能エネルギーとのハイブリッド電力システム

Hybrid power systems of SMR and renewable energy

*田中 隆則
原子力環境整備促進・資金管理センター

再生可能エネルギーは、将来の脱炭素化社会における電力供給を中心的に担うものと期待されている。しかし、変動電源であることから、補完する電源を必要としている。これまで補完電源として火力発電が用いられてきているが、二酸化炭素を排出しない原子力の補完電源としての利用が可能であれば、地球温暖化対策に対応した電力システムを形成することができる。このような利用に適した原子炉として、SMR（Small Modular Reactor）が注目されている。このため、SMR と再生可能エネルギーとを組み合わせたハイブリッド電力システムの利用可能性について、検討する。

キーワード: 小型モジュール炉（Small modular reactor），ハイブリッド電力システム（Hybrid power system）

1. 再生可能エネルギーの主力電源化に向けての課題

再生可能エネルギーは、過去、電力供給シェアが限られており、出力変動が他の主力となっている電源によってカバーされていたが、近年、発電コストの着実な低下と地球温暖化対策における政策支援を得て発電シェアを急激に拡大してきており、今後、主力電源としての役割を担うと考えられるようになっている。再生可能エネルギーが主力電源となるに当たっての課題を整理し、特に、電力ネットワークに連結する他の電源に求められる役割や特性を示す。

2. 再生可能エネルギーと原子力とを主力電源として組み合わせる可能性

パリ協定に基づく地球温暖化対策が強化された場合、将来、化石燃料を用いた電源のシェアが大幅に削減される可能性がある。その場合、再生可能エネルギーと共に、温室効果ガスを排出しない原子力を、組み合わせて電力システムを構成することが考えられる。

原子力が、上記 1. で示された再生可能エネルギーとの組合せ電源としての役割を担う上で、求められる特性を有するか検討する。

3. SMR の特性と再生可能エネルギーとの組合せ

再生可能エネルギーと組み合わせる原子力発電施設について、近年研究開発が世界各国で進められている SMR と、従来タイプの大型軽水炉とを比較し、それぞれの優位性を分析する。その検討結果に基づき、電力システムにおける大型炉と SMR の役割分担を考察する。

4. SMR 開発・利用の課題

SMR が再生可能エネルギーと組み合わさり、将来の電力供給を担うためには、経済性や出力調整力など解決が求められる課題が多い。SMR の特性とその開発の現状を踏まえ、克服すべき技術課題について検討を行う。

5. 結び

上記の検討を基に、将来のパリ協定に基づく脱炭素社会を展望し、長期に亘る持続可能なエネルギーシステムにおける原子力利用のあり方を考える。

Takanori Tanaka

Radioactive Waste Management Funding and Research Center

内生的生産習熟効果を考慮した原子力小型モジュール炉の最適運用に関する検討

Consideration of optimal operation of small modular reactors considering endogenous manufacturing learning effect

*内藤　駿介[1]，小宮山 涼一[1]，藤井 康正[1]
[1]東京大学

気候変動対策等を踏まえ，今後も世界全体で原子力発電の普及が進展していくと考えられる中で，その初期費用の低さや安全性の高さから，小型モジュール炉（SMR）が注目されている．本研究では，SMR の建設においてあらわれる習熟効果を考慮して，世界全体での SMR の普及の可能性を検討した．

キーワード：核燃料サイクル，小型モジュール炉，習熟効果，混合整数計画問題

1. 緒言

本研究では混合線型計画法を用い，核燃料サイクルの総費用の最小化を通じて，経済合理的な原子力発電の運用を決定する．SMR の建設費については，累積導入容量にしたがってコストが低下する習熟効果を考慮する．習熟効果をあらわすために，モデル内では整数変数を使用した．

2. モデルの開発

2-1. 核燃料サイクルの考慮

本モデルにおける核燃料サイクルは，資源採掘，濃縮，燃料製造，発電，使用済燃料（SF）中間貯蔵，SF 再処理，SF 及び高レベル放射性廃棄物の最終処分から構成される．発電過程では SMR のほか，従来の軽水炉や重水炉に加え，将来的な技術として高速炉，トリウム燃料炉を対象とする．また，燃料組成データは既存の研究[1][2]を基に，自然崩壊による組成変遷を考慮して作成された．

2-2. 定式化

目的関数：全時点における核燃料サイクルの総費用を，現在価値に換算した値が最小化の対象となる(式 1).

$$\boldsymbol{Minimize\ obj} = \sum_y \boldsymbol{\sigma} \times (\boldsymbol{fc_y} + \boldsymbol{vc_y} + \boldsymbol{oc_y}) \quad (1)$$

（σ：割引率項，fc_y：固定費，vc_y：可変費，oc_y：O&M 費，y：時点）

習熟効果：SMR の累積導入容量が増加するにつれ，建設費($/kW)は逓減する（式 2-4）.

$$\sum_{n=0}^{N} c_n S_{ny} = \sum_{y0=0}^{y} nkp_{SMR,y0}\,,\quad \sum_{n=0}^{N} i_n S_{ny} = \sum_{y0=0}^{y} fcpsmr_{y0} \quad (2)$$

$$i_{2n-1} = i_{2n}\ \left(n = 1, \ldots, \frac{N-1}{2}\right),\quad c_{2n-1} = c_{2n}\ \left(n = 1, \ldots, \frac{N-1}{2}\right) \quad (3)$$

$$S_{2n} + S_{2n+1} = \delta_{2n+1}\ \left(n = 0, \ldots, \frac{N-1}{2}\right),\quad \sum_{n=0}^{N} S_n = 1 \quad (4)$$

（$y0$: 初年度，$nkp_{SMR,y}$：y 時点の新規建設量，$fcpsmr_y$：y 時点の建設費，N: 格子点の数，(c_n, i_n)：習熟曲線上の座標，S_{ny}：ある一組の隣り合う二つの変数の和が 1 かつ他の変数は 0 である変数のセット，δ_n：0 または 1）

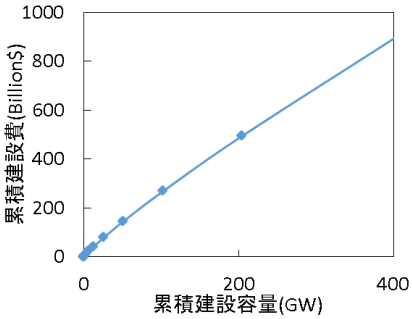


図 1. 習熟曲線の概念

3. 結果（例）

右図は，SMR の習熟率を 7%，NOAK 建設費を 9000$/kW とした場合の，世界の原子力発電設備構成である．軽水炉の建設費は，先行研究[3]を基に期間中 4100$/kW から 6880$/kW まで上昇するとした．対象期間の前半に既存の軽水炉(LWR)は改良型軽水炉(ALWR)に置き換えられた．後半では，軽水炉の価格上昇に伴い，軽水炉より建設費が高いにもかかわらず SMR が導入された．十分な需要が存在する場合，SMR は NOAK 価格が高くても導入される可能性があることが示された．

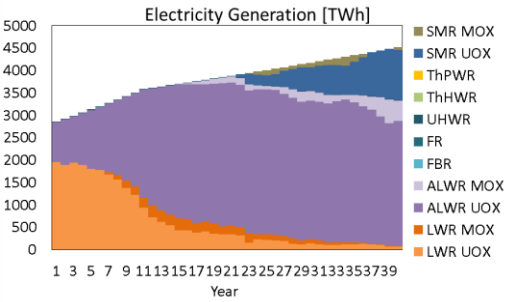


図 2. 原子力発電設備構成推移

参考文献

[1]小藤 博英，小野 清. プルトニウム多重リサイクルによる同位体組成変化の解析. (1997)
[2] IAEA. Role of Thorium to Supplement Fuel Cycles of Future Nuclear Energy Systems. (2012)
[3]MIT Energy Initiative. The future of Nuclear Energy in a Carbon-Constrained World.(2018)

*Shunsuke Naito[1], Ryoichi Komiyama[1] and Yasumasa Fujii[1]
[1]The University of Tokyo.

核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化
（1-1）全体概要と新たな選択肢の提案

Reduction and Resource Recycling of High-level radioactive wastes through Nuclear Transmutation

(1-1) Overview of ImPACT Program and a Proposal of New System

*藤田 玲子[1]，金子昌章[2]，下浦 享[3]，仁井田浩二[4]，櫻井博儀[5]，西原健司[6]

[1]科学技術振興機構，[2]日本核燃料開発（株），[3]東京大学，[4]高度情報科学技術研究機構，

[5]理化学研究所，[6]日本原子力研究開発機構

高レベル放射性廃棄物（HLW）には半減期の長い核種としてマイナーアクチニド（MA）と長半減期核分裂生成物（LLFP）が含まれている。LLFP を同位体分離せずに加速器により安定核種もしくは短半減期核種に核変換する新しいプロセスを提案し、成立性を試験により確認した。HLW を低減するためには LLFP だけではなく MA の核変換には金属燃料高速炉を採用し、LLFP のうち、有用な元素はリサイクルし、資源化するシナリオを提示した。

キーワード：ImPACT、長寿命核分裂生成物、偶奇分離法、核変換、加速器、低減化、資源化

1. 緒言

我が国では HLW の処分場がなかなか決まらないという課題がある。原子力発電を継続しても将来的にゼロ化しても使用済み燃料の問題は残される。HLW の処分の問題に新たな選択肢を提示することを目的として ImPACT プログラムに上記テーマで応募し、採択された。本稿では全体概要と提案した選択肢について述べる。

2. プログラムの概要

本プログラムの基本的な考え方を図に示す。同位体分離法の代替として偶奇分離法と入射ビームエネルギーを制御した加速器を用いる。このアイデアは公益社団法人発明協会の H30 年度全国発明表の 21 世紀発明賞を受賞した。LLFP のうち、Pd と Zr はリサイクルして資源として再利用する。一方、Se および Cs は処分場の保管期間を 1000 年以下にする。

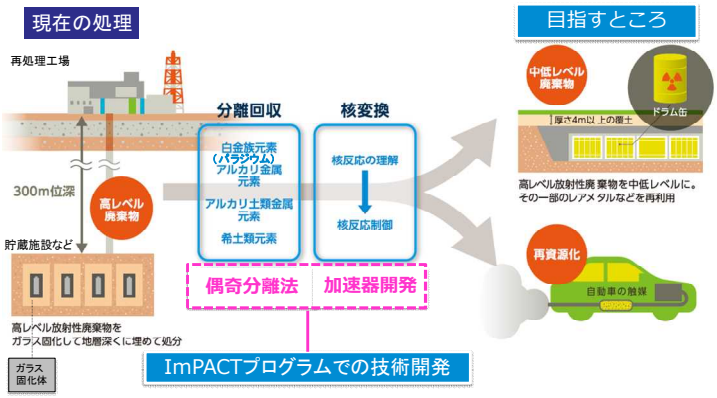


図　基本的な考え方[1]

3. 各プロジェクトの概要

本プログラムは 5 プロジェクト(PJ)から構成される。HLW から LLFP を回収する分離回収する技術を開発する PJ1、加速器で核変換するために必要となる新しい核反応データを取得する PJ2、測定した核反応データを核変換の経路にする理論モデルとシミュレーションコードの開発する PJ3、核反応経路を実現する加速器とその周辺の加速器システムを開発する PJ4、および PJ1～4 で技術開発したプラント概念を設計する PJ5 から構成される。PJ1 では HLW から回収した LLFP を偶奇分離法により奇数核種の LLFP を取りだし、PJ4 では革新型加速器で安定核種もしくは短半減期核種に核変換する。研究装置ではなく世界初の処理装置として提案した革新型加速器は入射ビーム電流 1 アンペア級、入射ビーム径 10cm 以上の重陽子を用いるものである。PJ5 では併せて、高レベル放射性廃棄物の低減化を実現するシナリオと資源化するためにリサイクルする放射性核種のクリアランスレベルの提案をも行っている。加速器の技術開発は種々の要素技術を並行して実施できることを考慮し、社会実装は 2040 年を目標とした。

HLW の低減化および資源化のクリアランスレベルの検討についての詳細を(1-2)および(1-3)で紹介する。

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。

参考文献

[1] www8.cao.go.jp/cstp/sentan/about-kakushin.htm

---

*Reiko Fujita[1], Masaaki Kanekoi[2] Susumu Shimoura[3], Koji Niita[4], Hiroyoshi Sakurai[5], Kenji Nishihara[6],[1]JST, [2]NFD, [3]the University of Tokyo, [4]RIST, [5]RIKEN, [6]JAEA

核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化：（1-2）HLW の減容化・資源化システムの検討

Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

(1-2) Investigation of System for Volume-Reduction and Recycling of HLW

*西原健司[1], 川島正俊[2], 藤田玲子[2]

[1]日本原子力研究開発機構 [2] 科学技術振興機構

本プロジェクトでは、分離および核変換について要素技術の研究開発が進められてきた。本研究では、それらを統合して HLW の減容化・資源化システムの検討を行った。

キーワード：長寿命核分裂生成物、LLFP、核変換、マテリアルバランス、放射性廃棄物処分、再利用

1. 緒言

核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化を目指す本プロジェクトでは、図に示した核燃料サイクルを目指して、化学的手法およびレーザーを用いた方法による分離、核変換反応の断面積測定及び断面積評価、及び核変換システムの概念設計が行われている。本研究では、それらを統合して全体のマテリアルバランスを評価し、発生する廃棄物の処分方法、資源化された物質の再利用可能性を検討した。

2. 化学分離工程

本プロジェクトでは、軽水炉使用済燃料の再処理から発生する高レベル廃液から、不溶解残査を分離し、液相・固相のそれぞれに対して、化学分離を行う。化学分離は、電解、吸着、抽出、フッ化の工程からなり、マイナーアクチノイド（MA）、Pd、Se、Cs、Zr が分離される。本プロジェクトでは具体的な手法の開発対象としていないが、更に、Tc、Mo、Sn、Sr を分離することを処分概念の検討では前提とした。これらの分離工程の分配比については、一部は本プロジェクトで確認されたもの、一部は仮定値を置いている。各工程においては、廃棄物として核分裂生成物（FP）を含んだものが発生する。これらを定量化した。

3. レーザー分離・核変換工程

化学工程から分離された Pd、Zr、Se はレーザー偶奇分離工程に、Cs はレーザー同位体分離工程に送られる。そこで分離された同位体に、40～200MeV/u の重陽子を Li 標的に入射して得られる中性子を照射し核変換を行う。一度の照射で全量を核変換することはできないので、一定割合を核変換した後に、使用済みターゲットを再処理し、核変換生成物を除去する。さらに、レーザー分離工程で対象では無い同位体を除去し、再び核変換を行う。この工程では、レーザー分離工程の後に再利用物と廃棄物が、また、使用済みターゲットの再処理から、廃棄体が発生する。これらを定量化した。

4. 処分方法検討

廃棄元素の物量から、ガラス固化体/セラミック/固体廃棄物などを仮定して廃棄体物量への換算を行うと共に、それぞれの含有放射能を見積もった。中深度処分を仮定し、10 万年後の環境への暴露を仮想した濃度制限シナリオ等の安全評価を行った結果、今回対象としていない核種で、一部制限値を満足しないものの、本プロジェクトで核変換した核種に対しては制限値を満足する結果を得た。そこで、中深度に集積的に廃棄体を定置すると仮定して、処分場規模を見積もった。

5. 再利用検討

レーザー偶奇分離工程から得られる偶数質量数の Pd および Zr 同位体にはほとんど LLFP である Pd107 と Zr93 は含まれていないため、再利用の可能性がある。これら再利用物の放射能量を評価し、本プロジェクトで別途評価されている 10 μSv/年相当濃度と比較を行うことで、再利用可能性を検討した。

6. まとめ

廃棄物・再利用物の定量化を行い、処分概念、再利用可能性を検討すると共に、本技術の課題の抽出を行った。

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する 革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。

*Kenji Nishihara[1], Masatoshi Kawashima[2] and Reiko Fujita[2] [1]JAEA, [2] JST

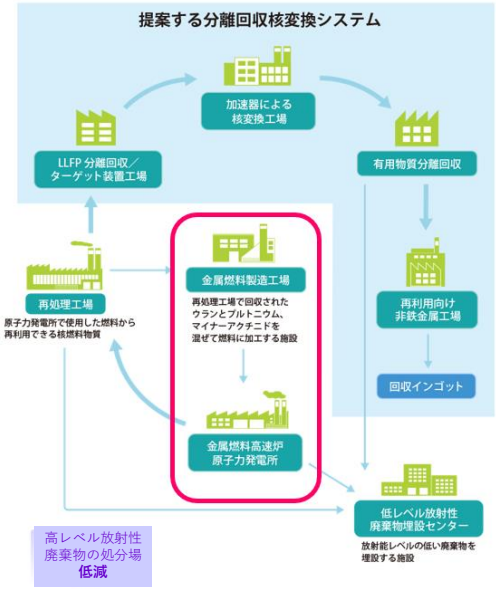


図　HLW の減容化・資源化システム

核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化：（1-3）Zr-93 および Pd-107 のクリアランスレベルの試算

Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

(1-3) Preliminary Estimation of Clearance Levels for Zr-93 and Pd-107

*高橋 千太郎[1]、高橋 知之[1]、福谷 哲[1]、窪田 卓見[1] (1.京大複合原研)

核変換による高レベル放射性廃棄物（HLW）の大幅な低減・資源化を目指すプロジェクト研究の一部として ^{107}Pd や ^{93}Zr の環境中での動態とヒトへの被ばく線量を評価し、クリアランスレベルについて考察した。

キーワード：高レベル放射性廃棄物、分離・核変換、再利用、Pd-107、Zr-93、クリアランスレベル

1. 緒言

本研究の目的は、回収・再使用を想定しているパラジウム（Pd）やジルコニウム（Zr）に微量含まれてくる長半減期核種（^{107}Pd や ^{93}Zr）についてクリアランスレベルの設定を試み、どの程度の濃度レベルであれば一般環境で使用可能か具体的な数値を提示するとともに、HLW から回収した元素の再利用における放射線管理上の問題点や今後の課題を明らかにすることである。

2. 研究方法

はじめに、①対象とする Pd 及び Zr のライフサイクル（製造、利用、そして廃棄・再利用にいたる過程）を調査し、評価対象とすべき曝露経路（シナリオ）を決定した。次に、②その曝露経路における当該元素の環境動態を調査するとともに、不足あるいは重要なパラメータに関しては実験的に確認した。③各曝露経路で ^{107}Pd または ^{93}Zr が単位濃度（1Bq/g）で含まれていると仮定したときの放射線量を推定した。但し、両核種ともベータ線のエネルギーが小さいことから内部被ばく線量のみの評価とした。最終的に、④原子力施設に起因する廃棄物のクリアランスレベル設定に適用されている基準値（10 μ Sv/年）を参考にクリアランスレベルを試算するとともに、使用したパラメータの妥当性、信頼性、変動幅などについて検証した。

3. 結果

3.1 Pd：わが国では年間約 64 トンの Pd が使用され、その 60%以上は自動車排ガス触媒であるが、大気中への飛散による人の摂取量は最大 0.9 ng/day と大きいものではなく、主たる経路は食品や歯科材料からの経口摂取であった。線量寄与が大きい経路は金属パラジウムの加工であり、1Bq/g の濃度で含まれ、作業環境中のエアロゾル濃度が作業環境基準の最高値（2 mg/m^3）とすると、作業者は年間約 3×10^{-6}mSv の被ばくを受けると推定された。したがって、年間 10 μ Sv を与える濃度は約 3×10^{3}Bq/g であり、クリアランスレベルはこの程度と推察された。

3.2 Zr：国内年間使用量は約 14 万トンで耐熱製品への利用が多い。製造、利用、廃棄のプロセスにおける被ばく線量を推定したところ、Pd の場合と同様に職業的にジルコニウムを加工する作業者で最も線量が高くなる可能性があり、被ばく線量は年間 1.1×10^{-4} mSv と計算された。したがって、年間 10 μ Sv を与える濃度は約 90Bq/g となりクリアランスレベルはこの程度と推察された。

4. 考察

試算されたクリアランスレベルは保守的な仮定に基づいたものであり、年間 10 μ Sv を基準線量とすることの是非も含めて、今後、さらに検討される必要がある。一例として Pd に関する各曝露経路で線量評価上重要または今後検討を要すると考えられるパラメータや変動要因を表 1 に記した。

表 1 Pd に関して検討した 4 経路それぞれで推定された最も高い線量と重要と考えられるパラメータ

曝露経路	推定最大線量（mSv/y）	重要または今後検討を要するパラメータ・変動要因
自動車触媒	3.27E−12	エアロゾルの濃度と物理化学的性状
食品や飲料水	1.28E−10	濃度の地域差、年齢、消化管吸収率
歯科用資材	2.03E−10	溶解性、個人差、日本の特殊性
金属加工	3.17E−06	エアロゾル濃度、保護具の使用の有無

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する 革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。

*Sentaro Takahashi, Tomoyuki Takahashi, Satoshi Fukutani, Takumi Kubota, Kyoto University.

Oral presentation | I. General Issues | General Issues

[1N07-10] Emergency Preparedness &Judgment &Risk Management

Chair:Tomoaki Inamura(CRIEPI)

Wed. Mar 20, 2019 2:45 PM - 3:50 PM Room N (Common Education Bildg. 2 4F No.42)

[1N07] Analysis of Evacuation during the JCO Accident by Safety Analysis Method STAMP / STPA

*Kaho Goto[1], Yasuki Ohtori[1], Hitoshi Muta[1], Akira Omoto[1,2] （1. Tokyo City Univ., 2. Tokyo Institute of Technology）

2:45 PM - 3:00 PM

[1N08] Clarification of problem structure of technical issues on judicial decisions on nuclear power plants

*GO KIKUCHI[1], Tsuyoshi Takada[1] （1. University of Tokyo）

3:00 PM - 3:15 PM

[1N09] Development of Safety Attitude Education Program for Engineers

*Ekou YAGI[1], Tomoki OHASHI[2], Masaharu KITAMURA[3] （1. Osaka University, 2. Miyagi Gakuin Women's University, 3. Research Institute for Technology Management Strategy）

3:15 PM - 3:30 PM

[1N10] Graded approach for safety of research reactors

*Taisuke Yonomoto[1], Toru Nakatsuka [1], Nobuhiko Hirane [1], Takashi Tsumura [1] （1. JAEA）

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

安全性解析手法 STAMP/STPA による JCO 事故時の避難の分析

Analysis of Evacuation during the JCO Accident by Safety Analysis Method STAMP / STPA

*後藤歌穂[1] 大鳥靖樹[1] 牟田仁[1] 尾本彰[1,2]

[1]東京都市大学 [2]東京工業大学

1999 年 9 月に発生した JCO 臨界事故で行われた周辺住民の避難について、安全解析手法 STAMP/STPA を用いて分析を行ったのでその結果について報告する。

キーワード：原子力事故，JCO 臨界事故，STAMP，住民避難

１．背景と目的　1999 年 9 月、茨城県東海村にある原子燃料加工工場である株式会社 JCO で、工場周辺への放射能漏れを伴う臨界事故が発生した。この事故の際に近隣住民の避難が行われたが、実際には電話連絡や広報車での自宅訪問に時間を費やし、避難完了まで 9 時間半近く時間がかかる等の課題もあった。本稿では、JCO 臨界事故時の住民避難の課題を明確にし、解決策を模索するために STAMP/STPA[1)]を用いて分析を行ったので、その結果について報告する。

2. 事故当時と現状の住民避難と情報伝達　STAMP/STPA を用いて、JCO 事故時の住民避難とモニタリング方法と、現在の原子力施設近隣の地方自治体の原子力事故時の住民避難の解析を行い、時間ごとの組織同士の情報伝達の流れと住民避難の流れの分析を行った。分析に際しては、自宅に避難した場合でも放射能漏れによる被ばくの恐れがあることから、放射線の遮蔽と強度等も考慮に入れた。図に住民避難勧告の分析の一例を示す（図 1)。図より、防災無線やマスコミ・報道関係からの避難の呼びかけは、広域に情報伝達が可能であったものの、一方通行の情報伝達になっていたため、避難勧告に応じず自宅に滞在していた住民が多数いたため避難完了までに 9 時間半近くを要する一因にもなった。一方、広報車による個別訪問して実施した避難誘導は、時間を要したもののその場で避難の状況を把握できるため住民の確実な避難に結び付いていた。効果的・確実な避難のためにはフィードバック情報が重要であるが、事故当時、有効なフィードバック情報を得ることが難しかった。近年はモバイル機器による位置情報の把握等が可能となっているため、効果的かつ確実な避難のためにこれらの機器の活用を検討していく必要があると考えられる。

3. まとめ　STAMP/STPA による JCO 事故時の避難分析より、効果的な避難のためにはフィードバック情報が重要であることがわかった。原子力の場合、放射線の遮蔽や強度が被曝等に影響してくるため、放射線強度の空間的な情報も考慮して分析していく必要がある。今後は、これらの観点を踏まえて避難勧告の方法や原子力事業所の作業員のモニタリング等を検討していく予定である。

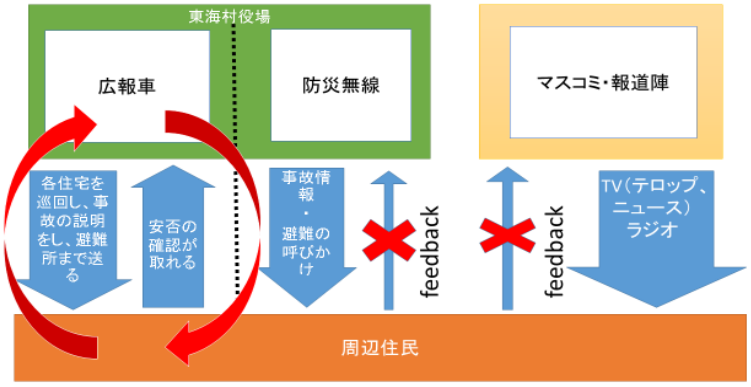


図 1　JCO 臨界事故時の住民避難勧告の分析例

参考文献

[1] Nancy G. Leveson: Engineering a Safer World: Systems Thinking Applied to Safety, The MIT Press, 2012.

*Kaho Goto[1], Yasuki Ohtori[1], Hitoshi Muta[1], Akira Omoto[1,2]

Tokyo City Univ.[1] Tokyo Institute of Technology[2]

原子力裁判に見る技術的争点の問題構造の解明

Clarification of problem structure of technical issues on judicial decisions on nuclear power plants

*菊池　豪[1]，高田　毅士[1]

[1]東京大学

技術利用の是非について専門家と市民が共通の土俵で議論するには、技術の専門家が直面する問題構造を明確にし、市民と共有する必要がある。本稿では、技術的争点が形成されている原子力裁判を分析し、その問題構造を明らかにすることを目的とする。

キーワード：原子力裁判，工学，技術，問題構造

1. 背景・目的

現在の複雑多様化した社会において、技術利用の是非を判断するには、技術的要件にとどまらず、利益や費用、様々なステークホルダー等、多くの要素を考慮する必要がある。技術の安全性の議論に限っても、地震大国であり、福島事故を経験した日本において、技術者は複雑な社会状況に十分対応できているとは言い難い。また、技術者が適切に役割を果たせていないことから、技術と社会に乖離が起きており、このことは、原子炉稼働の是非を問う裁判（以下、原子力裁判）における当事者の主張や裁判所決定などに端的に表れている。

技術の安全性に関わる意思決定については、技術者が直面する問題、前提条件（問題構造と呼ぶ）、意思決定の過程や根拠等を専門家ではない第三者に発信する必要がある。特に、技術者が直面する問題および前提条件を発信することは、専門家と一般市民が議論するための土俵を設定するという点で非常に重要であると考えられる。

専門家が自らの技術について発信する活動としては、科学コミュニケーションやリスクコミュニケーション等が行われているが、これらの多くは、技術的事項の説明あるいは既に専門家が行った意思決定内容の説明等になっており、共通の土俵で議論するための“技術と社会の橋渡し”の役目を十分に果たせているとは言い難い。

本稿では、原子力裁判における当事者の主張、裁判所決定等を分析し、専門家が直面する技術的事項の問題構造を明らかにする。

2.手法

過去に行われた 3 件の原子力裁判[1][2][3]における判決文および決定文について、住民および電力事業者の主張を争点ごとに整理し、主に住民の主張から、その主張の根底にある技術的な問題設定や前提条件を抽出し、技術的争点の問題構造としてまとめた。

3. 技術的争点の問題構造

原子力裁判の分析から、技術的争点の問題構造を以下の 13 点に集約した。

1. 技術の利用は生活を脅かすのか
2. どこまでの事象を考慮すればよいのか
3. 過去に基準を超える自然現象が発生したことをどう考えるのか
4. なぜ、すべての設備に最高の安全性を持たせないのか
5. 調査手法の限界にどう対応するのか
6. 自然現象の推定手法は信頼できるのか
7. 評価手法は信頼できるのか
8. 安全余裕は安全性の根拠となるのか
9. 年超過確率の信頼性は担保されるのか
10. 技術を利用することによる便益は何なのか
11. 緊急時に住民の安全は守られるのか
12. 将来世代への負担を残してよいのか
13. 基準の意義は何なのか

4. まとめ

本稿で明らかにした技術的争点の問題構造を非専門家に共有し、専門家と非専門家が共に考える場を作ることで、有意義な議論ならびに意思決定を行うことが可能になると考えられる。

参考文献

[1] 大飯原発 3,4 号機運転差止請求事件. 平成 24 年(ワ)第 394 号など：福井地方裁判所,2014 年 5 月 21 日
[2] 川内原発稼動等差止仮処分申立事件. 平成 26 年(ヨ)第 36 号：鹿児島地方裁判所, 2015 年 4 月 22 日.
[3] 原発再稼動禁止仮処分申立事件. 平成 27 年(ヨ)第 6 号：大津地方裁判所, 2016 年 3 月 9 日

*Go KIKUCHI[1], Tsuyoshi TAKADA[1]
[1]University of Tokyo

安全に関する Attitude の涵養を目的とした技術者教育プログラムの開発（1）
－基本構想と原子力発電分野への適用－

Development of Safety Attitude Education Program for Engineers
(1) Basic Framework and A Case Study on Application to Nuclear Power Domain

*八木絵香[1]，大橋智樹[2]，北村正晴[3]
[1]大阪大学，[2]宮城学院女子大学，[3]テムス研究所

本研究発表では、Attitude の涵養を目的とした技術者安全教育プログラムを開発に関する基本構想と、原子力発電所運転員を対象としたプログラムの内容およびその試行結果の分析および考察を行う。

キーワード：レジリエンスエンジニアリング教育， Attitude の涵養，科学教育

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所事故以降、原子力技術者の安全教育にもレジリエンスエンジニアリング教育をベースとした考え方が導入されはじめている。レジリエンスエンジニアリング教育[1]は、Responding, Monitoring, Learning, Anticipating の 4 つのポテンシャル備えることを目的としているが、その基本は、安全への感受性を高め、安全を問い続ける姿勢を持ち続ける Attitude にある。しかしこの Attitude の涵養についての教育体系は、十分に確立されていると言い難い。

本研究では、この Attitude の涵養を目的とした技術者安全教育プログラム開発を目指す。本研究発表では、基本構想と、原子力発電所運転員を対象としたプログラム開発について考察を加える。

2. 研究の基本構想

2-1. 科学教育分野における知見の応用

科学教育研究分野においては、科学技術に関する ELSI（倫理的・法的・社会的）課題への対応を中心に、科学教育プログラム開発が活発である。そこでは、多様な人々と議論しながら解決策を見出すことが重要とされており[2]、対話型プログラムを用いた教育の重要性が指摘されている。本研究では、これらの知見を活用した安全に関する Attitude の涵養を目的とした技術者教育プログラムの開発を目指している。

2-2. 研究全体のフレームワーク

本研究は主に(1)産業現場における「事故の記憶」の収集・分析、(2)科学教育分野における対話型プログラム事例の収集・分析、(3)収集したデータ事例に基づく教育プログラム開発の 3 つからなる。対話型プログラムは、「クロスロード型」「Democs 型」「仮想状況設定型」の 3 つおよび、その複合型を想定している。

3. 原子力発電分野への適用

2018 年 2 月および 7 月の 2 回にわたり、原子力発電所運転当直長相当の実務経験者を対象にプロトタイプを試行した*。本プロトタイプの開発は、クロスロード型の手法開発である。具体の実施方法は、次のとおりである。①事故発生場面における究極の選択（判断において意見が分かれるような場面の想定）を提示する　②各人が、自らの選択（決断）を行う　③それぞれの意見の開示　④意見の違いによるディスカッション（自らの主張の根拠、異なる意見への問いかけ、具体的な条件設定の吟味、第三の解決方法の模索）　⑤ディスカッション全体共有と振り返り。本プログラムを体験した参加者の評価は概ね好評であり**、また発表者らの実施後の振り返りにおいても、クロスロード型による安全プログラムの展開可能性はおよびその効果は見込める可能性が高いとの認識に至った。発表当日は、具体的な評価結果も含めて、より詳細な内容について報告する予定である。

*本プログラムは、一般社団法人原子力安全推進協会が実施する運責保有者情報交換会の一環として行われたものである。発表者である。八木と大橋は、本情報交換会において、グループディスカッションの企画およびファシリテーターを務めた。また北村は終了後の全体講評を担当した。
**本グループディスカッション（対話プログラムの実施）に先立っては、参加者は福島第一原子力発電所の視察および、福島第一原子力発電所事故に対応した当直長の講話を受講していることを付記する。

謝辞　本研究は JSPS 科研費 JP18K02935 の助成を受けたものです。

参考文献

[1] E.Hollnagel et al.(eds.)，Resilience Engineering in Practice（北村正晴，小松原明哲翻訳，2011;実践レジリエンスエンジニアリング―社会・技術システムおよび重安全システムへの実装の手引き，日科技連出版社）
[2] M,Pace et al., Communicating with the public: Opportunities and Rewards for Individual Ecologists ,Frontiers in Ecology and the Environment Vol. 8, No.6,2010

* Ekou YAGI [1], Tomoki OHASHI [2] and Masaharu KITAMURA [3]
[1]Osaka Univ., [2] Miyagi Gakuin Women's Univ., [3] Research Institute for Technology Management Strategy.

試験研究炉の安全に係る等級別扱いについて

Graded approach for safety of research reactors

*与能本　泰介[1]，中塚　亨[1]，平根　伸彦[1]，津村 貴史[1]
[1]日本原子力研究開発機構

抄録　試験研究炉の安全確保や規制等に、等級別扱いの考え方を適切に用いるためには、事故時の施設内外での最大放射線影響を定量評価することが重要である。また、そのような評価は、保安活動の合理化、緊急事態への準備、バックフィットの必要性等を工学的に検討するための基礎となり得る。

キーワード： research reactor，safety regulation，graded approach，consequence analysis

1. 緒言

IAEA 基本安全原則等の国際的に確立した考え方では、原子力施設の安全確保やその規制には、その危険性に応じた適切な等級別扱い(graded approach)の考え方を用いることを求めている。本研究では、試験研究炉の等級別扱いに係る課題や解決のための基本的な方法について、評価手法も含む一般的な検討を行う。

2. 課題の例

原子力施設の機器類は安全上の重要度に応じて分類され規制要件が定められている。この重要度分類に基づく規制は等級別扱いの一つの方法ではあるが、多種多様な特性を有する試験研究炉においては、この定性的な分類だけに基づき安全管理や規制の方法を定めることは、適切でない場合があろう。例えば、現行規制では、同じ耐震クラスの設備に対して、原則的に発電炉と同様な耐震要求がなされる一方、等級別扱いの考え方を踏まえ、安全機能を喪失した場合に公衆被ばく線量が 5mSv を超えるかどうかを判断基準とし、規制要求の水準を緩和する方法も整備されている。しかしながら、被ばく線量が 5mSv を超える可能性があることや同じ重要度クラスに分類されることをもって、例えば、発電炉と同様な規制要求をなすことの妥当性については、施設の安全と活用に責任を持つ被規制者自らが十分検討する必要がある。

3. 最大放射線影響の評価

等級別扱いを行う根拠を明確にするには、公衆や運転員等に対する施設の潜在的危険性を定量化することが重要である。そのためにはリスク評価を行うことが理想であるが、要する費用と時間を考えると、施設によっては、過剰な要求になりかねない。一方、施設の特徴を踏まえれば、評価手法を十分に保守的かつ簡単にし、最大規模の放射線影響を評価することで、潜在的危険性の小ささを定量的に示すことが可能な場合もあろう。過去に施設の立地の妥当性を検討するために行われてきた仮想事故評価は、希ガスの瞬時全量放出のような保守的な仮定がなされる一方、長期間の閉じ込め機能に期待するなどの非保守的な仮定がなされる場合があることから、この目的のためには参考にはなるものの再検討が必要である。施設固有の特性により、公衆や運転員等に対する最大の放射線影響が制限され、例えば、確定的な放射線影響を与えないことが示される場合には、発電炉との違いは明確であり等級別扱いを受ける根拠の一つになりえる。また、このような定量評価は、種々の安全に関連する事項の意思決定の際に参考にできるものであり、通常時の保安活動、緊急事態に対する施設内外での準備、さらには、最新知見に基づき改正された規制要求のバックフィットの必要性について、検討を行う際の基礎となる。

* Taisuke Yonomoto[1], Toru Nakatsuka[1], Nobuhiko Hirane[1] and Takashi Tsumura[1]　[1]Japan Atomic Energy Agency

Oral presentation | I. General Issues | General Issues

[1N11-15] Public Acceptance &Nuclear Education

Chair:Ryuichi Yamamoto(JAEA)

Wed. Mar 20, 2019 3:50 PM - 5:10 PM Room N (Common Education Bildg. 2 4F No.42)

[1N11] Investigation of an Advanced Reactor Concept with High Social Acceptability

*Takaya Tokuda[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] (1. NAGOYA Univ.)

3:50 PM - 4:05 PM

[1N12] Promotion of theUnderstanding on the Final Disposal Site Problem by Junior High School Students - Achievements and Issues -

*Tetsuo Sawada[1] (1. Tokyo Tech.)

4:05 PM - 4:20 PM

[1N13] Nuclear Management and Education

*Fumio Adachi[1] (1. (Previously) The University of Tokyo)

4:20 PM - 4:35 PM

[1N14] Promotion of energy environmental education in Fukui Prefecture

*Oiso Shinichi[1] (1. INSS)

4:35 PM - 4:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

社会的受容性の高い新型炉の概念に関する研究

Investigation of an Advanced Reactor Concept with High Social Acceptability

*徳田 崇哉[1]，遠藤 知弘[1]，山本 章夫[1]

[1]名古屋大学

原子力発電所立地地域および離れた地域の一般の人に対し、アンケートと対話を用いた社会調査を行い、原子力発電所の安全対策や設計に関する意見や考えの把握を行った。これら調査より得られた社会的ニーズを安全確保の方策や技術要件に落とし込むことで、社会的受容性の高い新型炉の概念の検討を行っている。

キーワード：社会的受容性，新型炉，社会調査，アンケート，対話

1. 緒言

原子力発電所の社会的受容性は、将来の研究開発及び既設炉の安全対策を検討する上で重要な観点である。福島第一原子力発電所事故以降、原子力発電に対する社会的不信感は高い状態が続いている。これまでは、主に技術シーズや事業者ニーズを起点として開発がされてきたが、今後は研究開発の段階から社会的ニーズを十分に取り込む必要性があると考えられる。そこで本研究では、原子力発電所の設計や安全対策に関し、5段階評価を行うアンケート型調査および討論や質疑応答を行う対話型調査を行った。そこから得られた社会的ニーズをまとめ、技術要件に落とし込むことで、社会的受容性の高い新型炉の設計概念を検討している。

2. 調査手法

アンケート型調査では、原子力発電所の設計や安全対策に関する項目（「仕組みや大きさ」「安全危険の程度」「人間による制御」「自然災害、人為災害、内的事象等、防災への対策の十分度合い」）を各々5段階評価する項目を設け、原子力を専門としない一般の102人と、専門とする23人に調査を行った。対話型調査は、具体的なニーズを得るため15人に実施した。方法としては、まず原子力発電所の基礎的知識として、「止める」「冷やす」「閉じ込める」の機能と福島第一原子力発電所事故の概要を説明した。そして既設炉（新規制基準による安全対策例）と新型炉（既設炉とはコンセプトの異なる設計例）を示し、出された意見や考えをまとめた。上記得られたことを整理することで、社会的受容性の高い新型炉に必要な技術要件を検討した。

3. 結果・考察

図1はアンケート型調査における一般の人の回答割合を示している。統計的手法から分析をすると、一般の人の多くは原子力発電所を、仕組みや構造が複雑で大きく危険なものと捉えている。また各対策を不十分と捉え、人間の制御は不可能と考える傾向にある。対話型調査では、「電気や人のコントロールを必要としない事故収束」、「原子炉の保守管理や事故収束の容易な構造や仕組み」、「事故状況の完全な把握」、「事故時に環境や生活に影響を及ぼさない設計や立地」等を求める意見や考えが挙げられた。これら社会的ニーズの観点からは、受動的安全系を備え事故の影響を生活圏に及ぼさないとされている、小型で単純なモジュール構造の原子炉という概念が選択肢の一つとして挙げられるが、受動的安全系には駆動力の小ささや実証試験のしにくさという課題なども存在する。今後、検討した技術要件が社会的受容性を満たすのかの再確認、対話型調査の拡充などが必要になると考えられる。

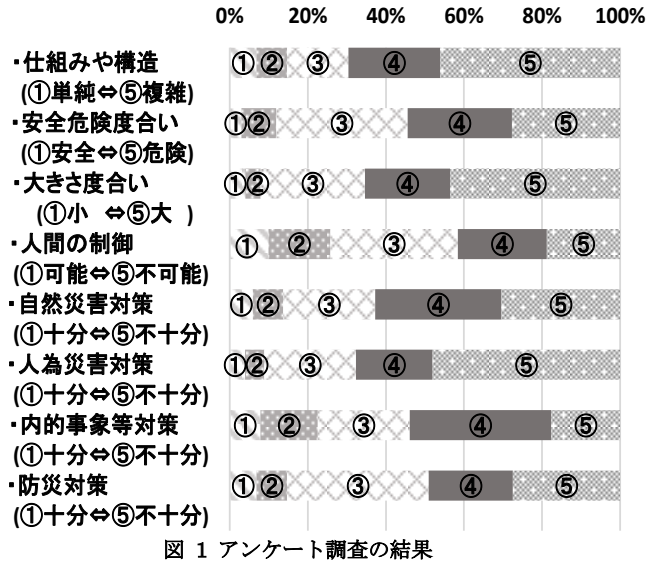


図 1 アンケート調査の結果

---

* Takaya TOKUDA[1] , Tomohiro ENDO[1] and Akio YAMAMOTO[1]

[1]Nagoya Univ.

中学生による最終処分地問題の理解促進ーその成果と課題ー

Promotion of the Understanding on the Final Disposal Site Problem by Junior High School Students
- Achievements and Issues –

*澤田　哲生[1]
[1]東京工業大学・先導原子力研究所

核のごみをめぐる『中学生サミット 2018』に全国の7地域（原子力立地県4、首都圏、中京、京阪神）から20名の中学生と9名の高校生が首都圏に集い、最終処分地問題についてダイアローグ(対話)した。その結果、中学生がこの問題を理解し自己の意見を十分に反映し意思決定の入り口に立てることが明らかになった。

キーワード：高レベル放射性廃棄物最終処分問題、中学生、理解促進、意志決定、アドボカシー

1. 緒言

2018年12月に、全国7地域から29名の中高生が二泊三日の行程で集い、まず青森県六ヶ所村の施設を見学し、その後東京にてダイアローグ(対話)を行った。そのテーマは“核のごみをどうするのか”である。六ヶ所村では、施設見学の後、地元の有志3名から六ヶ所村の歴史や変遷などについて説明を受け、意見交換する機会も持った。

2. 方法

実体(施設)の見学やレクチャーにより得た知識に基づいてダイアローグを展開する。その要点は、1）科学的かつ論理的に思考する、2）内省的思考から社会的責任を自覚する、3）批判的思考の発揮である。加えて、①他者の発言を尊重しじっくりと耳を傾けること、②他者の考えを積極的に取り入れて自己の視点をアップデートすることを促した。また、ダイアローグのファシリテーションは４名の高校生が自発的に行った。

3. 成果と課題

見学/レクチャー/ダイアローグの全日程を終えた後、参加中高生にアンケートを実施した。アンケートは無記名かつ属性(出身地、性別、年齢など)を一切問わない形で行った。高レベル放射性処分の最終処分に関する自己の理解が深まったかどうかに対しては、程度の差はあれほとんどの参加者から理解が深まったとする回答があった。その一方、ますます疑問が深まったという参加者も数名いた。今後の課題は、1）次年度以降への継続参加希望に応えること、2）参加枠の拡大、3）理解促進に関する定性的指標の導入、4）発信の方法と多様性、5）この問題への未成年者によるアドボカシー(公共政策の形成や変容の促進)を支持することである。



図１　ダイアローグの様子

4.　結言

参加者の一人（中学生）が、全国紙朝刊の『声』の欄に投稿し採用された。その『声』は「地層処分をする場所は決まっていない。だからこそよく知ることが最低限の責任だと思う」と結言された。

*Tetsuo Sawada[1] , [1]Tokyo Tech.

原子力マネジメントとその教育について

Nuclear Management and Education

*足立　文緒[1]
[1]元東京大学

原子力セクターにおける「マネジメント」の概念の定義を試みた。定義があることで体系的に定義に沿って同セクターで行うべきマネジメントの研究・教育の展開の方向性の考察を試みることができた。

キーワード：マネジメント、原子力システム、総合工学、知の統合

1. はじめに

福島事故に関する報告書や各種出版物は、技術面とともにマネジメント面からも事故原因や教訓を指摘している。加えて、原子力発電の運用には平時のマネジメントすべき課題もある。マネジメントとは何か（概念及びより具体的内容）、またその研究・教育の現状と展開していくべき方向性は如何。

2. 原子力セクターにおけるマネジメントとは

「社会的課題に立ち向かう「総合工学」の強化推進」(日本学術会議, 2017)の提言内容を、原子力セクターに当てはめて要約すると『原子力システムは、原子力工学の進歩によって生まれた巨大人工物システムであり、様々な科学技術的及び社会的課題を内包しており、その解決のために必要であればトップダウンで、どのような学術領域でも取り込む総合工学である。また、総合工学であるからには取り込んだ諸学術領域の知からより普遍的な知の体系が作り上げられるべきである。』となる。

これを踏まえると、原子力セクターにおけるマネジメント（以下「原子力マネジメント」）とは、『原子力セクターを対象に、それが内包する諸課題の解決のために、複数の学術領域に亘る知を体系的に統合した統合知を、実地で使うこと』と定義できると考える。

3. 総合工学から総合科学へ

原子力マネジメントにおいて複数の学術領域が統合しているパターンに３類型見られる。①原子力発電所長期運転管理等の主に工学の学術領域を統合したもの、②プロジェクトマネジメント等の工学と工学以外の学術領域が統合したもの、③エネルギー市場戦略等の主に工学以外の学術領域が統合したもの、である。原子力システムは総合工学として発展してきたが、巨大人工物システムとなっている現在、「社会のための学術としての知の統合」(日本学術会議, 2011)が、知の統合のための具体的提言は工学に限定されていたが、人文社会科学や自然科学を含む学術全体で知の統合をやっていく必要があると述べているように、原子力システムについても同提言を実行し、②③を拡充していくべきであろう。

4. 原子力マネジメントの教育・研究の現状

世界の主要大学の原子力専攻での幅広なマネジメント教育プログラム及びMBA等のマネジメント系150大学院での原子力に特化したプログラムは、いずれもほとんど存在していない。研究も同様の状況である。

5. 原子力マネジメントの総合科学への展開の方向性

原子力マネジメントに関する以下のような研究を行い、研究に裏付けられた教育を行っていくことは高等教育機関に相応しい。①原子力システムが内包する諸課題の発見、②個々の課題を解決するための学術領域を特定し、それらの知を統合し、マネジメント手法を開発すること、③実地で暗黙知として実践されているマネジメントにつき、取り込まれている学術領域とその内容を形式知として明らかにすること。

*Fumio Adachi[1], [1]Formerly the University of Tokyo

福井県におけるエネルギー環境教育の普及・促進

Promotion of energy environmental education in Fukui Prefecture

*大磯眞一
(株)原子力安全システム研究所

福井理科教育研究会（Fukui Science Education Community）は、エネルギー・環境領域を中心とする理科の授業プログラムの開発と実践を目的として 2012 年 5 月に立ち上げた研究会で、福井県内の小・中・高等学校の教員や大学の研究者に協力いただいて、研究・実践活動や教材の作成を行っている。

キーワード：福井理科教育研究会、エネルギー環境教育、授業プログラム、実践、教材

１．緒言

福井理科教育研究会の 2017～2018 年度の活動概要およびその結果明らかになったエネルギー環境教育に関する知見について報告する。

２．概要

福井理科教育研究会は、これまでの研究・実践を踏まえ、「放射線および原子力防災学習モデル」の作成・実践を行うとともに、福井県美浜町エネルギー環境教育体験館「きいぱす」での活用も行っている。さらに、放射線学習絵本「はじめましてほうしゃせん」の改訂版並びに英語版を作成している。

３．結果

原子力安全システム研究所が実施した放射線意識動向調査の結果や、研究会による茨城県および静岡県の小中学校への訪問調査などを踏まえ、「放射線および原子力防災学習モデル」を作成し、教員による授業実践に取り組んだ。美浜原子力発電所近隣の学校では、学習モデルを活用して原子力災害時の保護者引き渡し訓練も実施した。

また、「きいぱす」で学習モデルを使った放射線授業を実施し、児童・生徒は放射線を実際に測定することによって、自然放射線の存在を体感することができた。参加した児童・生徒からは、「放射線はどこに行ってもゼロにはならないことを初めて知った」「花崗岩の近くは放射線の数値が高く、水の近くは低いことに驚いた」といった意見が寄せられた。

次に、放射線を扱った学習絵本「はじめましてほうしゃせん」の英語版『Hello！ Radiation』を新たに作成した。日常生活で触れる様々な放射線やその性質・特徴、効用、災害時の防ぎ方まで、わかりやすいイラストとともに平易な英語で解説している。日本語版は 2013 年に作成しており、日本語版については内容の改訂を行った。

英語版の作成は海外からの要望にも応えたもので、中・高等学校の理科や英語関連クラブ活動などで活用できる。冊子を配布した学校からは、「大変わかりやすい英語で、イラストと相まって生徒が容易に理解できる。」「放射線と英語の双方が一度で学べるので価値がある。」といった感想をいただいている。

４．考察

「放射線および原子力防災学習モデル」並びに「はじめましてほうしゃせん」日本語版および英語版については、実践状況から、理科や総合学習の授業や学級活動、学校行事（避難訓練）、クラブ活動などで利用可能であることがわかった。今後、普及活動にさらに力を入れていきたい。ともに原子力安全システム研究所ホームページの該当箇所からダウンロードできる。

「きいぱす」での放射線授業では、ドライアイスを使用しない霧箱による放射線の飛跡の観察や、自然放射線の測定、放射線の性質に関する実験などを行っており、学習モデルを活用することにより、放射線授業の内容が児童・生徒に理解されやすくなることが確かめられた。

*Shinichi Oiso
Institute of Nuclear Safety System, Incorporated

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering | 601-2 Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)

[1O01-07] Tungsten Materials (Behavior of Hydrogen Isotope)

Chair:Takeshi Toyama(Tohoku Univ.)

Wed. Mar 20, 2019 10:00 AM - 11:55 AM Room O (Common Education Bildg. 2 4F No.46)

[1O01] Comparison of hydrogen isotope retention in divertor tiles of JET with ITER-Like Wall exposed during 2011-2012 and 2015-2016 campaigns

*Yasuhisa Oya[1], Suguru Masuzaki[2], Masayuki Tokitani[2], Meko Nakata[1], Fei Sun[1], Makoto Oyaidzu[3], Takumi Hayashi[3], Nobuyuki Asakura[3], Teppei Otsuka[4], Anna M. Widdowson[5] (1. Shizuoka Univ., 2. NIFS, 3. QST, 4. Kindai Univ., 5. Culham Science Centre)

10:00 AM - 10:15 AM

[1O02] Evaluation of surface and bulk defect distribution influence on deuterium retention in damaged tungsten

*Takuro Wada[1], Akihiro Togari[2], moeko nakata[2], Mingzhong Zhao[2], Fei Sun[1], Yuji Hatano[3], Yasuhisa Oya[1] (1. Faculty of Science, Shizuoka University, 2. Graduate School of Science and Technology, Shizuoka University, 3. Hydrogen Isotope Research Center, University of Toyama)

10:15 AM - 10:30 AM

[1O03] Defect distribution influence on retention behavior in deuterium plasma implanted tungsten irradiated by neutron and Fe ion

*Shota Yamazaki[1], Akihiro Togari[2], Moeko Nakata[2], Mingzhong Zhao[2], Fei Sun[1], Tatsuya Kuwabara[3], Yuji Hatano[4], Takeshi Toyama[5], Yasuhisa Oya[2] (1. Fac. Sci., Shizuoka Univ., 2. Grad. Sch. Sci. Tech., Shizuoka Univ., 3. Grad. Sch. Eng., Nagoya Univ., 4. HIRC, Univ. of Toyama, 5. IMR, Tohoku Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM

[1O04] Impact of helium irradiation and damage introduction on hydrogen isotope retention behaviors in tungsten

*Fei Sun[1], Akihiro Togari[2], Moeko Nakata[2], Mingzhong Zhao[2], Sosuke Kondo[3], Tatsuya Hinoki[4], Yasuhisa Oya[2] (1. Faculty of Science, Shizuoka University, 2. Graduate School of Science and Technology, Shizuoka University, 3. Institute for Materials Research, Tohoku University, 4. Institute of Advanced Energy, Kyoto University)

10:45 AM - 11:00 AM

[1O05] Deuterium permeation behavior in rolled W foil and forged W rod studied by gas driven permeation method

*Mingzhong Zhao[1], Moeko Nakata[1], Akihiro Togari[1], Fei Sun[1], Yasuhisa Oya[1] (1. Shizuoka Univ.)

11:00 AM - 11:15 AM

[1O06] Influence of long discharge on hydrogen retention capacity of tungsten exposed to hydrogen plasma in QUEST

*koike ayaka[1], togari akihiro[2], nakata moeko[2], zhao mingzhong[2], sun fei[1], yosida naoaki[3], hanada kazuaki[3], ooya yasuhisa[1] (1. Faculty of science,Shizuoka uni., 2. Graduate school of science and Technology, Shizuoka univ., 3. Research Institute for Applied Mechanics, Kyushu uni.)

11:15 AM - 11:30 AM

©Atomic Energy Society of Japan

[1O07] Hydrogen isotope retention in W-based high entropy alloys

*Heun Tae Lee[1], Ho Jin Ryu[2], Ryuta Kasada[3], Kenzo Ibano[1], Yoshio Ueda[1] （1. Graduate School of Engineering, Osaka University, 2. Korea Advanced Institute of Science and Technology, 3. Institute of Materials Research, Tohoku University）

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

2011-2012 年と 2015-2016 年にプラズマに曝された JET-ILW のダイバータタイルにおける水素同位体滞留挙動の比較

Comparison of hydrogen isotope retention in divertor tiles of JET with ITER-Like Wall exposed during 2011-2012 and 2015-2016 campaigns

*大矢 恭久[1], 増崎 貴[2], 時谷 政行[2], 仲田 萌子[1], 孫 飛[1], 小柳津 誠[3], 林 巧[3], 朝倉 伸幸[3], 大塚 哲平[4], Widdowson Anna[5], Likonen Jari[6], Rubel Marek[7] and JET contributors

[1]静岡大学, [2]核融合研, [3]量研機構, [4]近大, [5]Culham Centre for Fusion Energy, [6]VTT Technical Research Centre of Finland, [7]Royal Institute of Technology

2011-2012 年と 2015-2016 年に英国 JET ITER-Like Wall (ILW)にてプラズマに曝されたダイバータタイルにおける水素同位体滞留挙動を昇温脱離法（TDS）にて明らかにした。また、表面化学状態を X 線光電子分光法にて評価した。その結果、2015-2016 年タイルでは重水素滞留量が増加していることが示された。

キーワード：JET-ILW, 水素同位体滞留挙動, 昇温脱離法, ダイバータタイル, 核融合

1. 緒言

プラズマ対向材中の水素同位体滞留挙動の理解は、核融合炉設計において重要な課題である。特にタイル位置、プラズマ放電履歴、表面化学状態と水素同位体滞留挙動を関連付けて理解することが必要不可欠である。これまでに JET-ILW の 2011-2012 年（第一）キャンペーンに曝されたダイバータタイル（積算放電時間：19 時間、積算入射エネルギー：150 GJ）における表面化学状態と水素同位体滞留挙動について明らかにしてきた。TDS による主な重水素の脱離は二つのピーク（643 K と 803 K）に分かれ、ストライクポイント近傍のタイルでは明らかに高温側への脱離シフトが見られ、重水素が熱により安定化していることが示唆された。本研究では、2015-2016 年（第三）キャンペーン（積算放電時間：23 時間、積算入射エネルギー：245 GJ）におけるダイバータタイルについて調べた。

2. 実験方法

JET にて第三キャンペーンに設置された W コーティングされた CFC ダイバータ板の表面から、21 箇所について直径約 17mm 厚さ 1-2 mm の試料をくり抜き、量子科学技術研究開発機構・六カ所核融合研究所に輸送し、それぞれを 4 分割した。その後、水素同位体滞留挙動とその表面化学状態について昇温脱離法と X 線光電子分光法にて明らかにした。

3. 結果・考察

図に内側ダイバータ表面（1-8）および内側排気スロット奥（4-10）タイルの重水素 TDS スペクトルを示す。1-8 タイルではストライクポイントに比較的近く重水素滞留量が 2.46×10^{23} D m^{-2} と多いのに対して、ILW 実験となり炭素などの堆積層が減少した 4-10 タイル位置では 1.25×10^{22} D m^{-2} と一桁以上少なかった。ストライクポイント近傍のタイルではどのタイルでも軽水素よりも重水素滞留量が多かった。一方、第一キャンペーンのタイルで行った分析結果と比較すると重水素滞留量は内側ダイバータ板表面では約一桁高いことがわかった。

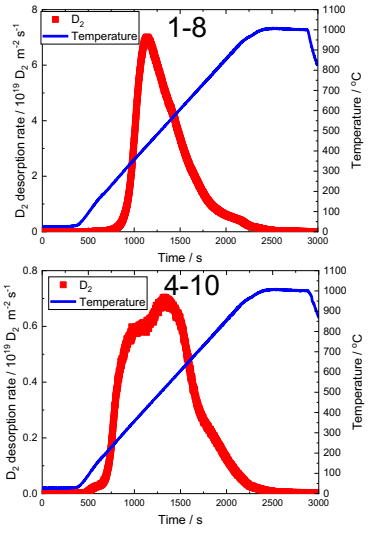


図　内側ダイバータ表面(1-8)及び内部排気スロット奥(4-10)タイルの TDS スペクトル

*Y. Oya[1], S. Masuzaki[2], M. Tokitani[2], M. Nakata[1], F. Sun[1], M. Oyaidzu[3], T. Hayashi[3], N. Asakura[3], T. Otsuka[4], A. Widdowson[5], J. Likonen[6], M. Rubel[7] and JET contributors

[1]Shizuoka Univ., [2]NIFS, [3]QST, [4]Kindai Univ., [5]CCFE, [6]VTT, [7]KTH

タングステン中の重水素滞留挙動への表面及びバルク照射欠陥密度分布影響評価

Evaluation of surface and bulk defect distribution influence on deuterium retention in damaged tungsten

*和田 拓郎[1]、戸苅 陽大[2]、仲田 萌子[2]、趙 明忠[2]、孫 飛[1]、波多野 雄治[3]、大矢 恭久[2]
[1]静大理、[2]静大院、[3]富山大水素研

鉄イオンと水素イオンの複合照射を行ったタングステン試料において、照射欠陥分布による重水素滞留挙動への影響を評価した。その結果、水素イオン照射によって損傷量が増加したのにも関わらず、重水素滞留量が減少した。

キーワード：タングステン，水素イオン照射，重イオン照射，重水素体滞留挙動，昇温脱離法

1. 緒言

核融合炉のプラズマ対向壁材料であるタングステン(W)には、炉運転時に高エネルギー中性子が照射され、水素同位体の安定な捕捉サイトである照射欠陥がバルク中に導入される。また軽イオン、荷電粒子等による照射欠陥は中性子によるものとは異なり表面に集中するため、W 中の照射欠陥分布は一様ではないと考えられる。本研究では、表面近傍に照射欠陥を導入するために鉄イオン(Fe^+)照射を行った W 試料に対して、種々のエネルギーを持つ水素イオン(H^+)照射を行い、バルク中にも照射欠陥を導入した後に重水素(D)照射を行い、昇温脱離法(TDS)及び HIDT シミュレーションによって D 滞留挙動を評価した。

2. 実験

アライドマテリアル社製歪取焼鈍済 W 試料（6 mm^{ϕ} × 0.5 mm^{t}）を高真空下で加熱処理した後、0.8 または 6 MeV Fe^+照射（損傷量 0.1 dpa）に加え、0.8 または 3 MeV H^+照射（損傷量 3.0×10^{-4} dpa）を室温にて行った。その後、3 keV D_2^+をイオンフラックス 1.0×10^{18} D^+ m^{-2} s^{-1}でイオンフルエンス 1.0×10^{22} D^+ m^{-2} まで室温にて照射し、TDS を行った。さらに HIDT シミュレーションにより結果を解析した。

3. 結果・考察

図に種々の照射損傷分布が導入した W における TDS スペクトルを示す。過去の研究より[1]、TDS に現れる 4 つのピークをそれぞれ転位ループ、原子空孔、原子空孔集合体、ボイドからの脱離と帰属した。Fe^+単独照射の結果と比べると、0.8 MeV Fe^+-3 MeV H^+複合照射、0.8 MeV Fe^+-0.8 MeV H^+複合照射共に、高温側のピークにおける脱離量が大きく減少した。先行研究[1]によると W 中の全 D 滞留量は損傷量の増加に伴って増加するのに対し、複合照射試料では H^+照射によって損傷量が増加したにも関わらず全 D 滞留量が減少した。また高温の脱離ピークが低温側にシフトした。この結果から、バルク中の欠陥によって高エネルギー捕捉サイトへの D 捕捉が抑制され、また D 拡散が促進されたことが示唆された。

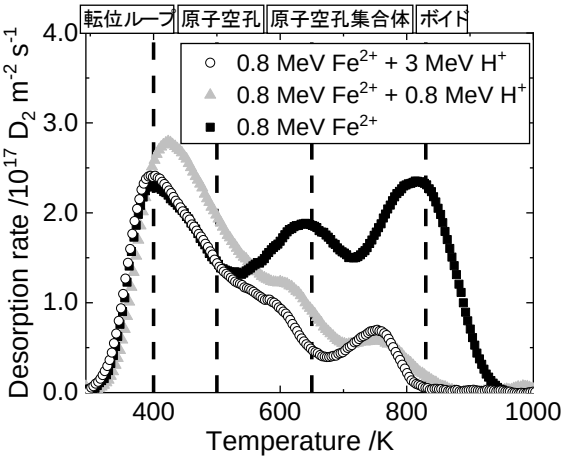


図　各試料における TDS スペクトル

参考文献

[1] Hiroe Fujita, Yasuhisa Oya, et al., Phys. Scr., T167 (2016) 014068

*WADA Takuro[1)], TOGARI Akihiro[2)], NAKATA Moeko[2)], ZHAO Mingzhong[2)], SUN Fei[1)], HATANO Yuji[3)], OYA Yasuhisa[2)]
1)Faculty of Science, Shizuoka University, 2)Graduate School of Science and Technology, Shizuoka University, 3)Hydrogen Isotope Research Center, University of Toyama

重水素プラズマ照射した中性子-鉄イオン複合照射タングステンにおける滞留挙動への欠陥分布影響

Defect distribution influence on retention behavior in deuterium plasma implanted tungsten irradiated by neutron and Fe ion

*山崎 翔太[1]，戸苅 陽大[2]，仲田 萌子[2]，趙 明忠[2]，孫 飛[1]，
桑原 竜弥[3]，波多野 雄治[4]，外山 健[5]，大矢 恭久[2]
[1]静大理，[2]静大院，[3]名大院工，[4]富山大水素研，[5]東北大金研

タングステン(W)中における水素同位体滞留挙動に及ぼす欠陥分布影響を調べるため、鉄イオン(Fe^{2+})と核融合中性子を照射しバルクおよび表面近傍に欠陥を導入した W に対し重水素(D)プラズマ照射を行い、滞留挙動を評価した。その結果、初めに導入されたバルク中の欠陥が Fe^{2+} による照射時に生成する転位ループやボイドを減少させ、D 滞留が減少することが示唆された。

キーワード：プラズマ照射，中性子照射，昇温脱離法，タングステン，重イオン照射

1. 緒言

核融合炉プラズマ対向壁材であるタングステン(W)には炉運転時に 14 MeV 中性子による照射欠陥がバルク中に均一に導入されるのに対し、水素同位体などの荷電粒子による欠陥は表面に集中するため、W 中の照射損傷分布は一様ではないと考えられる。本研究では、W 中における水素同位体滞留挙動への欠陥分布影響を理解するため中性子-Fe^{2+}複合照射を行い、欠陥分布を制御した W に対して重水素(D)を導入し昇温脱離法(TDS)及びグロー放電発光分析法(GD-OES)を用いて D 滞留挙動を評価した。

2. 実験

アライドマテリアル社製歪取焼鈍済 W 試料(6 mm^{Φ} × 0.5 mm^{t})を高真空下で加熱処理した後、室温での核融合中性子照射(損傷量 6.3×10^{-4}-7.1×10^{-4} dpa)に加え、6 MeV Fe^{2+}照射(損傷量 0.1, 1 dpa)を室温にて行った。その後、1 keV D イオン(D_2^+)をフラックス 1.0×10^{18} $D^+ m^{-2} s^{-1}$ でフルエンス 1.0×10^{22} $D^+ m^{-2}$ までを室温にて照射し、TDS を行った。さらにこれらの試料に対して GD-OES により D 深さ分布を調べた。

3. 結果、考察

図に種々の照射損傷を持つ W における D イオン照射試料の重水素 TDS スペクトルを示す。過去の研究より[1]、スペクトル中の 4 つのピークをそれぞれ転位ループ、原子空孔、空孔クラスター、ボイドへの捕捉と帰属した。中性子-Fe^{2+}複合照射試料では Fe^{2+}単独照射試料に比べて全 D 滞留量が減少した。この主な要因は転位ループおよびボイドによる D 滞留が減少したことである。これらの結果から、中性子照射により生じた欠陥が Fe^{2+} による照射時に転位ループやボイドの生成を減少させている可能性が示唆された。

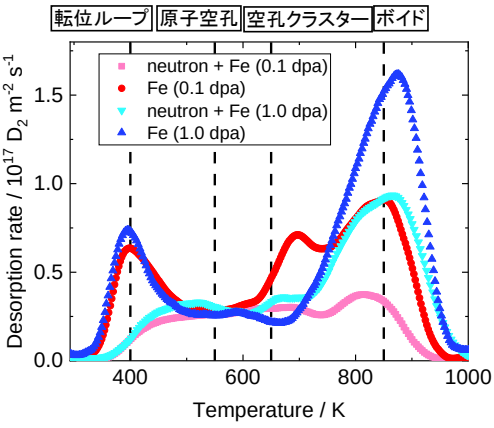


図　各試料における TDS スペクトル

参考文献

[1] Hiroe Fujita, Yasuhisa Oya, et al., Phys. Scr., T167 (2016) 014068

*Shota Yamazaki[1], Akihiro Togari[2], Moeko Nakata[2], Mingzhong Zhao[2], Fei Sun[1], Tatsuya Kuwabara[3], Yuji Hatano[4], Takeshi Toyama[5], and Yasuhisa Oya [2]
[1]Fac. Sci., Shizuoka Univ., [2]Grad. Sch. Sci. Tech., Shizuoka Univ., [3]Grad. Sch. Eng., Nagoya Univ., [4]HIRC, Univ. of Toyama, [5]IMR, Tohoku Univ.

Impact of helium irradiation and damage introduction on hydrogen isotope retention behaviors in tungsten

* Sun Fei[1], Togari Akihiro[1], Nakata Moeko[1], Zhao Mingzhong[1],
Kondo Sosuke[2], Hinoki Tatsuya[3], Oya Yasuhisa[1]
[1]Shizuoka Univ., [2]Tohoku Univ., [3]Kyoto Univ.

Abstract

Impact of helium irradiation and damage introduction on hydrogen isotope retention behaviors was studied using simultaneous He^+ and Fe^{3+} irradiation. The additional D_2^+ implantation was performed, and D retention was evaluated by TDS. Based on these experimental results, the model of hydrogen isotope diffusion and trapping across helium bubble layer in tungsten was established. Good agreement can be achieved by comparing simulations based on the established model to the experimental results, indicating that D desorption behavior can be reasonably explained.

Keywords: Helium, hydrogen isotope, irradiation damages, simulation, tungsten, fusion

1. Introduction

During the operation of fusion reactors, hydrogen isotope implantation and diffusion into plasma facing materials will enhance its inventory, leading to the impact on fuel recovery efficiency and fusion safety. However, recent findings show a reduction of hydrogen isotope retention by helium implantation due to reduction of hydrogen isotope diffusion toward bulk by the formation of helium bubbles. In actual fusion condition, helium will be implanted not only from plasma but also alpha-decay by neutron irradiation in bulk. In addition, neutron irradiation will also introduce various irradiation damages. Therefore, it is quite important to study both of irradiation damages and helium effect in bulk W to evaluate the reactor design.

2. Experiments

The annealed mirror finished disk-type tungsten samples were installed into Dual-Beam Facility for Energy Science and Technology (DuET) facility at Kyoto University. A 1.7 MV tandem accelerator and 1 MV single end accelerator were used to introduce 6.4 MeV Fe^{3+} and, 201, 467, 737 and 1000 keV He^+ simultaneously at room temperature. The ratio of helium to damage concentration was set to be 100 appm He / dpa on average. Thereafter, 1 keV D_2^+ implantation was performed at room temperature at Shizuoka University. The following thermal desorption spectroscopy (TDS) was applied from room temperature up to 1173 K to evaluate the D desorption behavior using a high-resolution mass spectrometer.

3. Results and discussions

It can be found that the diffusion of deuterium was largely suppressed by He^+ and Fe^{3+} simultaneously irradiation compared with only damage introduction. All the desorption peaks were shifted towards lower temperature side. In the meanwhile, the desorption rate decreased, especially at high TDS temperature. Based on the experimental results, the mechanical model of hydrogen isotope diffusion and trapping across bulk helium and damages introduced tungsten was established using HIDT simulation code. It was found that the bulk helium would act as a strong diffusion barrier to prevent deuterium diffusing toward the bulk. In addition, trapping energies would be decreased with the existence of bulk helium, which is related to the amount of helium along the depth. What's more, helium would introduce some trapping sites, which can change hydrogen isotope inventory near surface. In the presentation, more details would be introduced.

References

[1] Y. Oya, S. Sakurada, K. Azuma, et al., Nucl. Mater. Energy, 16 (2018) 217-220

[2] M.J. Baldwin, R.P. Doerner, Nucl. Fusion, 57 (2017) 076031

Deuterium permeation behavior in rolled W foil and forged W rod studied by gas-driven permeation method

*Mingzhong Zhao[1], Akihiro Togari[1], Moeko Nakata[1], Fei Sun[2], and Yasuhisa Oya[3]

[1]Graduate School of Science and Technology, Shizuoka Univ., [2]Faculty of Science, Shizuoka Univ., [3]College of Science, Academic Institute, Shizuoka Univ.

Abstract: The deuterium permeation behavior in W foil and W rod were studied by Gas-Driven Permeation (GDP) method, in which the gas loading surface were parallel and perpendicular to the grain elongated direction respectively. The results show that the deuterium permeability and effective diffusivity in W foil were lower than that of W rod.

Keywords: Hydrogen isotopes permeation, Gas driven permeation, Tungsten foil, Tungsten rod

1. Introduction

Well understanding of tritium (T) permeation and retention behavior requires the knowledge of hydrogen isotopes transport parameters in tungsten (W). It has been known that the mechanical properties of W are closely associated with the grain orientation and manufacture process. However, the manufacture process and grain orientation dependence of hydrogen isotope permeation behavior in W has not been sufficient studied yet. In the present study, the deuterium (D) permeation behavior in rolled W foil and forged W rod are studied comparatively.

2. Experiment

The materials used in this study are W wafer with the diameter of 6 mm cut from rolled W foil and forged W rod supplied by Allied Material (A.L.M.T.) Corp. Ltd. The thickness of sample from W foil and W rod are 0.025 mm and 0.5 mm respectively. To release the internal stress, heating treatment up to the temperature of 1173 K for 30 min is performed for the experimental W samples under high vacuum. Thereafter, the D permeation behavior in W is studied by Gas-Driven Permeation (GDP) method with the temperature range from 627 to 994 K. For W foil sample, the gas loading surface is parallel to the grain elongated direction. In the case of W rod sample, the gas loading surface is perpendicular to the grain elongated direction

3. Results and discussion

For both of the W foil and W rod sample, the steady state permeation flux is proportional to the square root of the loading pressure of D_2 gas meaning that the permeation process is diffusion limited. Then, the permeation parameters, effective diffusivity (D_{eff}) and permeability (Φ) are calculated by the pre-steady state and steady state permeation data. The effective diffusivity and permeability as a function of reciprocal of temperature are shown Fig. 1. in which the literature data are also plotted as comparison. The effective diffusivity and permeability in W foil are lower than that of W rod which should be attributed to the difference in grain orientation and manufacture process. It has been reported that diffusion barrier energy of hydrogen (H) in grain boundary (GB) is lower than in W bulk. Meanwhile H can easily jump into the GB and it will be difficult to jump out of GB [1]. For the application of W in fusion reactor, the recommended-grain orientation is parallel to the direction of the heat flow. In this case, the-possible enhancement in hydrogen isotopes transport should be considered.

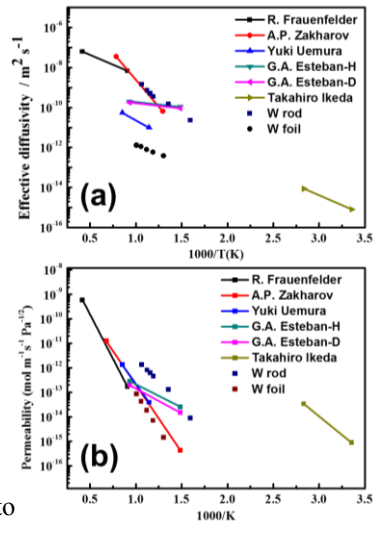


Fig. 1. Permeation parameters, (a) effective diffusivity, (b) permeability.

References

[1] Hong-Bo Zhou, Yue-Lin Liu, Shuo Jin, et al., Nucl. Fusion, 50 (2010) 025016.

QUEST にて水素プラズマに曝されたタングステンの水素滞留能へ及ぼす長時間放電の影響

Influence of long discharge on hydrogen retention capacity of tungsten exposed to hydrogen plasma in QUEST

*小池彩華[1]，戸苅陽大[2]，仲田萌子[2]，趙明忠[2]，孫飛[1]，吉田直亮[3]，花田和明[3]，大矢恭久[1]，
[1]静大理，[2]静大院，[3]九大応力研

クエスト2018年春夏キャンペーン(QUEST2018S/S)にて長時間放電プラズマに曝されたタングステン試料に対して表面状態と水素同位体滞留挙動の相関を検討した。さらに、長時間放電が試料に及ぼす影響を評価した。その結果、水素同位体滞留挙動は放電時間よりも放電条件による影響を受けることが示唆された。

キーワード：タングステン、クエスト、プラズマ照射、水素同位体滞留挙動

1. 緒言

核融合炉のプラズマ対向壁材料であるタングステンには照射によってできた損傷に水素の同位体が滞留することが考えられる。本研究では QUEST 2018S/S にて長時間放電プラズマに曝されたタングステン(W)試料に対して、透過型電子顕微鏡(TEM)及び X 線光電子分光法(XPS)により試料の表面状態を観察した。さらに重水素イオン(D_2^+)照射を行い、昇温脱離法(TDS)によって水素同位体滞留挙動を評価し表面状態との相関を検討した。また、短時間放電が主であった 2017 年春夏キャンペーン(QUEST2017S/S)の結果と比較することで長時間放電がタングステン壁に与える影響を評価し、放電条件と水素同位体滞留挙動の相関を検討した。

2. 実験

アライドマテリアル社製歪取焼鈍済 W 試料（10 mm^{φ} × 0.5 mm^{t}）を高真空下で加熱処理した後、九州大学の球状トカマク型プラズマ発生装置 QUEST 内に試料を設置しプラズマ暴露を行った。その試料に対して XPS を用いて試料表面の化学状態の観察を行った。さらに、1 kV D_2^+照射をイオンフラックス 1.0×10^{18} $D^+ m^{-2} s^{-1}$ でイオンフルエンス 1.0×10^{22} $D^+ m^{-2}$ まで照射し、TDS を行い水素同位体の滞留挙動を測定した。

3. 結論

図 1 に上部壁の XPS 結果を示す。鉄やクロムなどの金属堆積層が確認され長時間放電により金属壁がスパッタされ堆積していることがわかる。さらに、2017 年から行われている磁場反転の影響により上部壁と下部壁でほぼ同じ堆積の傾向を示した。

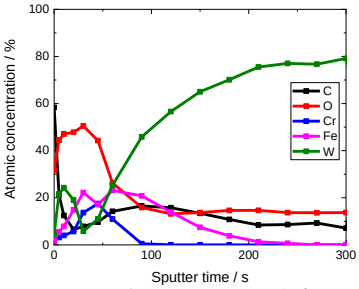


図 1　上部壁における深さ方向の元素組成比

図 2 に重水素の TDS 結果を示す。2018S/S では 400K に主要な脱離ピークが位置しており、上部壁と下部壁の滞留挙動に大きな違いは見られなかった。また、2017S/S と比較すると 2018S/S の試料は長時間放電を行ったにもかかわらず高温側まで重水素を捕捉しておらずボイドを形成するなどの損傷はほとんど受けていないということがわかった。これはプラズマ放電時のプラズマ電流を低く設定していたため損傷が抑えられたのではないかと考えられる。これらの結果より、損傷及び堆積による滞留量の増加は放電時間よりもプラズマ電流等の放電条件が主に影響していることが示唆された。

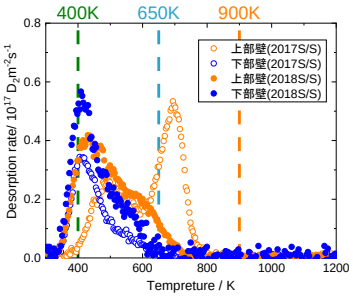


図 2　上部壁と下部壁の重水素滞留挙動

参考文献

[1] M. Kobayashi, et al.: *Fusion Eng. Des.* **88** (2013) 1749.
[2] G. N. Luo, et al.: *Fusion Eng. Des.* **81** 8-14 (2006) 957.

*Koike Ayaka[1], Togari Akihiro[2], Nakata Moeko[2], Zhao Mingzhong[2], Sun Fei[1], Yosida Naoaki[3], Hanada Kazuaki[3], Oya Yasuhisa[1]
[1]Faculty of Science, Shizuoka Univ. , [2]Graduate School of Science and Technology, Shizuoka Univ. , [3]Research Institute for Applied Mechanics, Kyushu Univ.

Hydrogen isotope retention in W-based high entropy alloys

*Heun Tae Lee[1], Ho Jin Ryu[2], Ryuta Kasada[3], Kenzo Ibano[1] and Yoshio Ueda[1]
[1]Osaka Univ., [2]KAIST, [3]Tohoku Univ.

Abstract

Refractory high entropy alloys are a new class of materials that exhibit favorable mechanical properties at high temperatures over standard alloys. In this study, the hydrogen isotope retention properties of Tungsten (W) based high entropy alloys were studied with the purpose of evaluating their suitability as possible plasma facing materials in future fusion reactors.

Keywords: Tungsten, High Entropy Alloy, Hydrogen retention

1. Introduction

Refractory high entropy alloys (HEA) or multi-component alloys exhibit enhanced mechanical strength at high temperatures with improved wear and oxidation resistance, fatigue and high-temperature fracture resistance, good thermal stability and toughness [1]. Such properties make them attractive plasma facing materials (PFM) from the viewpoint of power handling in the divertor region of fusion reactors. However, PFMs must meet the additional constraint of low tritium inventory. To date, Tungsten (W)- based high entropy alloys are composed of elements that are exothermic (Ta, Ti, V) absorbers of hydrogen in comparison to the endothermic properties of W. This raises the possibility of enhanced hydrogen retention in such W-based HEAs. In this study, we clarify the hydrogen retention properties of two types of W-based HEAs (WTaVCr, WTaVCrTi) and the effect hydrogen retention has on the mechanical properties of such alloys.

2. Experiments

Two types of HEAs were irradiated with 1 keV Deuterium (D) ion beam up to a fluence of 10^{24} D/m^2 over temperature range 500-800 K. For comparison purposes, pure elements of W, Ta, V, Cr, Ti were also irradiated under identical conditions. Deuterium retention was measured by thermal desorption spectroscopy (TDS). Mechanical property changes following D-irradiation were examined by nano-indentation.

3. Results and Conclusion

Deuterium retention in W-based HEAs is 3 to 4 order of magnitude higher than pure-W. After D irradiation at T < 600 K, WTaVCrTi and WTaVCr alloys retain nearly 100% and 10% of the implanted D, respectively. TDS data reveals one broad release peak centered at ~800 K. After D irradiation at 800 K, the retention amount decreases to 10% and 1% of the implanted D, respectively. HEAs containing Ti show additional hydrogen release extending up to ~1200 K – similar to the behavior observed in pure Ti. However, despite the large increase in hydrogen retention in W-based HEAs, the changes to Young's modulus or hardness are limited (~20%). In conclusion, W-based HEAs have the potential of enhanced mechanical properties in comparison to pure-W materials, but it comes at a cost in increased hydrogen retention due to the exothermic properties of the alloying principal elements. Use of W-based HEAs as PFMs would likely require alloying exclusively with endothermic principal elements.

References

[1] O.A. Waseem, Ho Jin Ryu, Scientific Reports, 7 (2017) 1926

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering | 601-2 Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)

[1O08-12] Development of Tungsten Alloys and Composites

Chair:Tatsuya Hinoki(Kyoto Univ.)

Wed. Mar 20, 2019 2:45 PM - 4:05 PM Room O (Common Education Bildg. 2 4F No.46)

[1O08] Development of Tungsten Alloys and Composites for Fusion Reactor

*Shotaro Watanabe[1], Itsuki Terada[1], Shuhei Nogami[1], Jens Reiser[2], Michael Rieth[2], Takeshi Miyazawa[1], Akira Hasegawa[1] (1. Tohoku University, 2. Karlsruhe Institute of Technology)

2:45 PM - 3:00 PM

[1O09] Development of Tungsten Alloys and Composites for Fusion Reactor

*Koki Otsuka[1], Shotaro Watanabe[1], Shuhei Nogami[1], Takeshi Miyazawa[1], Akira Hasegawa[1] (1. Tohoku University)

3:00 PM - 3:15 PM

[1O10] Development of Tungsten Alloys and Composites for Fusion Reactor

*Amon Takahashi[1], Takefumi Hazama[1], Shuhei Nogami[1], Takeshi Miyazawa[1], Akira Hasegawa[1] (1. Tohoku Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM

[1O11] Development of Tungsten Alloys and Composites for Fusion Reactor

*Kento Matsui[1], Shuhei Nogami[1], Gerald Pintsuk[2], Marius Wirtz[2], Thorsten Loewenhoff[2], Akira Hasegawa[1] (1. Tohoku Univ., 2. FZJ)

3:30 PM - 3:45 PM

[1O12] Development of Tungsten Alloys and Composites for Fusion Reactor

*Shuhei Nogami[1], Takefumi Hazama[1], Hiroyuki Noto[2], Takuya Nagasaka[2], Jens Reiser[3], Akira Hasegawa[1] (1. Tohoku Univ., 2. NIFS, 3. KIT)

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

核融合炉用タングステン合金および複合材料の開発
（1）タングステン-レニウム合金の機械特性と再結晶挙動

Development of Tungsten Alloys and Composite for Fusion Reactor

(1) Mechanical Properties and Recrystallization Behavior of Tungsten-Rhenium Alloys

*渡邊 捷太郎[1]，寺田 樹[1]，野上 修平[1]，Jens Reiser[2]，Michael Rieth[2]，宮澤 健[1]，長谷川 晃[1]

[1]東北大学，[2]カールスルーエ工科大学

機械特性の向上と再結晶の抑制を両立させるために、様々なタングステン材料を開発した。本発表では、レニウムによる合金化を施したタングステン合金の機械特性と再結晶挙動について報告する。

キーワード：核融合炉，タングステン，合金化，機械特性，再結晶

1. 緒言

核融合炉ダイバータへの適用が期待されている純タングステン（W）の課題として、高い延性脆性遷移温度（DBTT）や、再結晶による機械特性の劣化などが懸念されている。レニウム（Re）は、W の強度や延性といった機械特性や耐再結晶特性を向上させる固溶元素として知られている。本研究では、3 種類の W-Re 合金の機械特性と耐再結晶特性を比較し、これらの特性に違いが生じた要因を固溶 Re の効果や結晶粒組織の影響から検討することで、核融合炉用 W 材料の Re 添加による組織制御の指針について議論する。

2. 実験方法

供試材は、粉末焼結と熱間圧延により作製された純 W、W-1%Re および W-3%Re の厚板である。圧延率は全て同等とし、W-3%Re のみ低い圧延率のものも用意した。これらの受け入れまま材から、平行部が 5 mm × 1.2 mm × 0.5 mm の引張試験片と、27 mm × 3 mm × 4 mm、ノッチ深さ 1 mm、開口角 60°でノッチの先端半径 0.1 mm のシャルピー衝撃試験片を製作した。引張試験片の長手方向は圧延方向とし、シャルピー衝撃試験片の長手方向は圧延方向、ノッチ方向は板厚方向とした。引張試験は室温から 1300℃において、シャルピー衝撃試験は 200℃から 1000℃において、それぞれ真空中で実施した。再結晶挙動の評価のため、1100℃から 1500℃において 1 時間の熱処理を真空中で実施し、ビッカース硬さと金相組織を評価した。

3. 結果

圧延率が同等の純 W と W-3%Re について、Re 添加によって純 W で見られなかった室温での延性が発現し、200 ℃以上では強度が増加した。W-3%Re の衝撃試験による DBTT と上部棚吸収エネルギー（USE）は、それぞれ 450℃と 6.9 J であり、純 W と比較して DBTT は 100℃低下し、USE は 25%向上した（図 1）。熱処理の結果、純 W の再結晶温度は 1200℃であったが、W-3%Re は 1500℃以下では再結晶しなかった。W-3%Re は純 W と比べて受け入れままの状態で微細な結晶粒を有しており、W-3%Re の機械特性が純 W と比較して優れていたのは Re 添加による影響だけでなく、結晶粒径の影響も考えられる。講演では、Re 添加量と圧延率の影響を考慮し、組織と機械特性の関係についてより詳細に議論する。

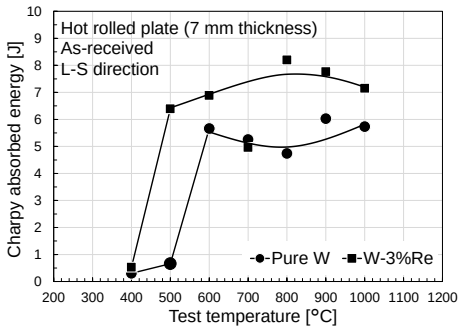


図 1. 吸収エネルギーの試験温度依存性

*Shotaro Watanabe[1], Itsuki Terada[2], Shuhei Nogami[1], Jens Reiser[2], Michael Reith[2], Takeshi Miyazawa[1], Akira Hasegawa[1]

[1]Tohoku Univ., [2]Karlsruhe Institute of Technology

核融合炉用タングステン合金および複合材料の開発
（2）酸化物分散強化タングステン-レニウム合金の機械特性と再結晶挙動

Development of Tungsten Alloys and Composites for Fusion Reactor
(2) Mechanical Properties and Recrystallization Behavior of Oxide-dispersion-strengthened Tungsten-Rhenium Alloys

*大塚 宏紀，渡邊 捷太郎，野上 修平，宮澤 健，長谷川 晃
東北大学

ランタン酸化物による分散強化やレニウム添加による合金化を施したタングステン合金の機械特性と再結晶挙動について報告する。

キーワード：核融合炉，タングステン，酸化物分散強化，合金化，再結晶

1. 緒言

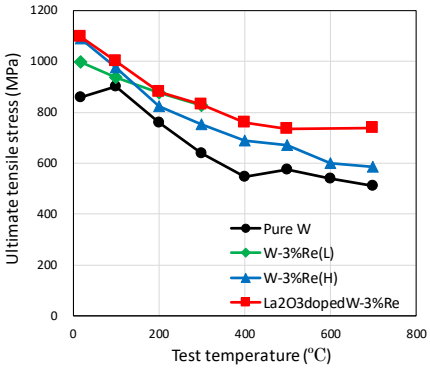
タングステン（W）は融点、熱伝導率およびスパッタリング耐性などの観点から、核融合炉のダイバータ候補材料として期待されている。しかし、延性脆性遷移温度（DBTT）が比較的高いことによる室温以上における脆性や、高温熱負荷による再結晶脆化の影響が懸念されている。一般に、W に数%のレニウム（Re）を添加し合金化することで、DBTT の低下や再結晶温度の上昇が起こることが知られている。また、微細な酸化物を粒界などに分散させることにより、破壊靭性や再結晶耐性が向上することが知られている。本研究では、Re を 3%添加し、さらにランタン酸化物（La_2O_3）により分散強化した La_2O_3 ドープ W-3%Re 合金について、機械特性および再結晶挙動に及ぼす Re 添加と酸化物分散強化の影響について報告する。

2. 実験方法

供試材は、粉末焼結と熱間圧延で作製し、900℃、20 分で応力除去処理した La_2O_3 ドープ W-3%Re 板（LW3R）である。比較のため、同様に製作した純 W 板（PW）および W-3%Re 板（W3R）についても評価した。圧延率は全て同等とし、W-3%Re のみ低い圧延率のものも用意した。これらの受け入れまま材について、最高 2300℃において、1 時間の熱処理を実施した。熱処理した試験片について、ビッカース硬さと粒径を測定し、再結晶挙動を評価した。次に、受け入れまま材および熱処理材について、引張試験を実施した。引張試験片の平行部は 5 mm × 1.2 mm × 0.5 mm、試験片長手方向は圧延方向とした。引張試験は、室温から 700℃において、真空中で実施した。

3. 結果

右図は、評価した 4 材料の受け入れまま材の最大引張強さの試験温度依存性である。LW3R は、700℃までの全温度域でその他の材料に比べ強度が高い傾向にあった。一方、伸びは小さい傾向にあったが、100℃ではその他の材料よりも大きな伸びを示した。室温では全ての材料でほとんど伸びは見られなかった。結晶粒径の評価より、LW3R の結晶粒径は 20 μm 程度であり、その他の材料に比べて 1/2~1/5 と小さく、また、1500℃までの熱処理でも粒径の変化は見られなかった。講演では、機械特性と高温での組織安定性に及ぼす Re 添加と酸化物分散強化の影響について詳細に議論する。



図．各材料の最大引張強さ

*Koki Otsuka[1], Shotaro Watanabe[1], Shuhei Nogami[1], Takeshi Miyazawa[1], Akira Hasegawa[1]
[1]Tohoku Univ.

金属から水中へのトリチウム透過挙動観察手法の開発

Development of a monitoring technique of permeation behaviors of tritium in metals to pure water

*大塚　哲平[1]，橋爪　健一[2]，片山　一成[2]，檜山　敏明[2]

[1]近畿大学理工学部，[2]九州大学

純水を固体シンチレーション測定装置に導き、水中に透過放出されてきたトリチウム濃度を連続的かつ自動的に長期間にわたって測定する手法を確立した。

キーワード：固体シンチレーション，トリチウム，水，ニッケル，透過

1. 序論

原子炉や核融合炉において、金属製の容器や配管中に溶解したトリチウムが金属／水界面を介して水中にどのように透過放出されてくるのかを明らかにすることは安全上極めて重要である。本研究の目的は金属材料から水中へのトリチウム(T)透過を調査するための実験的手法を開発することである。また、本手法をニッケル（Ni）に溶解したTの純水への透過放出挙動の観察に応用することである。

2. 実験方法

固体シンチレータとして、フッ化カルシウム（CaF_2）またはイットリウムシリケート（Y_2SiO_5）をベースとした蛍光体粉末を用いた。セル内で蛍光体粉末はPTFE製チューブ内に充填されているため、セルの最大使用圧力は1.2 MPaとされている。この最大使用圧力を越えない範囲内でCaF_2蛍光体セルおよびY_2SiO_5蛍光体セルに純水を送水したところ、送水速度は、それぞれ0.7 cc min^{-1}および1.9 cc min^{-1}であった。セルの送水速度の違いは流路内の蛍光体粉末の充填密度の違いによって生じたものであり、Y_2SiO_5蛍光体セルのほうがCaF_2蛍光体セルよりも3倍ほど多くの純水を送水でき、T透過挙動観察に適していることがわかった。

T透過実験では、純Niの薄膜（φ21 mm, 0.1 mm厚さ）を隔壁とした二つの容器において、一方を上流側としてTガス（26 Torr, T/H=10^{-4}）で満たした。また、もう一方を下流側とし純水を循環し、固体シンチレーション測定（SSC）装置に導き、水中のT濃度を測定した。

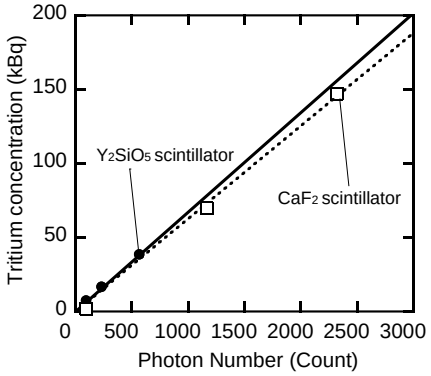


図 1　固体シンチレータの蛍光強度とトリチウム濃度との関係

3. 結果および考察

図1にCaF_2蛍光体セルおよびY_2SiO_5蛍光体の蛍光強度を既知濃度のT水で検量した結果を示す。図中、蛍光強度と純水中T濃度は良い直線性を示した。また、CaF_2蛍光体セルおよびY_2SiO_5蛍光体セルの相関係数は同程度であった。以後、送水速度の観点からY_2SiO_5蛍光体セルを用いることとした。

図2に室温における下流側の水中のT濃度の時間推移を示す。比較として、同様の実験体系においてNiから液体シンチレーション計測（LSC）溶液に透過してきたT濃度の時間推移（T透過曲線）も示した。SSC法の検出感度はLSC法よりも低いため、バックグラウンドデータのばらつきが大きい。LSC溶液にはNi中の水素拡散係数データ[1]から予想されたように20時間後にTの透過が見られたが、水中には100時間以上経過後もTの透過は観察されなかった。発表では、303 K～353 Kにおける150時間以上の長期間にわたる水中T濃度測定結果をもとに、金属から水中へのT透過挙動について議論する。

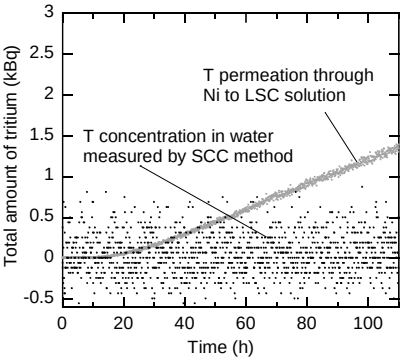


図 2　室温におけるNiに溶解したTのLSC溶液および水中のT濃度の時間変化

参考文献

[1] W.M. Robertson, Hydrogen permeation, diffusion and solution in nickel, Z. Metallkde. Bd., 64 (1973) 436-443.

*Teppei Otsuka[1], Kenichi Hashizume[2], Kazunari Katayama[2] and Toshiaki Hiyama[2]

[1]Kindai Univ., [2]Kyushu Univ.

核融合炉用タングステン合金及び複合材料の開発
（4）分散強化タングステン合金の熱衝撃による損傷形成挙動

Development of Tungsten Alloys and Composites for Fusion Reactor
(4) Damage Formation Behavior of Dispersion-strengthened Tungsten Alloys by Thermal Shock Loads

*松井 賢斗[1], 野上 修平[1], Gerald Pintsuk[2], Marius Wirtz[2], Thorsten Loewenhoff[2], 長谷川 晃[1]
[1]東北大学, [2]ユーリッヒ総合研究機構

カリウムバブルによる分散強化やレニウム添加による合金化を施したタングステン合金の熱衝撃による損傷形成挙動について報告する。

キーワード：核融合炉，タングステン，分散強化，合金化，熱衝撃

1. 緒言

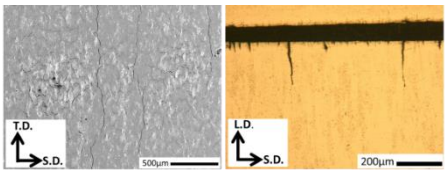
核融合炉ダイバータへの適用が期待されているタングステン（W）では、熱負荷による損傷形成が懸念されている。この損傷形成を抑制するためには、W 材料の機械特性の向上や再結晶化の抑制が必要であるため、我々はカリウム（K）バブルによる分散強化（K ドープ）やレニウム（Re）添加による合金化を施した種々の W 合金を作製し、強度や延性の向上、低温脆性や再結晶温度の改善が可能なことなどを明らかにした。本研究では、非定常熱負荷として想定される周辺局在化モード（ELM）による W 材料の損傷形成挙動に及ぼす K ドープや Re 添加の影響を明らかにするため、作製した W 合金の熱衝撃負荷による損傷形成挙動を調べた。

2. 実験方法

供試材は、粉末焼結と熱間圧延で製作した純 W、K ドープ W、W-3%Re および K ドープ W-3%Re の板材、粉末焼結とスエージ加工で製作した K ドープ W の棒材の受け入れまま材（900℃ × 20 min : 応力除去処理材）と、純 W および K ドープ W-3%Re の再結晶熱処理材（2300℃ × 1 h（真空中））である。熱衝撃試験には、ユーリッヒ総合研究機構の電子ビーム照射装置 JUDITH 1 を用いた。素材の圧延方向を L 方向、板厚方向を S 方向、L および S 方向と直交する方向を T 方向とするとき、電子ビームを T - S 面の 4 mm × 4 mm の領域に照射した。熱衝撃試験における吸収エネルギー密度は 0.19 または 0.38 GW/m^2、ビームのパルス間隔は 1 ms、繰返し数は 1000 回、試験体のベース温度は 1000℃、雰囲気は真空中とした。熱衝撃試験後には、熱負荷面の損傷状態の観察、表面粗さ（Ra）の測定、熱負荷方向断面（L - S 面）からの観察による再結晶化の有無やき裂の形成状態の評価を実施した。

3. 結果・考察

右図は、純 W 受け入れまま材の 0.38 GW/m^2 における熱衝撃試験後の熱負荷面および断面の観察結果である。純 W、K ドープ W、W-3%Re および K ドープ W-3%Re の板材の受け入れまま材において、表面粗さ（Ra）はそれぞれ 0.5 μm、2.0 μm、0.7 μm および 1.1 μm、最大き裂長さはそれぞれ約 250 μm、50 μm、120 μm および 210 μm であった。熱負荷面の損傷状態に及ぼす K ドープや Re 添加の影響は確認されなかったが、き裂の長さは K ドープや Re 添加により低減される傾向が見られた。講演では、機械特性や熱衝撃試験による結晶粒組織の変化などに基づき、損傷形成挙動を議論する。



図．純 W 受け入れまま材の熱衝撃試験後（0.38 GW/m^2）の熱負荷面および断面の観察結果

*Kento Matsui[1], Shuhei Nogami[1], Gerald Pintsuk[2], Marius Wirtz[2], Thorsten Loewenhoff[2] and Akira Hasegawa[1]
[1]Tohoku Univ., [2]Forschungszentrum Juelich

核融合炉用タングステン合金及び複合材料の開発
（5）タングステン積層複合材料の開発

Development of Tungsten Alloys and Composites for Fusion Reactor
(5) Development of Tungsten Laminated Composites

*野上 修平[1], 間 偉文[1], 能登 裕之[2], 長坂 琢也[2], Jens Reiser[3], 長谷川 晃[1]
[1]東北大学, [2]核融合科学研究所, [3]カールスルーエ工科大学

低温での延性と高い再結晶温度を有するカリウム（K）ドープタングステン（W）を用いたW積層複合材料（Wラミネート）の開発概要について報告する。

キーワード：核融合炉，ダイバータ，タングステン，カリウムドープ，積層複合材料

1. 緒言

核融合炉のダイバータは、高い融点、熱伝導率、スパッタリング耐性などの観点から、タングステン（W）の適用が検討されている。ITERなどのダイバータには、純Wの厚板（熱間圧延で製作した厚さ数mm以上の板など）の使用が有力であるが、純W厚板は延性脆性遷移温度（DBTT）が例えば700℃と高く、使用温度域下限側での脆性による損傷形成が懸念される。その解決手段として、強加工により低温でも延性を示す純Wフォイルを接合により積層し、複合材料化することで、DBTTを低減した純Wフォイルラミネートが提案された。一方、純Wフォイルは、純W厚板より低い温度から回復・再結晶が開始し900℃程度で脆化するため、純Wフォイルラミネートの使用上限温度は純W厚板より低くする必要があった。

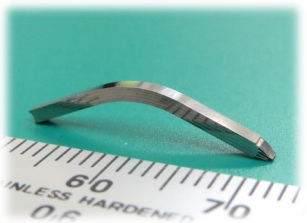
本研究では、カリウム（K）ドープによりDBTTを低減し、再結晶を抑制した、Kドープ Wを用いたラミネート（Kドープ Wラミネート）を開発した。本報告では、同ラミネートの機械特性について報告する。

2. 実験方法

基材は、粉末焼結と圧延で製作した厚さ0.2 mmのKドープ Wフォイル（以下KWF）と、厚さ7 mmのKドープ Wプレート（以下KWP）を機械加工により厚さ0.2 mmにした2種類を使用した。このKWFおよびKWPと、中間材を交互に積層し（W層 × 5層 + 中間材 × 4層）、一軸加圧、高温保持により接合し、ラミネートを製作した。中間材は厚さ0.050 mmまたは0.025mmの純バナジウム（V）および純銅（Cu）とした。接合条件は、圧力が20 MPa、保持時間が1時間、接合温度が800℃から1250℃であった。これらラミネートの製作まま材および高温熱処理材について、室温における変形挙動および延性、強度、破損挙動を調べるため、試験片の長手方向を圧延方向として棒状試験片を製作し、室温大気中において4点曲げ試験を行った。

3. 結果・考察

KWFラミネートの4点曲げ試験の結果、900℃で接合したKWF-Cuラミネートと1250℃で接合したKWF-Vラミネートはき裂を伴わずに塑性変形し、十分な延性を示した（右写真参照）。900℃で接合したKWF-Vラミネートは塑性変形をほとんど示さず、試験片表面からき裂が発生し、接合界面でき裂が偏向することによる擬延性を示した。既往研究における純Wフォイルラミネートは900℃の熱処理により脆性破壊したのに対し、本研究で開発したラミネートは1250℃での接合後においても室温での塑性変形を伴う延性を示したことから、純Wフォイルラミネートに対する優位性が示されたと考えられる。



*Shuhei Nogami[1], Takefumi Hazama[1], Hiroyuki Noto[2], Takuya Nagasaka[2], Jens Reiser[3] and Akira Hasegawa[1]
[1]Tohoku University, [2]National Institute for Fusion Science, [3]Karlsruhe Institute of Technology

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering | 601-2 Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)

[1O13-17] Fusion Materials (Characteristics)

Chair:Shuhei Nogami(Tohoku Univ.)

Wed. Mar 20, 2019 4:05 PM - 5:25 PM Room O (Common Education Bildg. 2 4F No.46)

[1O13] Effects of Manufacturing Conditions on the Mechanical Properties of Pure Tungsten

*Ju-Hyeon Yu[1], Hiroyasu Tanigawa[1] (1. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

4:05 PM - 4:20 PM

[1O14] Fatigue pre-cracking and fracture toughness evaluations in an ITER-grade rolled tungsten plate

*Kazutoshi TOKUNAGA[1], Satoru MATSUO[1], Hiroaki KURISHITA[2], Takeshi TOYAMA[3], Makoto HASEGAWA[1], Kazuo NAKAMURA[1] (1. Research Institute for Applied Mechanics, Kyushu University, 2. KEK, 3. Institute for Materials Research, Tohoku University)

4:20 PM - 4:35 PM

[1O15] Evaluation of durability to cyclic heat load and mechanical property of pure tungsten for ITER divertor

*Makoto Fukuda[1], Yohji Seki[1], Koichiro Ezato[1], Hiroshi Nishi[1], Kenji Yokoyama[1], Satoshi Suzuki[1] (1. QST)

4:35 PM - 4:50 PM

[1O16] Investigation of microstructural effects on the thermal conductivity of NITE-SiC/SiC composites

*Byung-Min Kim[1] (1. Muroran Institute of Technology)

4:50 PM - 5:05 PM

[1O17] Effects of dissolved oxygen in high temperature/pressurized water on the surface of F82H steels.

*Hiroki Mima[1], Naofumi Nakazato[1], Taisei Nemoto[1], Motoki Nakajima[2], Takashi Nozawa[2], Hiroyasu Tanigawa[2], Hirotatsu KIshimoto[1] (1. Muroran Institute of Technology., 2. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology.)

5:05 PM - 5:20 PM

©Atomic Energy Society of Japan

純タングステンの機械的特性に対する製作条件の影響

Effects of Manufacturing Conditions on the Mechanical Properties of Pure Tungsten

*兪 周炫[1]，谷川 博康[1]

[1]量子科学技術研究開発機構

純タングステンの強度特性データは大きなバラツキを示す傾向にあるため、原型炉設計検討において基準材料特性データとして利用するには信頼性に欠ける。本研究では純タングステンの強度特性のバラツキの原因を明らかにすることを目的として、製作条件の異なる 3 種類の純タングステン板を対象として、代表的な強度特性の評価を実施した。

キーワード：純タングステン，強度特性，圧延材

1. 緒言

核融合炉内機器のうちで最も厳しい熱負荷にさらされるダイバータではアーマー材料として高融点で高熱伝導率を示すタングステンの使用が検討されている炉内環境で課題となる核融合中性子照射はITERでは無視し得る原型炉においては有意なレベルに達することが予想されている。この照射影響を考慮したダイバータ構造健全性の検討には解析による設計が必須となる。一方これまで報告されている純タングステンの強度特性データは異方性およびばらつきが大きい傾向があるため、原型炉設計検討において基準材料特性データでの利用には信頼性に欠ける。そこで本研究では製作条件の影響を明らかにするため、異なる圧延条件の 3 種類の純タングステン板について調べた。

2. 実験

供試材は ITER ダイバータ素材相当材(ID:IGW)、IGW の圧延方向をクロスにしたもの(ID:CLW)、IGW を高加工率でクロス圧延したもの(ID:CHW)を用いた。引張試験には SS-J3（ゲージ部 t0.75xw1.2xL 試験片を用い、IGW を基準として試験片方向を圧延方向(L 試験片)および圧延方向に対して垂直(T 試験片)を用いた。試験温度は室温、試験速度は 0.03 mm/m である。引張試験後には SEM を用いて破断面観察を実施した。硬さ試験はビッカース硬さ試験機により実施した。

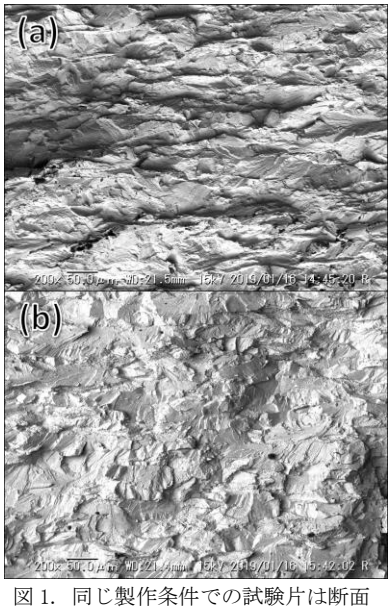


図 1. 同じ製作条件での試験片は断面(a)強い強度を示した破断面、(b)弱い強度を示した破断面

3. 結果・考察

図 1 は同じ製作条件(IGW の T 方向)での試験片は断面である。いずれの破断面も脆性破壊であるが、a の方は亀裂進展の際に亀裂が界面の方に進むことから複雑な破断面を示している。一方、b では亀裂が一気に進むことで比較的に単純な破断面を示している。実際に示した最大引張強度は a が 585.03MPa と b が 397.24MPa であり、その差は 187.79MPa であった。しかし、硬さ試験ではいずれの供試材でもビッカース硬さ試験結果約 550HV で差が認められなかった。このような破断面の破壊メカニズムの違いは純タングステンの強度特性データのバラツキの原因と考えられ、3D 解析と伴う検討が必要である。詳しい結果については当日報告する。

*Yu Ju-Hyeon[1], Tanigawa Hiroyasu[1]

[1]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

ITER-grade タングステン圧延材における疲労予き裂導入と破壊靭性評価

Fatigue pre-cracking and fracture toughness evaluations in an ITER-grade rolled tungsten plate

*徳永 和俊[1], 松尾 悟[1], 栗下 裕明[2], 外山 健[3], 長谷川 真[1], 中村 一男[1]

[1]九大応力研, [2]KEK, [3]東北大金研

ITER grade W の板材から切り出した片側切欠き付き微小試験片に対して、一軸圧縮疲労と３点曲げ疲労の併用により疲労予き裂を導入した後、平面ひずみ破壊靭性試験を行い室温の破壊靭性値を評価した。

キーワード：タングステン, 破壊靭性, 疲労予き裂, 圧縮疲労予き裂導入, ３点曲げ疲労予き裂伸延

1. 緒言

ITER や原型炉のダイバータ板としてタングステン（W）が使用される計画であり、その使用に際しては破壊靭性の評価が必要である。しかしながら、延性に乏しい W では通常の引張疲労による予き裂導入は困難であるため、我々は圧縮疲労と 3 点曲げ(3PB)疲労の２段階負荷方式による予き裂導入法[1]を開発し、昨年秋の本学会で報告した。ところで、この方法で導入した予き裂が信頼性の高い破壊靭性値を与えるためには、圧縮疲労で形成された予き裂（残留引張応力場を伴う）の先端を、残留引張応力場の影響を無視できる位置まで 3PB 疲労により伸延（成長）させることが必要と考えられる。残留引張応力場の範囲は圧縮疲労時の繰返し塑性域サイズ（dc）で近似される。そこで本研究では、ITER grade W（圧延材）について、dc に対して種々の長さ（a_0）まで伸延させた疲労予き裂を導入して平面ひずみ破壊靭性試験を行い、破壊靭性値と a_0/dc との関係を調べるとともに、破壊靭性値の方位依存性（粒界配向依存性）を評価した。

2. 方法

ITER grade W の圧延材（寸法：50mm×50mm×12.3mm）から片側切欠き付き微小曲げ試験片（幅 5mm、厚さ 3mm、長さ 25mm、切欠きの幅 0.15mm、深さ 2mm）を、圧延方向に対して L-T（垂直）、T-L（平行）（ASTM 規格による表記）の各方位に切り出し、表面を機械研磨した。これらの試験片に対して、まず、長手方向に一軸圧縮疲労を負荷して切欠き底から予き裂を導入した後、3PB 疲労（スパン長さ：20 mm）により種々の長さまで予き裂を伸延させた。最後に、3PB による平面ひずみ破壊靭性試験を行い、室温の破壊靭性値を評価した。また、疲労予き裂長さ（a_0）は試験片の側面と破面の観察により求めた。

3. 結果

図 1 に T-L 方位について測定された破壊靭性値を a_0 と dc の比に対してプロットした結果を示す。3PB 疲労による予き裂伸延の効果は、d_c に対するき裂先端位置の影響として示され、予き裂先端が繰返し塑性域場（残留引張応力場）より遠ざかる程、破壊靭性値は一定値(~ 10MPa$\sqrt{m}$) に飽和する傾向にある。予き裂が、圧縮疲労時の単調塑性域サイズ（~4 d_c）より長い場合でも破壊靭性値はほぼ 10MPa$\sqrt{m}$ であるので、この値（10MPa$\sqrt{m}$）が T-L 方位の真の（残留引張応力場の影響を無視できる）破壊靭性を示していると考えられる。

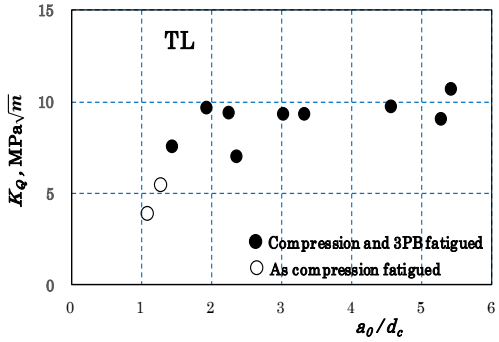


図 1 破壊靭性値の a_o/d_c 依存性

L-T 方位の破壊靭性は、同様の予き裂長さ依存性を示し、約 12MPa$\sqrt{m}$で飽和する傾向を示した。ただし、この方位の 3PB 疲労による予き裂伸延は T-L 方位に比べて困難であり、 a_0/d_c ≥4 の予き裂長は今回は得られなかった。T-L 方位は、L-T に比べて予き裂長制御が容易であることや破壊靭性値がやや低いことは、圧延による粒界配向の影響（粒界が圧延方向に平行に配向しやすい傾向）を反映しているものと考えられる。

参考文献

[1] K. Taguchi, K. Nakadate, S. Matsuo, K. Tokunaga, H. Kurishita, J. Nucl. Mater. 498(2018)445-457

*Kazutoshi Tokunaga[1], Satoru Matsuo[1], Hiroaki Kurishita[2], Takeshi Toyama[3], Makoto Hasegawa[1] and Kazuto Nakamura[1]

[1]Kyushu Univ., [2]KEK, [3]Tohoku Univ.

ITER ダイバータ用純タングステンの繰り返し加熱に対する耐久性能と機械特性の評価

Evaluation of durability to cyclic heat load and mechanical property of pure tungsten for ITER divertor

*福田 誠[1], 関 洋治[1], 江里 幸一郎[1], 西 宏[1], 横山 堅二[1], 鈴木 哲[1]
[1]量研

繰り返し加熱に対する耐久性能に優れた ITER ダイバータ用純タングステン（W）の材料学的特徴を明らかにするための研究の一環として、複数グレードの純 W の熱負荷 20MW/m^2 での繰り返し加熱試験と材料特性評価試験を実施し、材料組織及び機械特性と耐久性能との関連性について調査した。

キーワード：ITER, ダイバータ, タングステン

1. 緒言：ITER ダイバータのアーマ材として使用される純タングステン（W）には、繰り返し加熱に対する優れた耐久性が要求される。本研究では複数のグレードの純 W の繰り返し加熱に対する応答及び繰り返し加熱試験前の材料組織と機械特性を調査・比較して、これらの相関関係を明らかにすることを目的とした。

2. 実験：ITER ダイバータ用 W の要求仕様を満たし、かつグレードの異なる 3 種類の純 W（A, B, C 材）を供試材とした。純 W と無酸素銅（OFCu）緩衝層、クロムジルコニウム銅（CuCrZr）合金冷却管から構成される小型試験体を製作し、電子ビーム高熱負荷試験装置による繰り返し加熱試験を実施した。熱負荷は 20MW/m^2 とし、サイクル数は 300–1000 回とした。材料特性評価として、繰り返し加熱試験前の材料を対象として組織観察と引張試験を実施した。

3. 結果・考察：繰り返し加熱試験の結果、供試材である 3 種類の純 W の内、2 種類（A, C 材）において熱負荷面から冷却管にかけてき裂が認められた。また、全ての種類の純 W の熱負荷面に凹凸が形成したが、き裂が形成した A と C 材の熱負荷面の凹凸形成がより顕著であった。OFCu 緩衝層接合後の A, B, C 材の圧延面（RD-TD 面）の組織観察結果（電子線後方散乱回折（EBSD）による組織解析を行い、結晶粒界のみを表示した結晶粒界像）を図に示す。き裂が生じなかった純 W（B 材）と比較すると、き裂が生じた A 材では粒径のばらつきが大きく、また C 材では粒径が大きいという結果が得られた。引張試験の結果においては、どの材料も約 300℃から延性を示し、延性-脆性遷移温度に顕著な違いは認められなかった。これらの結果から、繰り返し加熱に対する耐久性能と、結晶粒組織及び引張試験により得られた延性-脆性遷移温度との間に明確な相関はないことが明らかとなった。

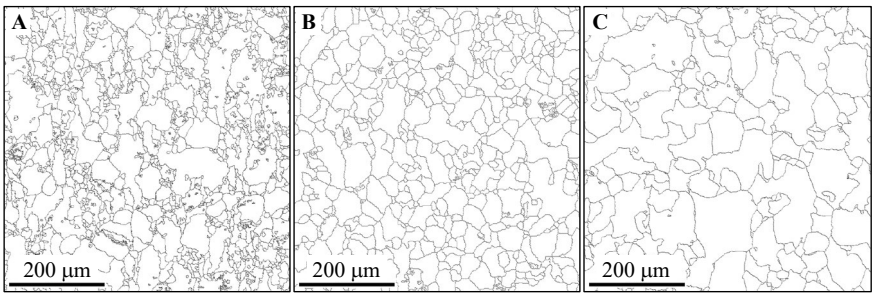


図 純 W (A, B, C 材)の結晶粒界像

*Makoto Fukuda[1], Yohji Seki[1], Koichiro Ezato[1], Hiroshi Nishi[1], Kenji Yokoyama[1], Satoshi Suzuki[1]
[1]QST

NITE-SiC$_f$/SiC 複合材料の熱伝導度に及ぼす微細組織の影響

Investigation of microstructural effects on the thermal conductivity of NITE-SiC/SiC composites

*金 秉閔[1]， 岸本 弘立[2]， 朴 峻秀[2]，中里 直史[3]

[1] 室蘭工業大学、生産システム工学系専攻

[2] 室蘭工業大学、環境・エネルギー材料研究機構(OASIS)、[3] 室蘭工業大学

SiC 繊維を 0/90° で積層強化し NITE（Nano infiltration transient eutectic ceramic）法で SiC$_f$/SiC 複合材料を作製した。気孔率と繊維の配列方向などが熱伝導率に及ぼす影響を評価するために密度の異なる三つの板材と繊維の配列方向、板材の厚さ方向に熱伝導の評価を行った。

キーワード： 核融合材料、SiC/SiC 複合材料、繊維配列方向、微細組織、熱伝導

1. 緒言

SiC 繊維強化 SiC 複合材料（SiC$_f$/SiC）は、核融合炉用構造材料の候補材料である。核融合炉では材料は中性子照射と 10MW/m^{2}以上の高熱流束に晒され、低熱伝導度の材料は熱応力によって破壊される可能性が生じる。複合材料では繊維配向により熱伝導度が異なると考えられ、熱特性を考慮した材料設計が必要とされる。近年、室蘭工業大学で開発している NITE 法で製作した材料は詳細なデータが不足しており、研究では、NITE-SiC$_f$/SiC 複合材料の熱伝導に及ぼす繊維、F/M 界面、マトリックスの影響を評価する。

2. 実験

PyC を被覆した高結晶性 SiC 繊維（Hi-Nicalon Type S）を用いて UD-SiC/SiC プリプレグシートを製作し、これを切断、0/90° で積層したのちホットプレス装置で Ar 雰囲気中、1820℃、20MPa で 1.5h 加圧焼結して、2D NITE-SiC$_f$/SiC 複合材料の板材を作製した。マトリックス内部の気孔率が熱伝導に及ぼす影響を評価するために密度が異なる板材を作製した。各試料について、図 1 に示す通り板材の厚さ方向と断面方向についてレーザーフラッシュ法を用いて室温において熱伝導率の測定を行った。

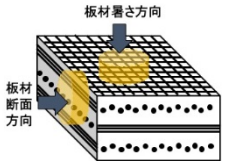


図 1 熱伝導度の測定方向

3. 結果および議論

熱伝導率と気孔率、密度との相関を図 2 に示す。板材の厚さ方向の熱伝導度はマトリックスの気孔率が 5%程度の試験片では 28-29 W/m・K であったが、気孔率 12.5%程度の試験片では 14 W/m・K 程度に低下した。一方で板材断面方向では気孔率が 14%程度とかなりマトリックスに気孔を含んでいたものの、熱伝導度は 22 W/m・K であり、厚さ方向に対して 1.5 倍程度の熱伝導度が測定された。Hi-Nicalon Type S 繊維の熱伝導率は、18 W/m・K とされており、64 W/m・K とされる Tyranno-SA 繊維や、数十 W/m・K は期待できるマトリックス SiC を下回る。本研究の試験片は繊維/マトリックス界面に高熱伝導率の（170～400 W/m・K）の PyC 層を用いており、この影響の評価を検討する必要性が示唆される。

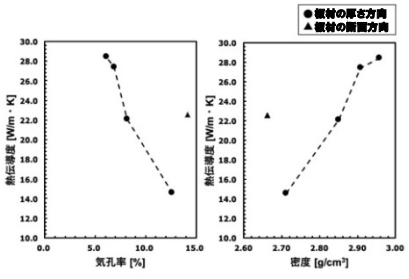


図 2 気孔率・密度と熱伝導率の相関

参考文献

[1] Eduard Volz, Electrical and thermal conductivity of liquid phase sintered SiC. Journal of the European Ceramic Society 21(2001) 2089-2093.

---

*Byungmin Kim[1], Hirotatsu Kishimoto[2], Joon-Soo Park[2], Naofumi Nakazato[3]

[1]Muroran Institute of Technology, Graduate school of Production Systems Engineering, [2]OASIS, Muroran Institute of Technology, [3]Muroran Institute of Technology

F82H 鋼の表面状態に及ぼす高温高圧水中の溶存酸素量の効果

Effects of dissolved oxygen in high temperature/pressurized water on the surface of F82H steels

*美馬 悠希[1], 中里 直史[1], 根本 泰成[1], 中島 基樹[2], 野澤貴史[2], 谷川博康[2], 岸本 弘立[1]
[1]室蘭工業大学, [2]量子科学技術研究開発機構

本研究では、溶存酸素量を制御した高温高圧水環境における F82H 鋼と参照材である SUS316L 鋼の浸漬試験を行い、重量変化と酸化皮膜の性状の評価行った。

キーワード：F82H 1, 高温高圧水 2, SUS316L 3, 溶存酸素量 4

1. 緒言

低放射化フェライト鋼（F82H 鋼）は核融合ブランケットの構造材料の候補材料である。ブランケットの冷却方式としては水冷却が有力であり、配管として用いられる材料については多様な水化学条件で高温高圧水との共存性を理解しておくことが重要であり、量子科学技術研究開発機構では F82H 鋼を含む核融合構造材料と高温高圧水との共存性に関する研究を実施している。ブランケット部構造材料は F82H 鋼であるが、バックプレートにつながる配管はオーステナイト系ステンレス鋼（SUS316L 鋼）の使用が予定されており、この冷却管内を同一条件の冷却水が流れることから、両者の健全性を維持可能な水化学条件が必要とされる。本研究では水の放射性分解で酸素が発生した環境を模擬した高温高圧水中に F82H 鋼と SUS316L 鋼の試験片を浸漬し、浸漬時間や溶存酸素量（DO）を制御することで酸化皮膜へ与える影響を評価することを目的とした。

2. 実験方法

供試材はクーポン形状（10 mm×10 mm×2 mm）の F82H 鋼と SUS316L 鋼である。試料表面はアルミナ研磨剤（0.05 μm）を用いたバフ研磨により鏡面研磨仕上げとした。浸漬試験には高温高圧水腐食試験装置（東伸工業株式会社）を用い、試験条件は温度 ：290 ℃、圧力 ：9.0 MPa、流量 ：7.0 L/h、溶存酸素量 ：10、100 ppb、試験時間 ：1000 h とした。浸漬試験後の試料を走査型電子顕微鏡（SEM）観察（日本電子）、粉末 X 線回折（XRD）測定（Rigaku UltimaⅣ）、X 線光電子分光（XPS）測定（日本電子）を用いて評価した。

3. 結果

本研究では浸漬時間 500 h において中間評価を実施した。図 1 に溶存酸素量 100 ppb にて実施した浸漬試験 500 h 及び 1000 h 後の F82H 鋼表面の SEM 観察を示す。試料全体に粒状の酸化被膜層が観察され、浸漬時間の増加に伴う酸化被膜形状の明確な差異は見られない。試料表面に対し XRD 測定を行った結果、浸漬時間 500 h、1000 h 共に、母材である Fe の他に Fe_2O_3、Fe_3O_4、Cr_2O_3、$FeCr_2O_4$ が同定された。このことから酸化被膜層は複数の酸化物により構成されていることが示唆される。発表当日は、XPS 測定による酸化被膜層の深さ方向の構造変化についても報告する。

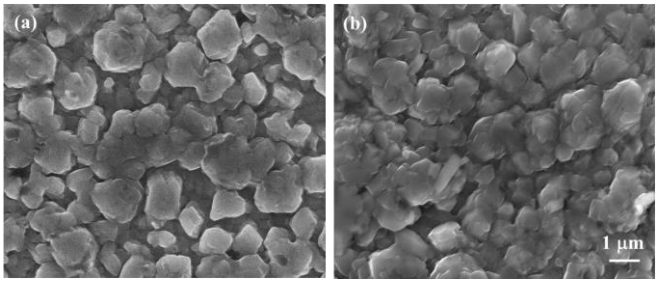


図 1　浸漬試験後の F82H 鋼表面の SEM 観察結果 ：（a）浸漬時間 500 h （b）浸漬時間 1000 h

*Hiroki Mima[1], Naofumi Nakazato[1], Taisei Nemoto[1], Motoki Nakajima[2], Takashi Nozawa[2], Hiroyasu Tanigawa[2], and Hirotatsu Kishimoto[1]

[1]Muroran Institute of Technology., [2]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology.

General Meeting

[1E_GM] 「学生連絡会」第34回全体会議

Wed. Mar 20, 2019 12:00 PM - 1:00 PM Room E (Common Education Bildg. 2 2F No.22)

[1E_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Wed. Mar 20, 2019 12:00 PM - 1:00 PM Room E)

[1E_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

[1H_GM]「保健物理・環境科学部会」第38回全体会議

Wed. Mar 20, 2019 12:00 PM - 1:00 PM Room H (Common Education Bildg. 2 2F No.27)

[1H_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Wed. Mar 20, 2019 12:00 PM - 1:00 PM Room H)

[1H_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

[1I_GM] 「熱流動部会」第52回全体会議

Wed. Mar 20, 2019 12:00 PM - 1:00 PM Room I (Common Education Bildg. 2 3F No.30)

[1I_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Wed. Mar 20, 2019 12:00 PM - 1:00 PM Room I)

[1I_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

[1J_GM] 「新型炉部会」第18回全体会議

Wed. Mar 20, 2019 12:00 PM - 1:00 PM Room J (Common Education Bildg. 2 3F No.32)

[1J_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Wed. Mar 20, 2019 12:00 PM - 1:00 PM Room J)

[1J_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

[1L_GM] 「リスク部会」第4回全体会議

Wed. Mar 20, 2019 12:00 PM - 1:00 PM Room L (Common Education Bildg. 2 3F No.36)

[1L_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Wed. Mar 20, 2019 12:00 PM - 1:00 PM Room L)

[1L_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

[1M_GM] 「材料部会」第38回全体会議

Wed. Mar 20, 2019 12:00 PM - 1:00 PM Room M (Common Education Bildg. 2 3F No.37)

[1M_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Wed. Mar 20, 2019 12:00 PM - 1:00 PM Room M)

[1M_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

[1N_GM]「社会・環境部会」第40回全体会議

Wed. Mar 20, 2019 12:00 PM - 1:00 PM Room N (Common Education Bildg. 2 4F No.42)

[1N_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Wed. Mar 20, 2019 12:00 PM - 1:00 PM Room N)

[1N_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan