Wed. Sep 7, 2022

Room A

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

[1A01-05] Waste at Fukushima Daiichi NPS

Chair:Fumihiko Kanayama(JAEA)
10:30 AM - 11:55 AM Room A (E1 Bildg.1F No.10)

[1A01] Dissolution behavior of $CaUO_4$ in the presence of carbonate

*Yuto Kato[1], Taishi Kobayashi[1], Takayuki Sasaki[1] (1. Kyoto Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM

[1A02] Analysis for investigation of sludge observed in the storage tank of Fukushima Daiichi Nuclear Power

*Yukako Yamaguchi[1], Yoshihiro Sekio[1], Koji Maeda[1], Yoshikazu Koma[1], Akihiko Fujiya[2] (1. JAEA, 2. TEPCO HD)

10:45 AM - 11:00 AM

[1A03] Development of inventory evaluation methods for the radioactive wastes of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Daisuke Sugiyama[1], Shingo Tanaka [1], Yoshikazu Koma[2,3], Youko Takahatake[2,3], Yoshio Aoki[3] (1. CRIEPI, 2. JAEA, 3. IRID)

11:00 AM - 11:15 AM

[1A04] Fluorination Method for Classification of the Waste Generated by Fuel Debris Removal

*Keita Endo[1], Daisuke Watanabe[1], Masahide Takano[2], Ayako Sudo[2] (1. Hitachi-GE, 2. JAEA)

11:15 AM - 11:30 AM

[1A05] Fluorination Method for Classification of the Waste Generated by Fuel Debris Removal

*Masahide Takano[1], Ayako Sudo[1], Daisuke Watanabe[2] (1. JAEA, 2. Hitachi-GE)

11:30 AM - 11:45 AM

[1A_GM] The 57th General Meeting of Division of Nuclear Fuel Cycle and Environment

12:05 PM - 12:55 PM Room A (E1 Bildg.1F No.10)

[1A_GM] General Meeting

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

[1A_PL] The Current Status and Future Perspectives of Back-end technology development

Chair: Yukihiro Iguchi (Univ. of Fukui)
1:00 PM - 2:30 PM Room A (E1 Bildg.1F No.10)

[1A_PL01] Past and Future of R&D on backend issues in JAEA

*Yoshihiro Meguro[1] (1. JAEA)

[1A_PL02] Directions in Decommissioning Technology Development

*Naoko Watanabe[1] (1. Hokkaido Univ.)

[1A_PL03] Directions in Decommissioning Technology Development

*Kazuyuki Torii[1] (1. Shimizu)

[1A_PL04] Panel discussion

*Yoshihiro Meguro[1], Naoko Watanabe[2], Kazuyuki Torii[3] (1. JAEA, 2. Hokkaido Univ., 3. Shimizu)

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

[1A06-08] Nuclide Adsorption and Separation 1

Chair:Daisuke Sugiyama(CRIEPI)
2:45 PM - 3:35 PM Room A (E1 Bildg.1F No.10)

[1A06] Uranium recovery from the solution originated sludge waste

*Youko Takahatake[1], Madoka Saito[1], Toshihiro Iwamoto[1], Sou Watanabe[1], Masayuki Watanabe[1] (1. JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM

[1A07] Uranium recovery from the solution originated sludge waste

*Madoka Saito[1], Youko Takahatake[1], Sou Watanabe[1], Masayuki Watanabe[1], Takehiko Tsukahara[2], Atsuki Naruse[2] (1. JAEA, 2. Tokyo Tech)

3:00 PM - 3:15 PM

[1A08] Uranium recovery from the solution originated sludge waste

*Toshihiro Iwamoto[1], Madoka Saito[1], Youko Takahatake[1], Sou Watanabe[1], Masayuki Watanabe[1], Atsuki Naruse[2], Takehiko Tsukahara[2] (1. JAEA, 2. Tokyo Tech)

3:15 PM - 3:30 PM

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

[1A09-12] Nuclide Adsorption and Separation 2

Chair:Masahide Takano(JAEA)
3:35 PM - 4:40 PM Room A (E1 Bildg.1F No.10)

[1A09] A study for decomposition and recycle of used

©Atomic Energy Society of Japan

impregnation adsorbents generated in MA separation recovery process

*Go Shinoda[1], Tsuyosi Arai[1], Kenta Ishizawa[1] (1. Shibaura Inst. of Tech.)

3:35 PM - 3:50 PM

[1A10] Examination of applicability of the novel iminodiacetic acid chelate adsorbent for recovery of trace nuclei contained in concentrated sodium liquid waste

*Shogo Uchiyama[1], Ryotatsu Matsushima[2], Koki Koshigoe[2], Fuminori Sato[2], Tsuyoshi Arai[1] (1. Shibaura Inst. of Tech., 2. JAEA)

3:50 PM - 4:05 PM

[1A11] Evaluation of separation ability of uranyl ions using temperature-swing gelification extraction

*Atsuki Naruse[1], Takehiko Tsukahara[1], Mototetsu Kimura[1], Naokazu Idota[1] (1. Tokyo Tech)

4:05 PM - 4:20 PM

[1A12] Effect of solution mixing on continuous removal of radioactive strontium from fresh water by column co-crystallization with calcium carbonate

*Tsuneki Ichikawa[1,2], Kazuo Yamada[2] (1. Hokkaido Univ., 2. NIES)

4:20 PM - 4:35 PM

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

[1A13-15] Nuclide Adsorption and Separation 3

Chair:Youko Takahatake(JAEA)

4:40 PM - 5:30 PM Room A (E1 Bildg.1F No.10)

[1A13] Examination for the effect of changes in the particle size of the extractant impregnated adsorbent using the extraction chromatography on the separation behavior

*Kenta Katsuki[1], Keisuke Masumura[1], Tsuyoshi Arai[1] (1. Shibaura Inst. of Tech.)

4:40 PM - 4:55 PM

[1A14] Compariso of mass balance of volume reduction process for fly ash generated in thermal treatment of radioactively contaminated off-site incineration residue

*Kenichi Arima[1], Masahiro Osako[1], shunji Oda[2], Hisao Tohma[2], Keisuke Imai[2] (1. National Institute of Environmental Studies, 2. Japan Environmental Storage &Safety Corporation)

4:55 PM - 5:10 PM

[1A15] Adsorption ability of metal ions for Na-P1 type zeolite and its immobilization using the heat-treatment for the purpose of decontamination of radionuclides

*Ami Takahashi[1], Yoshiteru Itagaki[1], Hiromichi Aono[1] (1. Ehime Univercity)

5:10 PM - 5:25 PM

Room B

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

[1B01-05] Vitrification 1

Chair:Kazuyoshi Uruga(CRIEPI)

10:30 AM - 11:55 AM Room B (E1 Bildg.2F No.21)

[1B01] Development of Simulation Model for Cold-cap of TVF Glass Melter

*Yoshimitsu Asahi[1], Akira Kodaka[1] (1. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM

[1B02] Evaluation of nitric acid solubility of molybdenum-containing platinum group alloys

*Koya Yamazaki[1], Sayaka Chiba[1], Haruaki Matsuura[1], Isamu Sato[1], Haruka Tada[2] (1. TCU, 2. IHI)

10:45 AM - 11:00 AM

[1B03] Local structural change of noble metal alloy containing molybdenum by heat treatment

Koki Sakashita[1], Seishiro Tanaka[1], *Haruaki Matsuura[1], Isamu Sato[1], Haruka Tada[2] (1. TCU, 2. IHI)

11:00 AM - 11:15 AM

[1B04] Study on YP formation mechanisms by using zirconium molybdate as a starting material

*Haruya Koshino[1], Daisuke Akiyama[1], Takayuki Nagai[2], Yoshihiro Okamoto[2], Akira Kirishima[1] (1. Tohoku Univ., 2. JAEA)

11:15 AM - 11:30 AM

[1B05] Crystallization of molybdenum phase from simulated high-level waste glass under slow cooling

*Toru Sugawara[1], Toshiaki Ohira[1], Ayaka Sekine[1,2], Maki Adachi[1,2], Hitomi Sato[1] (1. Akita University, 2. Japan Nuclear Fuel Limited)

11:30 AM - 11:45 AM

Planning Lecture | Board and Committee | Board of Directors

[1B_PL] How should the AESJ tackle to "dialogue" with society?

Chair: Shin-ichi Koyama (JAEA)

1:00 PM - 2:30 PM Room B (E1 Bildg.2F No.21)

©Atomic Energy Society of Japan

[1B_PL01] Current status and concerns of the AESJ regarding information dissemination and social dialogue

*Shinichi Kawamura[1] (1. HGNE)

[1B_PL02] Findings from YGN (Young Generation Network) activities.

*Kyohei Yoshinaga[1] (1. MRI)

[1B_PL03] Opinion! From the experience of risk communication in Tokai Village

*Junko Ayame[1] (1. JAEA)

[1B_PL04] From the viewpoint both information dissemination and then recipient

*Sanae Suzuki[1] (1. Sabae cultural promotion organization)

[1B_PL05] From dialogue and understanding, leading to listening and mutual understanding

*Tomoko Tsuchiya[1] (1. TONeRiCo)

[1B_PL06] Discussion

*Chair: Shin-ichi Koyama[1], Shinichi Kawamura[2], Kyohei Yoshinaga[3], Junko Ayame[1], Sanae Suzuki[4], Tomoko Tsuchiya[5] (1. JAEA, 2. HGNE, 3. MRI, 4. Sabae cultural promotion organization, 5. TONeRiCo)

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

[1B06-09] Decommissioning Evaluation Methods

Chair:Masahiko Machida(JAEA)
2:45 PM - 3:50 PM Room B (E1 Bildg.2F No.21)

[1B06] A study on analysis of actual date in " FUGEN" decommissioning

*yuya kouda[1], Yukihiro iguchi[2], satoshi yanagihara[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. University of Fukui.)

2:45 PM - 3:00 PM

[1B07] A Study for the optimization of the decommissioning project of nuclear facilities

*Yukihiro IGUCHI[1], Daisuke KAWASAKI[1], Satoshi YANAGIHARA[1] (1. University of Fukui)

3:00 PM - 3:15 PM

[1B08] Development of Risk Assessment Methodology for Nuclear Power Plants in Decommissioning Phase

*Taro Shimada[1], Tsuyoshi Sasagawa[1], Kazuji Miwa[1], Shizuka Takai[1], Seiji Takeda[1] (1. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

[1B09] Development of Risk Assessment Methodology for Nuclear Power Plants in Decommissioning Phase

*Tsuyoshi Sasagawa[1], Taro Shimada[1], Seiji Takeda[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:30 PM - 3:45 PM

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

[1B10-15] Cutting and Decontamination

Chair:Haruo Morishige(Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review Group)
3:50 PM - 5:30 PM Room B (E1 Bildg.2F No.21)

[1B10] Laser decontamination mechanism using high-speed scanning of high-power density continuous wave fiber laser and high speed camera

*Atsushi Kosuge[1], Eisuke J. Minehara[2] (1. JAEA, 2. LDD Corporation)

3:50 PM - 4:05 PM

[1B11] Laser decontamination mechanism using high-speed scanning of high-power density continuous wave fiber laser and high-speed camera

*Eisuke John Minehara[1], Atsushi Kosuge[2] (1. LDD, 2. JAEA)

4:05 PM - 4:20 PM

[1B12] Fundamental Study on Mechanism of Blasting Decontamination Device for Small Diameter Pipe (Part 6)

*Seigo Kai[1], Hideharu Takahashi[1], Hayato Taniguchi[2], Akihiko Kawashima[2], Hiroshi Takahashi[3], Keisuke Jinza[4], Hiroshige Kikura[1] (1. Tokyo Institute of technology, 2. Shintokogio, Ltd., 3. Fuji Furukawa Engineering &Construction Co.Ltd., 4. Fuji Electric Co., Ltd.)

4:20 PM - 4:35 PM

[1B13] Research and development of lead block cutting technique for decommissioning nuclear power plants

*Tomohisa Gotou[1], Glenn Harvel[2], Yutaro Aoki[1], Takeyoshi Sunagawa[1] (1. FUT, 2. Ontario Tech Univ.)

4:35 PM - 4:50 PM

[1B14] Acquisition of Dust Behavior Data during Laser Cutting in a Large Water Tank

*Yuta Miyamoto[1], Hiroki Iwai[1], Norimasa Mori[1] (1.

©Atomic Energy Society of Japan

Japan Atomic Energy Agency)
4:50 PM - 5:05 PM

[1B15] Development of spectroscopic measurement techniques for laser processing
*Masabumi Miyabe[1], Yoshihiro Iwata[1], Ryohei Terabayashi[2], Shuichi Hasegawa[2] (1. JAEA, 2. The University of Tokyo)
5:05 PM - 5:20 PM

Room D

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

[1D01-04] Hydrogen Generation

Chair:Koichi Uozumi(CRIEPI)
10:15 AM - 11:25 AM Room D (E1 Bildg.2F No.23)

[1D01] Investigation on the temperature dependence of G value of H2 in Reprocessing solutions
*Yoshikazu Tamauchi[1], Masanao Nakano[1], Satoshi Hasegawa[1], Kazuki Kubo[1] (1. JNFL)
10:15 AM - 10:30 AM

[1D02] Investigation on the temperature dependence of G value of H_2 in Reprocessing solutions
*Masaaki Kaneko[1], Hiroki Yokoyama[1], Yoshionri Etoh[1], Kenichi Matsushima, Yoshikazu Tamauchi[2], Masanao Nakano[2], Satoshi Hasegawa[2], Kazuki Kubo[2] (1. Nippon Nuclear Fuel Development CO.,LTD, 2. Japan Nuclear Fuel, LTD)
10:30 AM - 10:45 AM

[1D03] Investigation on the temperature dependence of G value of H2 in Reprocessing solutions
*Hiroki Yokoyama[1], Masaak Kaneko[1], Yoshinori Etoh[1], Kenichi Matsushima[1], Yoshikazu Tamauchi[2], Masanao Nakano[2], Satoshi Hasegawa[2], Kazuki Kubo[2] (1. NFD, 2. JNFL)
10:45 AM - 11:00 AM

[1D04] Investigation on the temperature dependence of G value of H2 in Reprocessing solutions
*Kazuki Kubo[1], Masanao Nakano[1], Satoshi Hasegawa[1], Yoshikazu Tamauchi[1] (1. JNFL)
11:00 AM - 11:15 AM

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

[1D05-06] Boiling and Drying of High-level Liquid Waste

Chair:Masaaki Kaneko(NFD)
11:25 AM - 12:00 PM Room D (E1 Bildg.2F No.23)

[1D05] Enhancement of Analysis Method for Important Phenomena of Severe Accidents at Reprocessing Plant
*Hisayuki Kyo[1], Daisuke Fujiwara[1], Hiroshi Shirai[1], Takashi Kodama[2], Yoshikazu Tamauchi[2], Naoya Satou[2], Mikio Kumagai[3] (1. TEPCO SYSTEMS CORPORATION, 2. Japan Nuclear Fuel Limited, 3. Ui Science inc.)
11:25 AM - 11:40 AM

[1D06] Study on applicability of zeolite for mitigation of RuO_4 release
*Yuma Sekiguchi[1], Tetsuya Kato[1], Tsuyoshi Usami[1] (1. CRIEPI)
11:40 AM - 11:55 AM

[1D_GM] The 43rd General Meeting of Reprocessing and Recycle Technology Division

12:05 PM - 12:55 PM Room D (E1 Bildg.2F No.23)

[1D_GM] General Meeting

Planning Lecture | Board and Committee | Fukushima Support Project

[1D_PL] Current progress of interim storage and recycling for removed soil

Chair: Reiko Fujita (Fukushima Support Project)
1:00 PM - 2:30 PM Room D (E1 Bildg.2F No.23)

[1D_PL01] Current status of interim storage for removed soil
*Hiroshi Hattori[1] (1. MOE)

[1D_PL02] Initiatives and future of volume reduction and recycling for removed soil
*Katsutoshi Yoshida[1] (1. MOE)

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

[1D07-11] Recovery of Minor Actinides

Chair:Yoshiharu Sakamura(CRIEPI)
2:45 PM - 4:10 PM Room D (E1 Bildg.2F No.23)

[1D07] Hybrid Process Combining Solvent Extraction and Low Pressure Loss Extraction Chromatography for a Reasonable MA Recovery
*Atsushi Sakamoto[1], Yuichi Sano[1], Masayuki Takeuchi[1] (1. JAEA)
2:45 PM - 3:00 PM

[1D08] Hybrid Process Combining Solvent Extraction and Low Pressure Loss Extraction Chromatography for a Reasonable MA Recovery

©Atomic Energy Society of Japan

*Masaumi Nakahara[1], Atsushi Sakamoto[1], Yuichi Sano[1], Masayuki Takeuchi[1] (1. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM

[1D09] Hybrid Process Combining Solvent Extraction and Low Pressure Loss Extraction Chromatography for a Reasonable MA Recovery

*Tatsuya Emori[1], Keisuke Morita[1], Yasutoshi Ban[1], Hiromori Sato[2], Tsuyoshi Arai[2], Yuichi Sano[1] (1. JAEA, 2. Shibaura Inst. of Tech.)

3:15 PM - 3:30 PM

[1D10] Hybrid Process Combining Solvent Extraction and Low Pressure Loss Extraction Chromatography for a Reasonable MA Recovery

*Kazuki Minowa[1], Junnosuke Fujita[1], Haruaki Matsuura[1], Sou Watanabe[2], Yuichi Sano[2] (1. TCU, 2. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

[1D11] Hybrid Process Combining Solvent Extraction and Low Pressure Loss Extraction Chromatography for a Reasonable MA Recovery

*Yuichi Sano[1], Tsuyoshi Arai[2], Kiyoharu Nakatani[3], Haruaki Matsuura[4], Shigeru Kunii[5] (1. JAEA, 2. Shibaura Inst. of Tech., 3. Univ. of Tsukuba, 4. TCU, 5. Chemicrea)

3:45 PM - 4:00 PM

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

[1D12-16] Aqueous Reprocessing and Pyroprocessing

Chair:Masaumi Nakahara(JAEA)
4:10 PM - 5:30 PM Room D (E1 Bildg.2F No.23)

[1D12] Development of new extractants for MA / RE separation in SELECT process

*Hideya Suzuki[1], Kojiro Shimojo[1], Tatsuya Emori[1], Nao Tsutsui[1], Tatsuya Kurosawa[1], Mitsunobu Shibata[1], Tomohiro Kawasaki[1], Yasutoshi Ban[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:10 PM - 4:25 PM

[1D13] Effect of branched side chains on the extraction and phase separation properties of cyclic monoamide extractants for selective separation of U(VI)

*Hiroki Kita[1], Masanobu Nogami[1], Kenji Shirasaki[2], Chikage Abe[2] (1. Kindai Univ., 2. Tohoku Univ.)

4:25 PM - 4:40 PM

[1D14] Effect of solid catalyst on the hydrothermal decomposition of solvent degradation products from reprocessing process.

*Tetsuo Honma[1], Mayu Shimosawa[1], Tatsuya Horimai[2], Kiyoshi Anzai[2], Takeshi Tsukada[2] (1. NIT Hachinohe College, 2. JNFL)

4:40 PM - 4:55 PM

[1D15] A study on the removal of fission products from LiCl-KCl molten salt used in electrorefining

*Yoshiharu Sakamura[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry)

4:55 PM - 5:10 PM

[1D16] Development of spent salt treatment technology using zeolite

*Koichi Uozumi[1], Masatoshi Iizuka[1], Hirohide Kofuji[2] (1. CRIEPI, 2. JAEA)

5:10 PM - 5:25 PM

Room E

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 501-1 Basic Properties

[1E01-04] Basic Reaction, Basic Property

Chair:Hiroki Nakamura(JAEA)
2:45 PM - 3:45 PM Room E (E1 Bildg.2F No.24)

[1E01] Reaction of cesium molybdate with silicon oxide coating on stainless steel 304 at 700° C

*Mai Dung Do Thi[1], Yuki Uchida[2], Tadachika Nakayama[1], Hisayuki Suematsu[1] (1. Nagaoka University of Technology, 2. National Institute of Technology, Nagaoka College)

2:45 PM - 3:00 PM

[1E02] Effects of oxygen and carbon on tritium redistribution in zirconium

*Kota Nishihara[1], Yoshitaka Chino[1], Kenichi Hashizume[1], Yuji Hatano[2] (1. Kyushu University Interdisciplinary Graduate School of Engineering Sciencies, 2. Toyama University Hydrogen Isotope Research Center)

3:00 PM - 3:15 PM

[1E03] Measurement of Density and Viscosity of Molten Lead Chloride

*Rika Sato[1], Tsuyoshi Nishi[1], Hiromichi Ohta[1], Takanori Sugawara[2], Kenji Nishihara[2] (1. Ibaraki Univ., 2. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

[1E04] Demonstration research on fast reactor recycling using low decontaminated MA-bearing

©Atomic Energy Society of Japan

MOX fuels

*Kaito Kimura[1], Uno Masayoshi[1], Onitsuka Takashi[1]
（1. Univ. of Fukui）

3:30 PM - 3:45 PM

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 501-1 Basic Properties

[1E05-09] Mechanical Learning, AI Aplication

Chair:Kenichi Hashizume(Kyusyu Univ.)
3:45 PM - 5:00 PM Room E (E1 Bildg.2F No.24)

[1E05] Development of novel nuclear fuel materials with high thermal conductivity by materials informatics

*Yuji Miyawaki[1], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Masaya Kumagai[2,3], Ken Kurosaki[3]（1. Osaka Univ., 2. SAKURA internet, 3. Kyoto Univ.）

3:45 PM - 4:00 PM

[1E06] Evaluation of high-temperature properties of $(Ca,Sr)F_2$ with machine-learning molecular dynamic

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

4:00 PM - 4:15 PM

[1E07] Acceleration of nuclear fuel development research incorporating artificial intelligence (AI) technology

*Kenji Konashi[1], Yuji Arita[2], Tsuyoshi Yaita[3], Hiromichi Watanabe[4], Kyoichi Morimoto[3], Kazuki Mori[5], Nobuhiko Kato[5]（1. Tohoku University, 2. Fukui University, 3. JAEA, 4. AIST, 5. CTC）

4:15 PM - 4:30 PM

[1E08] Acceleration of nuclear fuel development research incorporating artificial intelligence (AI) technology

*Keisuke Niino[1], Yuji Arita[1], Kenji Konashi[2], Hiromichi Watanabe[3], Tsuyoshi Yaita[4], Hajime Tanida[4], Tohru Kobayashi[4], Kyoichi Morimoto[4], Masashi Watanabe[4]
（1. Univ. of Fukui, 2. Tohoku Univ., 3. AIST, 4. JAEA）

4:30 PM - 4:45 PM

[1E09] Acceleration of nuclear fuel development research Incorporating artificial intelligence (AI) technology

*Tsuyoshi Yaita[1], Tohru Kobayashi[1], Hajime Tanida[1], Kenji Konashi[2], Yuji Arita[3], Keisuke Niino[3], Hiromichi Watanabe[4], Kyoichi Morimoto[1], Kazuki Mori[5], Nobuhiko Kato[5]（1. JAEA, 2. Tohoku Univ., 3. Fukui Univ., 4. AIST, 5. CTC）

4:45 PM - 5:00 PM

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 501-1 Basic Properties

[1E10-11] Glove Material

Chair:Tsuyoshi Yaita(JAEA)
5:00 PM - 5:30 PM Room E (E1 Bildg.2F No.24)

[1E10] Feasibility investigation on gloves with self-repairing function

*Tomoomi Segawa[1], Koichi Kawaguchi[1], Katsunori Ishii[1], Takayoshi Makino[1]（1. JAEA）

5:00 PM - 5:15 PM

[1E11] Feasibility investigation on gloves with self-repairing function

*Koichi Kawaguchi[1], Katsunori Ishii[1], Tomoomi Segawa[1], Takayoshi Makino[1]（1. JAEA）

5:15 PM - 5:30 PM

Room F

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

[1F01-04] Multi-physics Simulation 1

Chair:Yoritaka Iwata(Kansai Univ.)
10:45 AM - 11:55 AM Room F (E1 Bildg.3F No.31)

[1F01] Development of a cladding burst model under the loss of coolant accident conditions in a spent fuel pool

*Kenta Inagaki[1], Kinya Nakamura[1], Atsushi Ui[1]（1. CRIEPI）

10:45 AM - 11:00 AM

[1F02] A development of Multi-Physics Burnup Analysis System

*Motomu Suzuki[1], Kenta Inagaki[1], Shunsuke Sato[1], Shoichi Kitajima[1]（1. CRIEPI）

11:00 AM - 11:15 AM

[1F03] Numerical investigation of bubble transfer in additive manufacturing technology by a multiphase particle method

*Guangtao Duan[1], Mikio Sakai[1]（1. The University of Tokyo）

11:15 AM - 11:30 AM

[1F04] Development of Advanced Neutronics/Thermal-Hydraulics Coupling Simulation System

*Tomohiro Kamiya[1], Ayako Ono[1], Kenichi Tada[1], Hiroshi Akie[1], Yasunobu Nagaya[1], Hiroyuki Yoshida[1]（1. JAEA）

©Atomic Energy Society of Japan

11:30 AM - 11:45 AM

[1F_GM] The 32nd General Meeting of Computational Science and Engineering Division

12:05 PM - 12:55 PM Room F (E1 Bildg.3F No.31)

[1F_GM] General Meeting

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

[1F_PL] Application of Reduced Order Model in digital technology

Chair: Masaaki Suzuki (Chukyo Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room F (E1 Bildg.3F No.31)

[1F_PL01] Application of reduced order model in structural analysis to data assimilation

*Soma Watabiki[1], Atsuki Oba[1] (1. KKE)

[1F_PL02] Pattern extraction from large scale plasma turbulence simulation data with Principal Component Analysis

*Yuuichi Asahi[1] (1. JAEA)

[1F_PL03] Application examples of Reduced Order Model to reactor physics calculation

*Tomohiro Endo[1] (1. Nagoya Univ.)

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

[1F05-09] Multi-physics Simulation 2

Chair:Akemi Nishida(JAEA)

2:45 PM - 4:05 PM Room F (E1 Bildg.3F No.31)

[1F05] Analysis of SIA cluster transformation in fcc-Cu by on-the-flu kinetic Monte Calro

*Yojiro Yamamoto[1], Sho Hayakawa[1], Taira Okita[1] (1. University of Tokyo)

2:45 PM - 3:00 PM

[1F06] MD-FEM coupling method for modelling mesoscale phenomena

*Hideaki Tagawa[1], Taira Okita[1], Mitsuhiro Itakura[2], Kazuya Goto[3] (1. UTokyo, 2. JAEA, 3. PExProCS, LLC.)

3:00 PM - 3:15 PM

[1F07] Quantification of nonlinear ultrasonic mixing response to radiation-induced defects using molecular dynamics

*Nayuta Matsuda[1], Syou Mori, Taira Okita[1] (1. UTokyo)

3:15 PM - 3:30 PM

[1F08] Validation Study on FELMI for a Gas-Liquid-Solid Flow

*Rui LI[1], Daisuke YAMADA[1], Mikio SAKAI[1] (1. Utokyo)

3:30 PM - 3:45 PM

[1F09] Implicit scheme implemented to the spectral calculations for nonlinear hyperbolic evolution equations

*Yoritaka Iwata[1], Yasuhiro Takei[2] (1. Kansai University, 2. Mizuho Research &Technologies)

3:45 PM - 4:00 PM

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

[1F10-13] Computational Science for Nuclear Safety

Chair:Mikio Sakai(UTokyo)

4:05 PM - 5:10 PM Room F (E1 Bildg.3F No.31)

[1F10] Data assimilation application to CFD simulation of thermal flow in a large containment vessel facility CIGMA

*Masahiro Ishigaki[1], Yoshiyasu Hirose[2], Satoshi Abe[2], Toru Nagai[3], Tadashi Watanabe[1] (1. Univ. of Fukui, 2. JAEA, 3. Nagoya Univ.)

4:05 PM - 4:20 PM

[1F11] Application of Surrogate Models for Statistical Safety Evaluation

*Ikuo Kinoshita[1] (1. INSS)

4:20 PM - 4:35 PM

[1F12] Standard Guideline for the Seismic Response Analysis Method Using Three-dimensional Detailed Model of Reactor Buildings

*Byunghyun Choi[1], Akemi Nishida[1], Tadahiko Shiomi[1], Manabu Kawata[1], Yinsheng Li[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:35 PM - 4:50 PM

[1F13] Development of the Multi-Phase Multi-Component Thermal-Hydraulic Simulation Method for MCCI based on MPS Method

*Fukuda Takanari[1], Yamaji Akifumi[1], Takei Haruki[1], Yamashita Susumu[2], Yoshida Hiroyuki[2] (1. Waseda Univ., 2. JAEA)

4:50 PM - 5:05 PM

Room G

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 301-2 Reactor

©Atomic Energy Society of Japan

Design, Nuclear Energy Strategy, Nuclear Transmutation

[1G01-04] Advanced Reactor Design

Chair:Tadafumi Sano(Kindai Univ.)
10:15 AM - 11:20 AM Room G (E1 Bildg.3F No.32)

[1G01] Evaluation of physical properties of Be_2-CsF using machine learning molecular dynamics simulations for developing nulcear transmutation targets

*Tenta Noki[1], Hiroki Shishido[1], Hidetoshi Hashizume[1] (1. Tohoku University)

10:15 AM - 10:30 AM

[1G02] Core characteristics and generation cost evaluation of heavy-water-cooled reduced-moderation thorium breeder reactor with radial and axial blankets

*Yuki Sakurai[1], Tomoatsu Shinohara[1], Hiroki Ishida[2], Tetsuya Inoue[1], Naoyuki Takaki[1] (1. Tokyo City Univ, 2. Toshiba Plant Systems &Services Corporation)

10:30 AM - 10:45 AM

[1G03] Simplified reprocessing and synthetic wave CANDLE burning method to maximize uranium resource utilization

*Tomohiro Yamashita[1], Naoyuki Takaki[1] (1. TCU)

10:45 AM - 11:00 AM

[1G04] The optimization of Pu layout in SiC matrix fuel compact HTTR core for higher power density operation

*Yosuke Nishimura[1], Koji Okamoto[1] (1. The University of Tokyo)

11:00 AM - 11:15 AM

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

[1G05-06] Molten Salt Reactor

Chair:Naoyuki Takaki(TCU)
11:20 AM - 11:55 AM Room G (E1 Bildg.3F No.32)

[1G05] Research and development of a small chloride molten salt fast reactor

*Yoshihisa Tahara[1], Satoshi Chiba[1], Hiroyasu Mochizuki[1] (1. Tokyo Tech)

11:20 AM - 11:35 AM

[1G06] Research and development of a small chloride molten salt fast reactor

*Haruka Hirano[1], Yoshihisa Tahara[1], Satoshi Chiba[1], Hiroyasu Mochizuki[1] (1. Tokyo Tech)

11:35 AM - 11:50 AM

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

[1G07-10] Analysis Method Development 1 Burnup Calculation

Chair:Satoshi TAKEDA
2:45 PM - 3:50 PM Room G (E1 Bildg.3F No.32)

[1G07] Improvement of the Predictor-Corrector method for burnup calculations in nuclear fuel containing burnable absorbers

*Fuga Miyazawa[1], Go Chiba[1], Kosuke Tsujita[2], Shuhei Miwa[2] (1. Hokkaido Univ., 2. NEL)

2:45 PM - 3:00 PM

[1G08] Study on fast computation of burnup calculations using MMPA on GPUs

*Yoshinari Harada[1], Hibiki Yamaguchi[1], Akio Yamamoto[1], Tomohiro Endo[1] (1. NAGOYA university)

3:00 PM - 3:15 PM

[1G09] Low-order model for time behavior of atomic number densities with radioactive decay

*Go Chiba[1], Yu Yoshifuji[1], Kosuke Tsujita[2], Shuhei Miwa[2] (1. Hokkaido Univ., 2. NEL)

3:15 PM - 3:30 PM

[1G10] Low-order model for time behavior of atomic number densities with radioactive decay

*Yu Yoshifuji[1], Go Chiba[1], Kosuke Tsujita[2], Shuhei Miwa[2] (1. Hokkaido Univ., 2. NEL)

3:30 PM - 3:45 PM

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

[1G11-13] Analysis Method Development 2 Transport Calculation

Chair:Kenichi Tada(JAEA)
3:50 PM - 4:40 PM Room G (E1 Bildg.3F No.32)

[1G11] Treatment of scattering sources in numerical calculations of the radiative transfer equation with discrete ordinates methods

*Ryosuke Shimizu[1], Go Chiba[1] (1. HokkaidoUniv.)

3:50 PM - 4:05 PM

[1G12] Application of neutron transport calculation method to accelerate photon transport analysis considering reflection and refraction

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

4:05 PM - 4:20 PM

[1G13] Study on the accuracy of POD basis expansion

©Atomic Energy Society of Japan

based on the Wilks' method

*Shunya Teratani[1], Masato Ito[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya University)

4:20 PM - 4:35 PM

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

[1G14-16] Analysis Method Development 3 Monte-Carlo Calculation

Chair:Willem F.G. van Rooijen(Univ. of Fukui)
4:40 PM - 5:30 PM Room G (E1 Bildg.3F No.32)

[1G14] Development of the Functional Expansion Tally Method Expanded by Numerical Basis Functions Extracted by Singular Value Decomposition

*Ryoichi Kondo[1], Yasunobu Nagaya[1] (1. JAEA)

4:40 PM - 4:55 PM

[1G15] Utility value of generalized extreme value statistics in Monte Carlo criticality calculation

*UEKI TARO[1] (1. JAEA)

4:55 PM - 5:10 PM

[1G16] Consideration of nonuniformity effect on criticality safety evaluation using hybrid genetic algorithm

*SHIGEKI SHIBA[1] (1. Nuclear Regulation Authority)

5:10 PM - 5:25 PM

Room H

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

[1H01-05] Fusion Neutron Source and Neutron Irradiation

Chair:satoshi konishi(Kyoto Fusioneering)
10:30 AM - 11:55 AM Room H (E1 Bildg.3F No.33)

[1H01] Progress on A-FNS design and R&D

*Satoshi Sato[1], Kentaro Ochiai[1], Makoto Oyaizu[1], Masayuki Ohta[1], Saerom Kwon[1], Shunsuke Kenjo[1], Takashi Ebisawa[1] (1. QST)

10:30 AM - 10:45 AM

[1H02] Progress on A-FNS design and R&D

*Makoto Oyaidzu[1], Shunsuke Kenjo[1], Kentaro Ochiai[1], Satoshi Sato[1] (1. QST)

10:45 AM - 11:00 AM

[1H03] Progress on A-FNS design and R&D

*Shunsuke Kenjo[1], Makoto Oyaizu[1], Masayuki Ohta[1], Saerom Kwon[1], Kentaro Ochiai[1], Satoshi Sato[1] (1. National Institutes for Quantum Science and Technology)

11:00 AM - 11:15 AM

[1H04] Effect of deuterium distribution on neutron production rate on the cathode of the discharge fusion neutron source

*Toshiro Sakabe[1], Yasuyuki Ogino[1], Keisuke Mukai[1], Juro Yagi[1] (1. Kyoto Univ.)

11:15 AM - 11:30 AM

[1H05] Evaluation of fuel production rate in blanket mock-ups under DT neutron irradiation

*Keisuke Mukai[1], Yasuyuki Ogino[1], Takumi Matsuo[1], Toshiro Sakabe[1], Juro Yagi[1], Makoto Kobayashi[2,3], Kunihiro Ogawa[2,3], Mitsutaka Isobe[2,3], Shingo Tamaki[4], Isao Murata[4] (1. Kyoto Univ., 2. SOKENDAI, 3. NIFS, 4. Osaka Univ.)

11:30 AM - 11:45 AM

[1H_GM] The 59th General Meeting of Fusion Engneering Division

12:05 PM - 12:55 PM Room H (E1 Bildg.3F No.33)

[1H_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network | Fusion Engineering Division

[1H_PL] Current Status of Accelerator Development for Fusion Neutron Source (LIPAc)

Chair: Noriyosu Hayashizaki (Tokyo Tech)
1:00 PM - 2:30 PM Room H (E1 Bildg.3F No.33)

[1H_PL01] Outline of LIPA c

*Kazuo Hasegawa[1] (1. QST)

[1H_PL02] Beam Commissioning Plan

*Kai Masuda[1] (1. QST)

[1H_PL03] Injector

*Tomoya Akagi[1] (1. QST)

[1H_PL04] RFQ and RF Source

*Keitaro Kondo[1] (1. QST)

[1H_PL05] Superconducting Linac and Cryogenic System

*Takashi Ebisawa[1] (1. QST)

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

[1H06-10] Tritium

Chair:Yasuhisa Oya(Shizuoka Univ.)
2:45 PM - 4:10 PM Room H (E1 Bildg.3F No.33)

©Atomic Energy Society of Japan

[1H06] Hydrogen isotope permeation from high-temperature high-pressure water through Inconel

*Taku Matsumoto[1], Kazunari Katayama[1], Akito Ipponsugi[1], Shogo Iwata[1], Ryo Oya[1], Yoji Someya[2] (1. Kyushu Univ., 2. QST)

2:45 PM - 3:00 PM

[1H07] Tritium accumulation in Komatsuna cultivated in soil containing tritiated water

*Kazunari Katayama[1], Michael Ofotsu Portuphy[1], Yutaro Wada[1], Kanta Asao[1], Makoto Oya[1] (1. Kyushu Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM

[1H08] Modeling of Tritium behavior in Lithium rod for producing Tritium

*Hiroki Hiroki Isogawa[1], Kazunari Katayama[1], Hideaki Matuura[1] (1. KYUSHU UNIVERSITY)

3:15 PM - 3:30 PM

[1H09] Tritium permeation through Inconel 600 under exposure to high temperature, high pressure water

*Azusa Matsumoto[1], Yuji Hatano[1] (1. Univ. of Toyama)

3:30 PM - 3:45 PM

[1H10] Replacement of the laboratory detritiation system and its performance test

*Norihiro Ikemoto[1,2], Hironori Shiraishi[1], Akira Tsuguchi[1], Mutsumi Nakamura[1], Naoki Mizuniwa[1], Satoshi Akamaru[2], Masanori Hara[2] (1. KAKEN, 2. Univ. of Toyama)

3:45 PM - 4:00 PM

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

[1H11-14] Hydrogen Isotope Behavior

Chair:Takumi Chikada(Shizuoka Univ.)
4:10 PM - 5:15 PM Room H (E1 Bildg.3F No.33)

[1H11] Effects of crystal structures and microstructures of Nickel-coated Titanium spherical powder and Lithium Oxide on their high-temperature Hydrogen Isotope absorption properties

*Kazuki Yamashita[1], Minoru Goto[2], Hideaki Matsuura[4], Ishitsuka Etsuo[2], Shimpei Hamamoto[5], Shigeaki Nakagawa[2], Kazunari Katayama[3], Teppei Otsuka[1] (1. KindaiUniversity, 2. JAEA, 3. kyushu University Prime Minister, 4. KyushuUniversityFacultyofEngineering, 5. Blossom Energy Co.)

4:10 PM - 4:25 PM

[1H12] Hydrogen isotopes permeation behavior through liquid tin supported with a nickel plate

*Teppei Otsuka[1], Ryo Hatano[1], Alexanderr Potekhin[1], Kirill Klimov[1] (1. Kindai Univ.)

4:25 PM - 4:40 PM

[1H13] Tritium dispersion in the Lithium-lead blanket loop

*Fumito Okino[1], Yukinori Hamaji [2], Teruya Tanaka[2], Jyuro Yagi[1] (1. Institute of Advanced Energy, Kyoto University, 2. National Institute for Fusion Science)

4:40 PM - 4:55 PM

[1H14] Hydrogen transport characteristics of proton conductor pump

*satoshi konishi[1], keisuke Mukai[2], Shuhei Yamaguchi[2], masato tabuchi[1], Juro Yagi[2] (1. Kyotofusioneering Ltd., 2. Kyoto Univ.)

4:55 PM - 5:10 PM

Room I

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

[1I01-07] Environmental Dynamics 1

Chair:Jun Goto(Niigata Univ.)
10:00 AM - 11:55 AM Room I (E1 Bildg.3F No.34)

[1I01] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Hiroaki Kato[1], Yuma Niwano[1], Hikaru Iida[1], Yuichi Onda[1] (1. Univ. of Tsukuba)

10:00 AM - 10:15 AM

[1I02] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Yuma Niwano[1], Hiroaki Kato[1], Satoru Akaiwa[1], Donovan Anderson[1], Hikaru Iida[1], Miyu Nakanishi[1], Yuichi Onda[1] (1. Univ. of Tsukuba)

10:15 AM - 10:30 AM

[1I03] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Satoshi Iguchi[1], Junko Takahashi [1], Yuichi Onda[1], Hiroaki Kato[1] (1. Univ. of Tsukuba)

10:30 AM - 10:45 AM

[1I04] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Junko Takahashi[1], Daichi Hihara[1], Takuya Sasaki[1],

©Atomic Energy Society of Japan

Satoshi Iguchi[1], Yuichi Onda[1] (1. Univ. of Tsukuba)
10:45 AM - 11:00 AM

[1I05] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
*Yuichi Onda[1] (1. Univ. of Tsukuba)
11:00 AM - 11:15 AM

[1I06] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
*Taichi Kawano[1], Yuichi Onda[1], Hiroaki Kato[1], Fumiaki Makino[1] (1. Univ. of Tsukuba)
11:15 AM - 11:30 AM

[1I07] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
*Miyu Nakanishi[1], Yuichi Onda[1], Hiroaki Kato[1] (1. University of Tsukuba)
11:30 AM - 11:45 AM

[1I_GM] The 45th General Meeting of Health Physics and Environment Science subcommittee

12:05 PM - 12:55 PM Room I (E1 Bildg.3F No.34)

[1I_GM] General Meeting

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

[1I_PL] Progression and issues of emergency radiation monitoring

Chair: Hiromi Yamazawa (Nagoya Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room I (E1 Bildg.3F No.34)

[1I_PL01] Current Situation of Emergency Monitoring and Expectations for Academia
*Jun Sasaki[1] (1. NRA)

[1I_PL02] Experiences and Lessons Learned from Environmental Radiation Monitoring in Fukushima
*Yukihisa Sanada[1] (1. JAEA)

[1I_PL03] Activities of Nuclear Emergency Assistance and Training Center (NEAT)
*Masahiro Munakata[1] (1. JAEA)

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

[1I08-12] Environmental Dynamics 2

Chair:Kazumasa Shimada(JAEA)
2:45 PM - 4:05 PM Room I (E1 Bildg.3F No.34)

[1I08] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
*Kazuyuki Sakuma[1], Masahiko Machida[1], Susumu Yamada[1], Hiroshi Kurikami[1] (1. JAEA)
2:45 PM - 3:00 PM

[1I09] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
*Minoru Tanigaki[1] (1. KYOTO UNIVERSITY)
3:00 PM - 3:15 PM

[1I10] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
*Jun Goto[1] (1. Niigata Univ.)
3:15 PM - 3:30 PM

[1I11] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
*Min sik Kim[1], Alex Malins[1], Masahiko Machida[1], Kazuya Yoshimura[1], Hiroko Yoshida [2], Kimiaki Saito[1] (1. JAEA, 2. Tohoku Univ.)
3:30 PM - 3:45 PM

[1I12] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
*Hiroko Yoshida[1], Minsik KIm[2], Masahiko Machida[2], Alex Malins[2] (1. Tohoku Univ., 2. JAEA)
3:45 PM - 4:00 PM

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

[1I13-17] Environmental Dynamics 3

Chair:Takeyoshi Sunagawa(FUT)
4:05 PM - 5:30 PM Room I (E1 Bildg.3F No.34)

[1I13] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
*Rina Sato[1], Kazuya Yoshimura[1], Yukihisa Sanada[1], Tetsuro Sato[2], Tsubasa Mori[2], Marie Takagi[2] (1. JAEA, 2. Hitachi Solutions East Japan)
4:05 PM - 4:20 PM

[1I14] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
*Yuko Hatano[1], Shu Mori[1], Eiichi Suetomi[1] (1. Graduate School of Systems and Information Engineering, University of Tsukuba)
4:20 PM - 4:35 PM

[1I15] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
*Kazuya Yoshimura[1], Tomohisa Abe[1] (1. JAEA)
4:35 PM - 4:50 PM

[1I16] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
*Kimiaki Saito[1], Masahiko Machida[1], Liu Xudong[2], Naoki

©Atomic Energy Society of Japan

Tanimura[3] (1. JAEA, 2. BRIUG, 3. Mizuho Research &Technologies)
4:50 PM - 5:05 PM

[1I17] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
*Sakae Kinase[1,2], Kiichiro Uno[1], Emi Ojima[1], Seiichi Kanaizuka[1], Yoshiaki Shikaze[1], Masaki Andoh[1], Satoshi Mikami[1], Kimiaki Saito[1] (1. JAEA, 2. Ibaraki Univ.)
5:05 PM - 5:20 PM

Room J

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

[1J01-03] Analysis Technology 1
Chair:Hirofumi Okabe(TOSHIBA ESS)
10:00 AM - 10:50 AM Room J (E1 Bildg.4F No.42)

[1J01] Development of Fire Zone Model BRI2-CRIEPI
*Koji SHIRAI[1], Koji TASAKA[1], Junghoon JI[1], Toshiko UDAGAWA[2] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. WDB)
10:00 AM - 10:15 AM

[1J02] Development of Fire Zone Model BRI2-CRIEPI
*Koji Tasaka[1], Junghoon Ji[1], Toshiko Udagawa[2], Koji Shirai[1] (1. CRIEPI, 2. WDB Co., Ltd.)
10:15 AM - 10:30 AM

[1J03] Development of Fire Zone Model BRI2-CRIEPI
*Junghoon JI[1], Koji SHIRAI[1], Toshiko UDAGAWA[2], Koji TASAKA[1] (1. CRIEPI, 2. WDB)
10:30 AM - 10:45 AM

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

[1J04-07] Analysis Technology 2
Chair:Koji Morita(Kyushu Univ.)
10:50 AM - 12:00 PM Room J (E1 Bildg.4F No.42)

[1J04] Speedup by Parallel Processing in a CFD Compressible Fluid Dynamics Simulation Code: BAROC for Safety Analysis of Containment Vessel and Reactor Building Under Severe Accident Conditions
*Atsuo Takahashi[1], Mamoru Shimizu[1], Fumitomo Onishi[1], Achihiro Hamano[1], Toshiharu Mitsuhashi[1], Hideaki Koike[1], Masanori Naitoh[1] (1. AdvanceSoft Corporation)
10:50 AM - 11:05 AM

[1J05] Effect of Turbulence on Hydrogen deflagration Behavior during SA of LWR
*Sei Yura[1], Kosuke Motegi[2], Tomoyuki Sugiyama[2], Kazuhiro Sawa[1] (1. Hokkaido Univ., 2. JAEA)
11:05 AM - 11:20 AM

[1J06] Plant incident progress scenario analysis for Mihama nuclear emergency exercise of Kansai Electric Power Co., Inc. 2021
*Ikuo Kawasaki[1], Toshiya Takaki[1], Yoshinori Yamamoto[2], Tsuyoshi Yamazaki[2], Hiroyuki Ikeda[2], Hajime Takebe[2] (1. INSS, 2. KEPCO)
11:20 AM - 11:35 AM

[1J07] Examination of Transient Reactor Analysis code Toshiba version (TRACT^{TM}) application for Loss-of-Coolant Accident analyses
*Fumie Sebe[1], Hideki Horie[1], Yutaka Takeuchi[1], Takanori Fukunaga[1] (1. Toshiba Energy Systems &Solutions Corporation)
11:35 AM - 11:50 AM

[1J_GM] The 28th General Meeting of Nuclear Safety Division
12:05 PM - 12:55 PM Room J (E1 Bildg.4F No.42)

[1J_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Safety Division [Co-organized by Standards Committee, Nuclear Fuel Division]

[1J_PL] Roadmap towards the introduction of new design fuels as well as the continuous improvement of safety evaluation
Chair: Akio Yamamoto (Nagoya Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room J (E1 Bildg.4F No.42)

[1J_PL01] Roadmap towards the introduction of 10x10 fuel
*Keisuke Yamauchi[1] (1. TEPCO HD)

[1J_PL02] Preparation status of computer programs and AESJ standards in the core and fuel areas
*Yoshiro Kudo[1] (1. Statistical Safety Evaluation Subcommittee , System Safety Technical Committee , AESJ Standards Committee)

[1J_PL03] Technical issues in the regulatory review of new design fuels
*Fumihisa Nagase[1] (1. NRA)

[1J_PL04] Discussion

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies | 402-1 Nuclear

©Atomic Energy Society of Japan

Safety Engineering (Safety Design, Safety Assessment/Analysis, Management)

[1J08-12] Test Analysis

Chair:Koji SHIRAI(CRIEPI)
2:45 PM - 4:05 PM Room J (E1 Bildg.4F No.42)

[1J08] Evaluation of Flammable Gas Generated by Organic Materials in Nuclear Primary Containment Vessel (Part 1)
*Yukiko Furuhashi[1], Takanobu Saito[1], Yutaka Kikukawa[1], Shunichi Imai[1] (1. TEPCO HD)
2:45 PM - 3:00 PM

[1J09] Examination of measurement method of the hardness by Laser Induced Breakdown Spectroscopy (LIBS) and multivariate analysis
*Kodai Okazaki[1], Tomohiko Kawakami[1], Sakiko Nagayama[1], Yuta Abe[2], Etsuyo Makuuchi[3], Masahiko Ohtaka[2], Yuji Ohishi[4] (1. KAKEN, 2. JAEA, 3. ART KAGAKU, 4. Osaka Univ.)
3:00 PM - 3:15 PM

[1J10] Analysis of High Burnup Irradiation Tests of Coated Fuel for High Temperature Gas-cooled Reactors
*Kaito Kawano[1], Jun Aihara[2], Kazuhiro Sawa[1] (1. Hokkaido Univ., 2. JAEA)
3:15 PM - 3:30 PM

[1J11] Analytical study of spallation products' behavior in the MEGAPIE target
*Fujio Maekawa[1], Keita Nakano[1], Toshinobu Sasa[1], Hironari Obayashi[1], Hayanori Takei[1], Shinya Miyahara[2], Yuji Arita[2] (1. JAEA, 2. Univ. of Fukui)
3:30 PM - 3:45 PM

[1J12] Analytical study of spallation products' behavior in the MEGAPIE target
*Shinya Miyahara[1], Yuji Arita[1], Fujio Maekawa[2], Keita Nakano[2], Toshinobu Sasa[2], Hironari Obayashi[2], Hayanori Takei[2] (1. Univ. of Fukui, 2. JAEA)
3:45 PM - 4:00 PM

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

[1J13-15] Eutectic Melting

Chair:Shinya Miyahara(Univ. of Fukui)
4:05 PM - 4:55 PM Room J (E1 Bildg.4F No.42)

[1J13] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors
*Toshihide Takai[1], Hidemasa Yamano[1], Yuki Emura[1], Hideo Higashi[2], Hiroyuki Fukuyama[2], Koji Morita[3], Kinya Nakamura[4], Hirohumi Fukai[5], Masahiro Furuya[5], Marco Pellegrini[6] (1. JAEA, 2. Tohoku Univ., 3. Kyushu Univ., 4. CRIEPI, 5. Waseda Univ., 6. UTokyo)
4:05 PM - 4:20 PM

[1J14] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors
*Hideo Higashi[1], Makoto Ohtsuka[1], Masayoshi Adachi[1], Hiroyuki Fukuyama[1], Hidemasa Yamano[2] (1. Tohoku Univ., 2. JAEA)
4:20 PM - 4:35 PM

[1J15] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors
*Hiroyuki Fukuyama[1], Hideo Higashi[1], Makoto Ohtsuka[1], Masayoshi Adachi[1], Hidemasa Yamano[2] (1. Tohoku Univ., 2. JAEA)
4:35 PM - 4:50 PM

Room M

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

[1M01-06] Beam Application and Neutron Facility Development

Chair:Kaoru Sakasai(JAEA)
10:15 AM - 11:55 AM Room M (E2 Bildg.1F No.101)

[1M01] Small-angle X-ray and neutron scattering on cement paste
*Kaoru Hara[1], Yuya Yoda[2], Masato Ohnuma[1] (1. Hokkaido Univ., 2. Shimizu)
10:15 AM - 10:30 AM

[1M02] Monte Carlo simulations of in-phantom RBE dose for optimum design of an electron LINAC driven beam shaping assembly for BNCT
*Prateepkaew JAKKRIT[1], Hiraga Fujio[1] (1. Hokkaido Univ)
10:30 AM - 10:45 AM

[1M03] Application of adjoint equations to design optimization of beam shaping assembly in medical neutron source with the steepest descent method
*Keita Yamakata[1], Go Chiba[1] (1. Hokkaido Univ.)
10:45 AM - 11:00 AM

[1M04] Energy property of the neutron beam and neutron transportation effect of the

©Atomic Energy Society of Japan

supermirror guide tubes at the compact neutron facility AISTANS

*koichi kino[1,2], Michihiro Michihiro[1,2], Takeshi Fujiwara[1,2], Brian O'Rourke[1,2], Takemi Muroga[2], Yo Tomota[1,2], Nagayasu Oshima[1,2] (1. AIST, 2. ISMA)

11:00 AM - 11:15 AM

[1M05] A study of neutron beam lines for new research reactor in Fukui

*Masahiro Hino[1], Riichiro Nakamura[1], Masaaki Sugiyama[1], Nobuhiro Sato[1], Yuji Kawabata, Ken Nakajima (1. Kyoto Univ.)

11:15 AM - 11:30 AM

[1M06] Study on cold neutron source for new research reactor in Fukui

*Riichiro Nakamura[1], Masahiro Hino[1], Yutaka Abe[2], Masaji Arai[3] (1. Institution for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto Univ., 2. Department of Nuclear Engineering, Kyoto Univ., 3. Nuclear Science Research Institute, JAEA)

11:30 AM - 11:45 AM

[1M_GM] The 39th General Meeting of Student Network

12:05 PM - 12:55 PM Room M (E2 Bildg.1F No.101)

[1M_GM] General Meeting

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

[1M07-13] Radiation Behaviors

Chair:Mikihiro Nakata(NDC)

2:45 PM - 4:40 PM Room M (E2 Bildg.1F No.101)

[1M07] Development of shut-down dose rate evaluation system using D1S method

*Tsutomu Okamoto[1], Takeshi Sugita[1], Hiromasa Iida[2], ken Kajiwara[3] (1. NAIS, 2. NAT, 3. QST)

2:45 PM - 3:00 PM

[1M08] Discussion on the Standardization of Shielding Material focusing on Shielding Concrete (20)

*Koichi Okuno[1], Masahiro Taniguchi[2], Toshinobu Maenaka[3], Koji Oishi[4], Masahiro Yoshida[5], Kenichi Kimura[6], Kenichi Tanaka[7], Satoshi Takeo[8] (1. Hazama-Ando, 2. Taisei Corp, 3. Takenaka Corp, 4. JRE, 5. NUSTEC, 6. Fujita Corp, 7. IAE, 8. Hitachi GE)

3:00 PM - 3:15 PM

[1M09] Recent development of the PHITS code

*Shintaro Hashimoto[1], Tatsuhiko Sato[1], Yosuke Iwamoto[1], Tatsuhiko Ogawa[1], Takuya Furuta[1], Shinichiro Abe[1], Takeshi Kai[1], Yusuke Matsuya[1], Yuho Hirata[1], Koji Niita[2] (1. JAEA, 2. RIST)

3:15 PM - 3:30 PM

[1M10] Research of gas pressure dependence of gas bremsstrahlung by using PHITS

*Hiroki Matsuda[1], Masayuki Hagiwara[1], Akihiro Takeuchi[1], Toshiro Itoga[2], Hiroyuki Konishi[1] (1. QST, 2. JASRI)

3:30 PM - 3:45 PM

[1M11] Measurement and PHITS simulation of cosmic-ray neutron energy spectra inside a concrete building

*Hirotaka Tanaka[1], Yukinobu Watanabe[1] (1. Kyushu University)

3:45 PM - 4:00 PM

[1M12] Conceptual Design and Thrust Evaluation of Alpha Particle Propulsion Engine for Deep Space Exploration

*Hiroki Yaguchi[1], Yuki Sakurai[1], Keigo Hasegawa[1], Naoyuki Takaki[1] (1. Tokyo City University)

4:00 PM - 4:15 PM

[1M13] Shielding Experiment with 24 GeV Protons at CERN/CHARM

*Noriaki Nakao[1], Toshiya Sanami[2], Tsuyoshi Kajimoto[3], Hiroshi Yashima[4], Robert Froeschl[5], Davide Bozzato, Elpida Iliopoulou[5], Angelo Infantino[5], Eunji Lee[2], Takahiro Oyama[2] (1. Institute of Technology, Shimizu Corporation, 2. KEK, 3. Hiroshima Univ., 4. Kyoto Univ. , 5. CERN)

4:15 PM - 4:30 PM

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

[1M14-15] Medical Applications of Radiation

Chair:Yuho Hirata(JAEA)

4:40 PM - 5:15 PM Room M (E2 Bildg.1F No.101)

[1M14] Iodine tomographic image reconstruction method by X-ray transmission measurements from small number directions for low dose exposure cancer screening examination

*Ikuo Kanno[1], Daiki Ito[1] (1. Kyoto Univ.)

4:40 PM - 4:55 PM

[1M15] Scale up production of ^{225}Ac using an electron linear accelerator and radiolabeling experiment

*Mizuho Maeda[1], Takahiro Tadokoro[1], Yuichiro Ueno[1], Takahiro Watanabe[2], Hidetoshi Kikunaga[3], Kenji

©Atomic Energy Society of Japan

Shirasaki[4], Mitsuyoshi Yoshimoto[5], Hirofumi Fujii[5], Shun Sekimoto[6], Tsutomu Ohtsuki[6] （1. Hitachi, R&D Group, 2. Hitachi, Helthcare Buisiness Division, 3. ELPH, Tohoku Univ., 4. IMR, Tohoku Univ., 5. NCC, Exploratory Oncology Research &Clinical Trial Center, 6. Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto Univ. ）

4:55 PM - 5:10 PM

Room N

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 203-2 Beam Application, Beam Measurement, Target

[1N01-04] Application of Quantum Beam

Chair:Kai Masuda(QST)

10:45 AM - 11:55 AM Room N (E2 Bildg.1F No.102)

[1N01] Low-dose XRF analysis of Cu in cultural heritage samples using quasi-monochromatic X-rays induced by MeV-proton irradiation onto a Ge target

*Yoshiyuki Oguri[1], Jun Hasegawa[1], Hitoshi Fukuda[1], Naoto Hagura[2] （1. Tokyo Tech, 2. TOKYO CITY UNIVERSITY）

10:45 AM - 11:00 AM

[1N02] Study on radiation-induced reaction mechanism of EUV resist containing Sn

*Yui Takata[1], Yusa Muroya[1], Takahiro Kozawa[1], Satoshi Enomoto[2], Bilal Naqvi[3], Danilo De Simone[3] （1. Osaka Univ. SANKEN, 2. Toyo Gosei, 3. imec）

11:00 AM - 11:15 AM

[1N03] Improvement of monomer introduction in in-situ ion beam graft polymerization

*Fumiya Harada[1], Takumi Ito[1], Tamaki Miyauchi[1], Akira Taniike[1], Yuichi Furuyama[1] （1. Kobe Univ.）

11:15 AM - 11:30 AM

[1N04] Study of the electronic structure of the solvated electron in alcohols by pulse-pump-probe method

*Masao Gohdo[1], Ryoya Tamaki[1], Koichi Kan[1], Jinfeng Yang[1], Yoichi Yoshida[1] （1. SANKEN, Osaka University）

11:30 AM - 11:45 AM

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 203-2 Beam Application, Beam Measurement, Target

[1N05-09] Applications of Quantum Beam and Targets 1

Chair:Yoshiyuki Oguri(Tokyo Tech)

2:45 PM - 4:10 PM Room N (E2 Bildg.1F No.102)

[1N05] R&D on Mercury Target for Spallation Neutron Source to Improve the Durability under High Power Operation

*Hiroyuki KOGAWA[1], Hiroyuki KAWASHIMA[2], Gen ARIYOSHI[1], Koichi SARUTA[1], Takashi WAKUI[1], Takashi NAOE[1], Katsuhiro HAGA[1], Masatoshi FUTAKAWA[1], Hitoshi SOYAMA[3], Kei ITO[4] （1. JAEA, 2. Ibaraki Univ., 3. Tohoku Univ., 4. Kyoto Univ.）

2:45 PM - 3:00 PM

[1N06] R&D on Mercury Target for Spallation Neutron Source to Improve the Durability under High Power Operation

*Hiroyuki Kawashima[1], Hiroyuki Kogawa[2], Masatshi Futakawa[2], Hitoshi Soyama[3], Chieko Kuji[3], Nobutatsu Tanaka[1] （1. Ibaraki Univ., 2. JAEA, 3. Tohoku Univ.）

3:00 PM - 3:15 PM

[1N07] R&D on Mercury Target for Spallation Neutron Source to Improve the Durability under High Power Operation

*Gen Ariyoshi[1], Kei Ito[2], Hiroyuki Kogawa[1], Masatoshi Futakawa[1] （1. JAEA, 2. Kyoto Univ.）

3:15 PM - 3:30 PM

[1N08] R&D on Mercury Target for Spallation Neutron Source to Improve the Durability under High Power Operation

*Takashi Wakui[1], Shigeru Saito[1], Eiichi Wakai[1], Tomoki Sakai[2], Kotaro Mori[2], Masatoshi Futakawa[1] （1. JAEA, 2. Ibaraki Univ.）

3:30 PM - 3:45 PM

[1N09] R&D on Mercury Target for Spallation Neutron Source to Improve the Durability under High Power Operation

*Koichi Saruta[1], Atsushi Murata[2], Kohki Maeno[2], Takashi Wakui[1], Takashi Naoe[1], Hiroyuki Kogawa[1], Yanrong Li[2], Makoto Teshigawara[1], Katsuhiro Haga[1], Masatoshi Futakawa[1] （1. JAEA, 2. Ibaraki Univ.）

3:45 PM - 4:00 PM

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 203-2 Beam Application, Beam Measurement, Target

[1N10-12] Applications of Quantum Beam and Targets 2

Chair:Masao Gohdo(Osaka Univ.)

4:10 PM - 5:00 PM Room N (E2 Bildg.1F No.102)

[1N10] Quantification of a Substance with Nuclear

©Atomic Energy Society of Japan

Cross-section Property of Strong Neutron Multiple Scattering Using Wavelength-resolved Neutron Imaging

*Ami Masaki[1], Hirotaka Sato[1], Takashi Kamiyama[1] （1. Hokkaido Univ.）

4:10 PM - 4:25 PM

[1N11] Wavelength-resolved Neutron Imaging Data Analysis by Combining Slow Neutron Total Cross-section Calculation Code with Machine Learning

*Tomoki Kasahara[1], Hirotaka Sato[1], Takashi Kamiyama[1] （1. Hokkaido Univ. ）

4:25 PM - 4:40 PM

[1N12] A study on energy selective neutron imaging using IP and activation method

*Ryuji Uemoto[1], Hiroyuki Uno[1], Koichi Nittoh[2], Mikio Uematsu[2], Takashi Kamiyama[3], Hirotaka Sato[3], Yoshiaki Kiyanagi[3] （1. SHI-ATEX, 2. Toshiba Technical Services International , 3. Hokkaido Univ.）

4:40 PM - 4:55 PM

Poster Session 2

Poster Session | Poster Session | Student Network

[1Z_PS] Poster Session of Student Network: Part1

2:45 PM - 4:15 PM Poster Session 2 (E1 Bildg.4F No.41)

[1Z_PS] Poster Session of Student Network: Part1

©Atomic Energy Society of Japan

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

[1A01-05] Waste at Fukushima Daiichi NPS

Chair:Fumihiko Kanayama(JAEA)

Wed. Sep 7, 2022 10:30 AM - 11:55 AM Room A (E1 Bildg.1F No.10)

[1A01] Dissolution behavior of $CaUO_4$ in the presence of carbonate

*Yuto Kato[1], Taishi Kobayashi[1], Takayuki Sasaki[1] (1. Kyoto Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM

[1A02] Analysis for investigation of sludge observed in the storage tank of Fukushima Daiichi Nuclear Power

*Yukako Yamaguchi[1], Yoshihiro Sekio[1], Koji Maeda[1], Yoshikazu Koma[1], Akihiko Fujiya[2] (1. JAEA, 2. TEPCO HD)

10:45 AM - 11:00 AM

[1A03] Development of inventory evaluation methods for the radioactive wastes of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Daisuke Sugiyama[1], Shingo Tanaka [1], Yoshikazu Koma[2,3], Youko Takahatake[2,3], Yoshio Aoki[3] (1. CRIEPI, 2. JAEA, 3. IRID)

11:00 AM - 11:15 AM

[1A04] Fluorination Method for Classification of the Waste Generated by Fuel Debris Removal

*Keita Endo[1], Daisuke Watanabe[1], Masahide Takano[2], Ayako Sudo[2] (1. Hitachi-GE, 2. JAEA)

11:15 AM - 11:30 AM

[1A05] Fluorination Method for Classification of the Waste Generated by Fuel Debris Removal

*Masahide Takano[1], Ayako Sudo[1], Daisuke Watanabe[2] (1. JAEA, 2. Hitachi-GE)

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

$CaUO_4$ の炭酸存在下での溶解挙動

Dissolution behavior of $CaUO_4$ in the presence of carbonate

*加藤 雄斗[1]，小林 大志[1]，佐々木隆之[1]

[1]京大

コンクリート成分とウラン燃料の高温反応により生成する可能性がある $CaUO_4$ の溶解挙動に及ぼす炭酸影響を調べるため，バッチ浸漬実験を行った．溶液の pH，ウラン，カルシウムおよび炭酸濃度に基づいた熱力学計算により溶解反応について考察した．

キーワード：MCCI デブリ，溶解挙動，炭酸

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所(1F)事故では溶融 UO_2 燃料と格納容器底部のコンクリート成分との相互作用による MCCI（Molten Core Concrete Interaction）デブリの生成が推定され，これまで $CaUO_4$ や Ca_3UO_6 を含むカルシウム-ウラン混合酸化物模擬デブリの性状ならびに水への溶解性に関する検討がなされてきたが[1]，これらの混合酸化物デブリの溶解挙動の更なる理解には，各単相の溶解挙動の知見が必要である．デブリ成分の溶解反応において，大気平衡水や廃棄物処分の地下水シナリオで想定される炭酸イオンは U 並びに Ca の挙動に影響を及ぼすと考えられ，この知見は 1F 循環冷却水による燃料デブリの経年変化やデブリの処分安全評価等の検討に不可欠である．本研究では電気炉で調製した $CaUO_4$ 単相を炭酸を含む液相に浸漬し，液相の U, Ca 濃度の炭酸濃度依存性を評価し，さらに溶解反応について熱力学的な解釈を試みた．

2. 実験

モル比 1:1 に秤量した UO_2 と $CaCO_3$ を摩砕混合し，管状電気炉で大気雰囲気の下，1200 ℃で 28 時間加熱して $CaUO_4$ を調製した．得られた $CaUO_4$ 固相を 2～50 mM Na_2CO_3，pH 7～11，イオン強度 0.1 M (NaCl)の水溶液に室温，Ar 雰囲気のグローブボックス内で最長 50 日間浸漬した．比較のため脱炭酸した 0.1 M NaCl 水での浸漬も行った．浸漬前後の固相の相関係および結晶構造を粉末 XRD 法により決定した．浸漬液を分取して限外ろ過(10kDa フィルタ)し，ろ液の U および Ca の濃度を ICP-MS で測定し，炭酸電極によって溶液の全炭酸濃度を測定した．

3. 結果と考察

脱炭酸水中の U 濃度は全 pH 域で 10^{-7} M 程度であったが，炭酸の添加により $CaUO_4$ の溶解が促進されることが確認された．U 濃度は全炭酸濃度の低下および pH の上昇に伴い低下し，脱炭酸水の U 濃度に近づく傾向が見られた．pH および全炭酸濃度の測定値から液相化学種の存在割合を熱力学計算した結果を図 1 に示す．50 mM 炭酸存在下では $UO_2(CO_3)_3^{4-}$ が支配種であるが，炭酸濃度の低下および pH の上昇により加水分解種が支配的となると推察され，U 濃度の低下傾向と併せて，U-炭酸錯生成と加水分解の競合が示唆された．Ca は高炭酸，高 pH 下で $CaCO_3$(aq) が支配種であると考えられる．発表では U, Ca の溶解度を制限する反応についても報告する予定である．

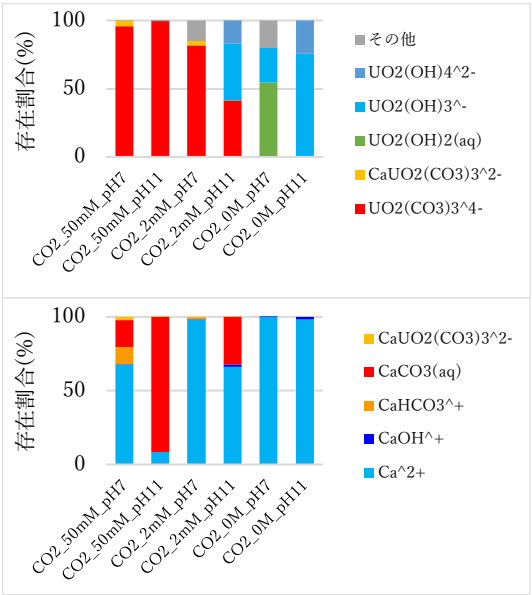


図 1　液相化学種の存在割合　上 U，下 Ca

参考文献　[1] T. Sasaki et al, J. Nucl. Sci. Technol., 56 (2019) 1092.

*Yuto Kato[1], Taishi Kobayashi[1], Takayuki Sasaki[1]

[1]Kyoto Univ.

福島第一原子力発電所の貯留タンク内スラッジの調査に係る分析

Analysis for investigation of sludge observed in the storage tank of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*山口　祐加子[1]，関尾　佳弘[1]，前田　宏治[1]，駒　義和[1]，藤谷　朗彦[2]
[1]JAEA，[2]東電 HD

福島第一原子力発電所の汚染水浄化後の一部の貯留タンク内に確認されたスラッジの性状調査を目的として、2 基の貯留タンク内から採取されたスラッジの SEM-WDX による元素分析等を実施した。

キーワード：福島第一原子力発電所、汚染水処理、元素分析

1. 緒言

福島第一原子力発電所（1F）の原子炉内建屋内から発生した汚染水は、多核種除去設備（ALPS）等で浄化され、タンクに貯留されている。2013 年に既設 ALPS で一時的に浄化された処理途上水を受け入れた G3 東エリアのタンク底部にスラッジの堆積が確認された[1]。タンクの腐食が懸念されたことから健全性確認のための内面点検が実施され、わずかな腐食が認められたが、継続使用に影響のないことが確認されている[1]。スラッジの性状調査のため、2 基の貯留タンク（G3-A1 タンク及び G3-A5 タンク）より採取したスラッジについて SEM- WDX を用いた元素分析等を実施した結果を報告する。

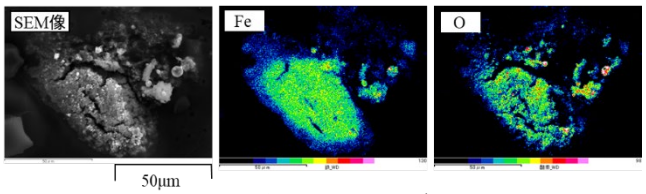
2. 実施内容

G3-A1 タンク及び G3-A5 タンクからそれぞれ採取した少量の処理途上水（スラッジ含む）に対してろ過を行い、ろ過フィルタ上に回収された粉末状のスラッジを分析対象とした。本試験では、ろ過フィルタからスラッジ粉末を採取し蒸着処理を行った後、SEM- WDX を用いて、これらのスラッジ 2 試料に対する形態・粒径観察及び元素分析を実施した。

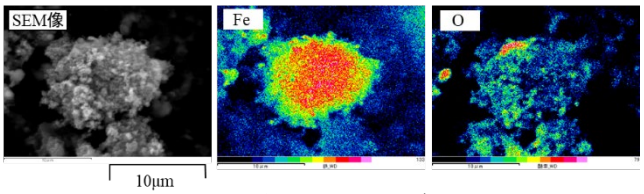
3. 結果及びまとめ

G3-A1 及び G3-A5 タンクから採取したスラッジの SEM 像及び WDX マッピング像の一例を図 1 に示す。主として、粒径 1 μm 未満の微細粒子からなる集合組織（粒径<100 μm）が観察されており、元素分析の結果、Fe 及び O が検出された。その他、Na-Cl 系の微細粒子（＜10 μm）が確認された。

G3-A1 及び G3-A5 タンクのスラッジは、いずれも Fe-O 系の微細粒子で構成されていることから、タンク材質に含まれる鉄由来の錆を主成分として構成されていることが示唆される。この錆は、Na-Cl 系の微細粒子が確認されたことから Cl^-存在下での鉄の腐食のメカニズムにより生じた可能性があるが、タンクの内面点検で確認された腐食はわずかであったことから[1]、Cl^-による加速的な腐食は生じていないと考えられる。



(a) G3-A1 タンクのスラッジ



(b) G3-A5 タンクのスラッジ

図 1. スラッジの SEM 像及び WDX マッピング像

[1] 東電 HD（2020 年 3 月 27 日），ALPS 処理水貯留タンク内のスラッジ堆積に関する追加調査状況，https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/03/3-1-3.pdf

*Yukako Yamaguchi[1], Yoshihiro Sekio[1], Koji Maeda[1], Yoshikazu Koma[1], Akihiko Fujiya[2]
[1]JAEA, [2]TEPCO HD

福島第一事故廃棄物のインベントリ評価手法の開発
（16）解析的推算における元素グループ等の合理化に関する検討

Development of inventory evaluation methods for the radioactive wastes of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(16) Practical grouping of radioelements and wastes in the modelling estimation method

*杉山 大輔[1]、田中 真悟[1]、駒 義和[2,3]、高畠 容子[2,3]、青木 義雄[3]

[1]電力中央研究所、[2]日本原子力研究開発機構、[3]国際廃炉研究開発機構

福島第一事故廃棄物の核種インベントリ推算手法における放射性元素の移行パラメータの設定を、元素グループや実廃棄物等の採取場所の区分に着目して合理化する方法を構築した。廃棄物処分安全評価で重要となる核種の評価精度を向上する見込みを得るとともに、実廃棄物等の性状把握に係る課題を抽出した。

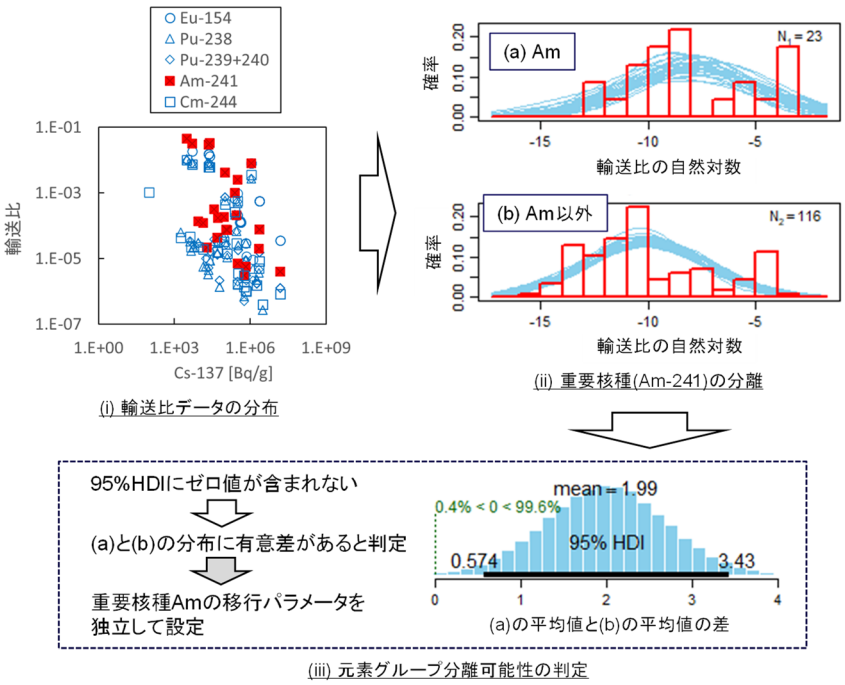
キーワード：福島第一事故廃棄物、解析的インベントリ推算手法、輸送比、グルーピング、ベイズ推定法

1. 緒言

福島第一原子力発電所で発生する廃棄物(福島第一事故廃棄物)の性状把握を目的として、実廃棄物等の分析と並行して、ベイズ統計を適用して解析的に核種インベントリを推算する手法の開発を進めてきた[1]。本報告では、より現実的な推算に向けて、放射性元素の移行パラメータの設定の見直しについて示す。

2. ベイズ統計手法を適用した移行パラメータのグルーピングの合理化

核種インベントリ推算手法に使用する移行パラメータは、分析データ数が限られている状況でベイズ統計手法を導入するために、元素グループや採取場所等による分類を大括りにして設定してきた。これは統計的な考察を可能とするための手段であったが、一方で、安全確保において重要となる核種の評価の精度が、同グループの核種の輸送比の分布によって影響される懸念がある。そこで、移行パラメータの分布を、ベイズ推定法[2]の解析によって合理的に詳細区分化する方法を構築した。図は、元素グループの詳細区分化の例である。移行パラメータの分布の起源となる輸送比(ある元素の移行割合の、基準とする核種(Cs-137)に対する比[3])の分布から、重要核種の分布の分離可能性を定量的に判定することによって、より現実に即した合理的な元素グルーピングに基づく移行パラメータの設定が可能となる。これは、福島第一事故廃棄物の核種インベントリ推算結果の不確実性の低減につながる。



図．移行パラメータの設定における元素グループの詳細区分化
(例 :建屋内気中放出割合、Lanthanides,Actinides グループ)

※この成果は、経済産業省／令和 3 年度開始「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」で得られたものの一部である。

参考文献

[1] Sugiyama et al., Journal of Nuclear Science and Technology, 58:4, 493-506, 2021. [2] Kruschke, Journal of Experimental Phychology: General, 142:2, 573-603, 2013. [3] Koma et al., Nuclear Materials and Energy, 10, 35-41, 2017.

*Daisuke Sugiyama[1], Shingo Tanaka[1], Yoshikazu Koma[2,3], Youko Takahatake[2,3] and Yoshio Aoki[3]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]International Research Institute for Nuclear Decommissioning

燃料デブリ取出しに伴い発生する廃棄物のフッ化技術を用いた分別方法の研究開発 （7）模擬廃棄物のフッ化試験（その３）

Fluorination Method for Classification of the Waste Generated by Fuel Debris Removal
(7) Fluorination Experiment with Simulated Waste (Part 3)

*遠藤 慶太[1]、渡邉 大輔[1]、高野 公秀[2]、須藤 彩子[2]
[1]日立 GE、[2]JAEA

炉心溶融物がコンクリート上に落下した状況を模擬した MCCI 生成物のフッ化試験を実施し、大部分の U 及び Si がフッ化揮発し、他元素は固体残渣として残留することがわかった。本研究で得られた試験結果より、1F で想定される MCCI 生成物からフッ化処理により U を 90%以上揮発できる見通しが得られた。
キーワード：福島第一原子力発電所，MCCI，模擬燃料デブリ，フッ化，廃棄物管理

1. 緒言　福島第一原子力発電所（1F）の燃料デブリ取出し時に発生する廃棄物の管理負荷を軽減するため、廃棄物をフッ化し核燃料物質を揮発させ、管理負荷の高い核燃料物質とその他の廃棄物とに分別する方法を開発している。本研究では、溶融炉心－コンクリート相互作用（MCCI）生成物に着目し、$(U,Zr,Gd)O_2$ やコンクリート等の混合物成型体を種々の条件で溶融・固化し、MCCI により生成し得る U 化合物のフッ化挙動を評価した[1]。本報告では、1F での MCCI 生成物の生成過程として炉心溶融物がコンクリート上に落下した状況を想定し、集光加熱により温度勾配下で調製した模擬 MCCI 生成物のフッ化試験結果を報告する。

2. 実験　炉心溶融物成分として$(U,Zr,Gd)O_2$、SUS316L、ZrH_2 を原料とした混合物成型体を作製し、ZrO_2 粉末を敷いた円柱状コンクリート上に混合物成型体を配置した後、集光加熱にて試料を溶融・固化した。試料底面の未溶融コンクリート部を一部切除し、フッ化反応炉内の試料ボートに装荷した後（装荷量：8 g）、炉内温度約 600 ℃にて F_2 ガスを 300ml/min で供給し試料をフッ化した。反応時に生成した揮発性フッ化物は後段のコールドトラップ（CT）で回収し、炉内に残った残渣は試料ボート上で回収した。試験後は SEM/EDX や XRD、ICP-MS 等による分析を行い、模擬 MCCI 生成物中の各元素のフッ化挙動を評価した。

3. 結果　フッ化試験前後の試料状況を図 1 に示す。試験前試料は溶融部が主であり底面に未溶融のコンクリートが残った状態であったが、試験後試料ではそれらがそのまま残っている様子は見られず、緑色及び茶色の固体へ変化していた。試験後試料を粉砕し試料状態を観察したところ、未反応と思われる箇所はなく試料内部までフッ化反応が進行していたことを確認した。SEM/EDX 及び XRD にて試験後の固体残渣を分析したところ、緑色及び茶色固体は Zr, Ca, Al, Fe を含むフッ化物であり $CaZrF_6$ や AlF_3 等であることがわかった。また、ICP-MS 及び ICP-AES にて試験後試料の組成分析を行った。その結果、U 及び Si の揮発率は 90%を超え大部分がフッ化揮発した一方、Zr, Fe, Ni, Ca, Al, Gd は固体残渣として残留したと評価された。本研究での種々の試験結果より、1F で想定される MCCI 生成物からフッ化処理により核燃料物質である U を 90%以上揮発できる見通しが得られた。

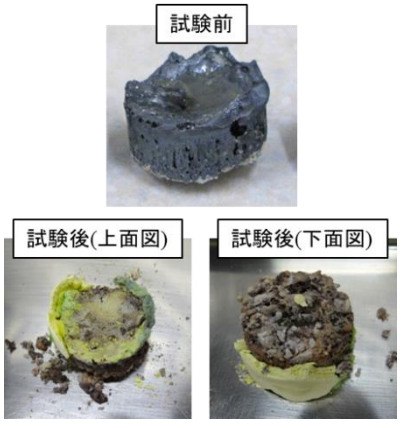


図 1　フッ化試験前後の試料状況

参考文献：[1] 渡邉大輔ら、日本原子力学会 2022 年春の年会、1K07
本報告は、日本原子力研究開発機構からの受託事業として、日立 GE ニュークリア・エナジー(株)が実施した令和 3 年度「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業 燃料デブリ取出しに伴い発生する廃棄物のフッ化技術を用いた分別方法の研究開発」の成果を含みます。

*Keita Endo[1], Daisuke Watanabe[1], Masahide Takano[2] and Ayako Sudo[2]
Hitachi-GE[1], JAEA[2]

燃料デブリ取出しに伴い発生する廃棄物のフッ化技術を用いた分別方法の研究開発
（8）集光加熱による温度勾配下での模擬 MCCI 生成物調製及び分析

Fluorination Method for Classification of the Waste Generated by Fuel Debris Removal
(8) Preparation and Analysis of the Simulated MCCI Products by Light-Concentrating Heating under Temperature Gradient

*高野 公秀[1]，須藤 彩子[1]，渡邉 大輔[2]
[1]JAEA，[2]日立ＧＥ

フッ化試験に供するため、コンクリート片上にウランを含む炉心構成材料を置いて集光加熱により温度勾配下で溶融固化して模擬 MCCI 生成物を調製し、切断面の観察・分析により生成相を明らかにした。

キーワード：福島第一原子力発電所，MCCI，模擬燃料デブリ，集光加熱

1. 緒言　福島第一原子力発電所事故で生じた可能性のある炉心溶融物－コンクリート相互作用（MCCI）生成物を模擬するため、U を含む炉心構成材料をコンクリート片上で集光加熱により高温反応させ、上下方向の温度勾配により溶融固化部と未溶融コンクリート部からなる模擬廃棄物試料（模擬 MCCI 生成物）を調製し、フッ化試験に供給した。切断面の観察・分析により溶融固化部の生成相と組織を調べた結果を報告する。

2. 試験方法　焼結法で作製した平均組成 $U_{0.718}Zr_{0.239}Gd_{0.043}O_2$ で表される二酸化物固溶体、SUS316L、ZrH_2 の各粉末を 64.3/28.8/8.9 wt%で混合し、直径 10 mm、重量 1.44 g のディスク形状に成型した。直径 22 mm、高さ 18 mm の SUS304 製薄肉型枠内に固化したコンクリート片（約 11 g）の上表面に、断熱のための ZrO_2 粉末 0.10 g を敷き、その上に成型体を置いて集光加熱に供した。Ar 気流中で成型体表面に集光し、溶融進展具合をビデオカメラで常時モニタしながらランプ出力を調整し、4 kW で 1 分程度保持した後に出力を下げ、冷却固化した（図 1 参照）。同様の条件で 7 個調製した試料のうち、分析用の 1 個から型枠を剥がして樹脂包埋し、鉛直に切断して断面を研磨した後、X 線回折（XRD）、光学顕微鏡、走査型電子顕微鏡及びエネルギー分散型 X 線元素分析（SEM/EDX）により組織観察と生成相の分析を行った。

3. 観察・分析結果　断面全体像と組織観察像を図 2 に示す。全体像 A 中の波線より上側（全体のおよそ上半分）は液相が生成した領域である。代表的な組織は、観察像 B に示すようにケイ酸ガラス中に U と Zr を主成分とした微細な二酸化物が分散析出したものであり、予め添加した Gd に加えて Ca、Al、Fe、Cr が低濃度で固溶している。一方、ケイ酸ガラスにはコンクリート構成元素以外に Zr、U、Cr、Gd が溶解している。コンクリートからの脱水により金属 Zr 全量と SUS316L の大部分が酸化し、金属として残ったのは Ni を主成分とした粒子状の Ni-Fe 合金であった（観察像 D）。ガラス中の溶解度を超えた Fe と Cr の酸化物は、観察像 C 中に数十 μm の角張った結晶として見られる $FeCr_2O_4$ 型スピネルとして析出していた。溶融固化部分の XRD プロファイルの定性分析により、立方晶（U 高濃度）及び正方晶（Zr 高濃度）の(U, Zr)O_2 と上記スピネルの生成を確認した。溶融固化部を上層、中層、下層の三領域に区分すると、酸化物の析出は中層で密であり、ケイ酸ガラスの元素組成にも各領域間で相違が見られた。

本報告は、日本原子力研究開発機構からの受託事業として、日立ＧＥニュークリア・エナジー(株)が実施した令和 3 年度「燃料デブリ取出しに伴い発生する廃棄物のフッ化技術を用いた分別方法の研究開発」において、原子力機構が連携先機関として実施した成果です。

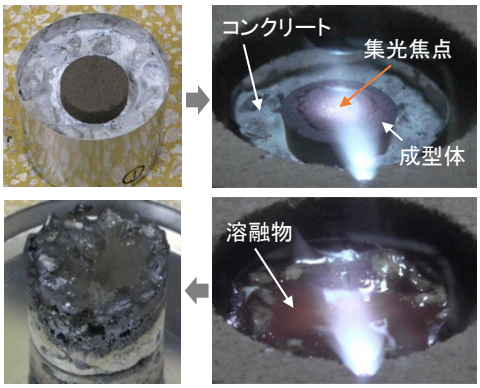


図 1 加熱前後及び加熱中の試料外観

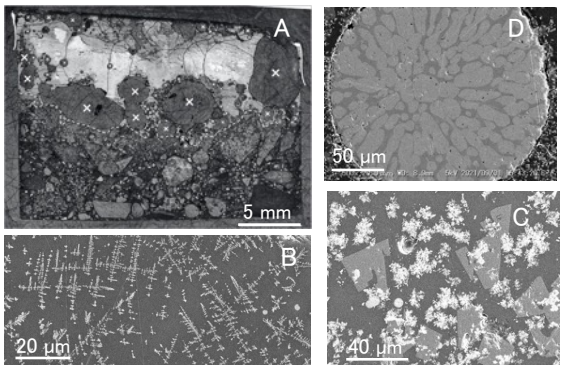


図 2 試料断面全体像と組織観察像
（全体像の×印は気泡部分）

*Masahide Takano[1], Ayako Sudo[1] and Daisuke Watanabe[2]
[1]JAEA, [2]Hitachi-GE

General Meeting

[1A_GM] The 57th General Meeting of Division of Nuclear Fuel Cycle and Environment

Wed. Sep 7, 2022 12:05 PM - 12:55 PM Room A (E1 Bildg.1F No.10)

[1A_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Wed. Sep 7, 2022 12:05 PM - 12:55 PM Room A)

[1A_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

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

[1A_PL] The Current Status and Future Perspectives of Back-end technology development

Chair: Yukihiro Iguchi (Univ. of Fukui)

Wed. Sep 7, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room A (E1 Bildg.1F No.10)

[1A_PL01] Past and Future of R&D on backend issues in JAEA

*Yoshihiro Meguro[1] (1. JAEA)

[1A_PL02] Directions in Decommissioning Technology Development

*Naoko Watanabe[1] (1. Hokkaido Univ.)

[1A_PL03] Directions in Decommissioning Technology Development

*Kazuyuki Torii[1] (1. Shimizu)

[1A_PL04] Panel discussion

*Yoshihiro Meguro[1], Naoko Watanabe[2], Kazuyuki Torii[3] (1. JAEA, 2. Hokkaido Univ., 3. Shimizu)

©Atomic Energy Society of Japan

2022年秋の大会

バックエンド部会セッション

バックエンドに関する技術開発の取り組みと将来展開

The Current Status and Future Perspectives of Back-end technology development

(1)日本原子力研究開発機構におけるバックエンド関連技術開発のこれまでと将来

(1) Past and Future of R&D on backend issues in JAEA

*目黒 義弘[1]，中澤 修[1]、堂野前 寧[1]

[1] JAEA（原子力機構）

1. はじめに

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下、原子力機構）は、前身の日本原子力研究所および核燃料サイクル開発機構（旧 動力炉・核燃料開発事業団）の期間を含めて 65 年以上にわたり日本の原子力に係る研究開発を担ってきており、燃料加工施設、試験研究炉、再処理施設、廃棄物管理施設、燃料試験施設など、様々な研究施設を保有している。しかし、これらの施設の多くは老朽化が進み、近年、高経年化への対応が大きな課題の１つとなっている。

原子力機構は、保有する原子力施設の安全強化と放射性廃棄物の処理や原子力施設の廃止措置などのバックエンド対策を着実に実施することによって研究開発機能を維持・発展させるため、① 施設の集約化・重点化、② 施設の安全確保、③ バックエンド対策を三位一体で進めることとし、2017 年４月に 2028 年度までのこれらの計画を具体化した「施設中長期計画」（https://www.jaea.go.jp/about_JAEA/facilities_plan/）を策定した。このうちバックエンド対策については、東海再処理施設（TRP）の廃止措置に約 70 年を要するなど、放射性廃棄物（以下、廃棄物）の処理・処分を含めた長期にわたる見通しと方針が必要であること、および「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の改正に伴い原子力施設の廃止措置実施方針を作成・公表することとなったことから、原子力機構全体のバックエンド対策の長期にわたる見通しと方針を「バックエンドロードマップ」（https://www.jaea.go.jp/about_JAEA/backend_roadmap/）として取りまとめ、2018 年 12 月に公開した。

「バックエンドロードマップ」では、バックエンド対策の推進に向けた廃止措置、廃棄物処理・処分、核燃料物質の管理についての方針を記載するとともに、対象とした 70 年間のバックエンド対策に要する費用の見積もり結果、バックエンド対策の効率化・最適化に向けた取組みの方針などを記載した。費用の見積もり結果は、施設の解体費として約 5,400 億円、廃棄物処理処分費として約 13,700 億円、合わせて約 1.9 兆円である。この試算額には不確定要素があるものの、今後約 70 年間で莫大な資金が必要であることは間違いなく、これを合理的に削減する対策を講じなければ、廃止措置を円滑に進めることは困難である。

2. 技術開発の必要性

先に記載したようにバックエンド対策に必要な資金は莫大であり、これを削減するための様々な方策に取り組む必要がある。その中の一つに技術開発がある。技術開発には、バックエンド対策を進めるうえでボトルネックとなっている課題を解決するもの、対策の推進における合理化・コスト削減につながるもの、管理の円滑化に資するものなど様々な目的があり、また、開発のレベルも、新規に開発しなければならないもの、従来の技術の改良・高度化で対応できるもの、一般産業で実績がある技術の放射線下での作業への適用などさまざまである。したがって、バックエンド対策に必要な技術開発のニーズと原子力機構の内外、さらには国内外のシーズに基づく適切な技術開発のテーマ選定が重要である。

また、原子力機構は令和４年４月から新たな７年間の中長期目標期間（第４期：令和４年度～令和 10 年度）に移行したが、その第４期中長期目標（https://www.jaea.go.jp/01/pdf/mokuhyouR4.pdf）においても、「東京電力福島第一原子力発電所の廃止措置等への貢献にも配慮しつつ、低コスト化や廃棄物量を少なくする技術等の先駆的な研究開発に積極的に取り組む」とうたっている。これに先立ち令和３年７月５日に実施した第３回

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バックエンド作業部会においても、第４期中長期期間中におけるバックエンド対策における安全性向上、コスト削減、廃棄物発生量低減化に向けたデコミッショニング技術のイノベーションの推進が重要であることを述べてきている。

3. これまでの技術開発

原子力機構においては、これまでも継続してバックエンド対策の推進のための技術開発を実施してきた。第３期中長期目標期間（平成 27 年度～令和３年度）において、バックエンド対策研究開発・評価委員会（平成 27 年度～令和元年度）及び廃止措置研究開発・評価委員会（令和２年度～令和３年度）（以下、評価委員会）で技術開発の進捗・成果を報告し、外部有識者による評価を受けてきた。評価委員会において報告してきた技術開発を表 1 にまとめる。これらの技術開発の成果については、まだ開発中のものもあるが、開発を終了し、すでに適用している技術もある。しかし、これらの技術開発テーマは各拠点における研究事業や施設固有の個別課題に特化したものが多く、機構全体さらには日本全体において適用するための汎用化を目的に計画を策定し、進めてきてはいない。また、バックエンド対策の全体的な合理化、低コスト化などを目的とした開発も少ないのが現状である。

表1　原子力機構の第3期中長期目標期間中の技術開発

分野	テーマ	終了/継続
廃棄物処理	高レベル放射性廃液のガラス固化技術の高度化	継続
	低レベル放射性廃液（再処理系、研究系）の固化技術	継続
	有害物を含む廃棄物の固化技術	継続
	放射能濃度評価技術	継続
	内容物非破壊分析技術	継続
	放射能簡易迅速分析技術	終了
	廃棄物管理システム	終了
廃止措置	レーザー切断技術	継続
	グローブボックス遠隔解体技術	継続
	高放射性固体廃棄物の遠隔取出し技術	継続
	ウラン廃棄物の機能水よる除染技術	継続
	鉱山跡地における核種挙動評価	継続
	ウランクリアランス測定技術開発	継続
	クリアランス検認評価システム	継続
	廃止措置費用評価法	継続

4. 技術開発の将来展望と戦略

4-1. 機構内のニーズ・シーズ調査

3.に記載したように、これまでの技術開発のテーマの選定は原子力機構全体の戦略に基づくものではなく、個別課題に特化したものが主であった。今後は原子力機構のバックエンド対策が本格化するだけでなく、発電炉の廃止措置も本格化していく状況の中で、廃止措置を円滑に、合理的に進めるための技術開発が必須である。

そこで、まず、原子力機構全体でのバックエンド対策の推進において今後必要となる技術開発及びバックエンド対策の推進に役立つ保有技術を抽出するため、バックエンド対策に従事している部署のみならず研究開発を進めている部署を含めてバックエンド対策を進めるうえでの課題（ニーズ）とこれまで独自に取り組んできた技術開発（シーズ）の調査を実施した。調査は、廃棄物処理分野と廃止措置分野の二つの分野に分けて実施した。

4-2. 調査結果

廃棄物処理分野と廃止措置分野それぞれに提案されたニーズ及びシーズの調査結果を表 2 に示す。提案されたニーズの総件数が 273 件、シーズの総件数が 127 件であった。表中の数字は調査において回答があった件数であり、今後、類似のニーズやシーズを整理し、4-3 に述べる進め方に基づき、優先的に取り組むニーズ

を選定するとともに、それらニーズとシーズのマッチングを含め、ニーズへの対策につながる技術開発の計画を策定していく予定である。

拠点別にみると、使用済燃料再処理施設や関連する研究施設を有する核燃料サイクル工学研究所が、現時点において多様な放射性廃液の処理に多くのニーズを有しているため、全体の約40%を占めるとともに、それらの廃棄物を処理するための技術開発にも取り組んでいるため、多くのシーズを有している。他方、廃止措置が進んでいるふげんにおいては、これまでの実績を踏まえ、廃止措置のシーズを多く保有している。

表2　バックエンド技術ニーズ・シーズ調査結果

拠点・組織	廃棄物処理		廃止措置	
	ニーズ	シーズ	ニーズ	シーズ
核燃料サイクル工学研究所	66	45	40	7
原子力科学研究所	29	6	21	4
もんじゅ	27	3	3	2
ふげん	11	9	6	13
人形峠環境技術センター	11	4	5	2
大洗研究所	16	8	7	2
福島研究開発部門	27	2	1	10
本部組織等	3	6	0	4
計	190	83	83	44

ニーズに関する回答は多岐にわたっており、放射性廃棄物の非破壊評価技術、未処理廃棄物の処理技術、長期保管中の廃棄物点検の効率化や容器補修の自動化、廃棄物固化技術、クリアランスの合理化技術、遠隔解体技術、除染技術などであった。このように、原子力機構のバックエンド対策を進めるうえでボトルネックとなる課題がまだまだ多く存在することが浮き彫りとなった。

4-3. 今後の技術開発の進め方

原子力機構の限られた資源の中で、すべてのニーズにすぐに取り掛かることは困難である。原子力施設の廃止措置や放射性廃棄物の処理処分のスケジュールに合わせ、これらの推進に必要な技術開発や大きなコスト削減、合理化等につながる技術開発を計画的に進めることが必要である。そのために、調査結果にあるニーズを、適用先、適用時期、開発による効果、開発の実現性などの観点から精査し、技術開発計画の作成を進める。技術開発計画の作成においては、原子力機構内で保有するシーズとのマッチングのみならず、一般産業界で実用化されている技術や最先端の技術の導入、大学等の研究機関における知見の活用なども取り入れたものとしていく。

また、開発した技術の知見やノウハウの国内外での共有、継承のシステムの構築も重要な課題として取り組んでいくとともに社会実装に向けた取組みも進める。

5. まとめ

原子力機構においてはバックエンド対策の合理化は喫緊でかつ必須の課題となってきているが、これは原子力機構のみならず国内、さらには国外でも同様である。したがって、バックエンド対策に必要な技術開発をオールジャパンで進めることは意義がある。他方、現状の技術で多くのバックエンド対策を進めることは現実的には可能であるが、バックエンド対策の合理化を進めることは持続可能な原子力に向けて必要不可欠なことでもある。今後、原子力分野のみならず様々な分野の英知を取り入れ、バックエンド対策に係る技術開発を進めていくことが重要である。

*Yoshihiro Meguro[1], Osamu Nakazawa[1] and Yasushi Donomae[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency .

2022年秋の大会

バックエンド部会セッション

バックエンドに関する技術開発の取り組みと将来展開

The Current Status and Future Perspectives of Back-end technology development

（2）廃止措置技術開発の方向性：エンドステートに必要なもの

(2) Directions in Decommissioning Technology Development:
What to Achieve when the End State is Reached

*渡邊直子[1]
[1]北海道大学

1. はじめに

廃止措置は原子力施設のライフサイクルの最後の段階であり、運転停止した施設から放射線リスクを取り除き、または最小化して、サイトを次の用途に利用できるような状態(エンドステート)を達成する取り組みと考えることができる。除染・解体撤去については部分的から全面的まで、またエンドステートについても制限付きから無制限解放までの様々な選択肢を有し、これらは廃止措置後の利用形態に合わせて決められるものである。このような観点を持って廃止措置技術の方向性を考えることが重要である。

2. 廃止措置技術開発

これまでの廃止措置技術は特性評価や除染、解体に係るハード技術を中心に考えられてきた。しかし、エンドステートを達成するためには、廃止措置の実施方針や計画の意思決定に係る透明性、ステークホルダーの関与、地域社会における合意形成といったことが重要であり、除染・解体などのハード技術が進歩しても、廃止措置進捗のための問題の多くは解決しないと考えられる。技術を「物事を取り扱ったり処理したりする際の方法や手段。また、それを行うわざ。(大辞林)」と捉えると、これらの“ひと”を対象としたソフトな技術の展開・開発も大切である。

新たなの技術開発の方向性の一例として、廃止措置に係る基本方針の意思決定が挙げられる。放射性廃棄物処分施設の立地が困難である状況下、処分施設の確保を誰の責任として、いつまでに、どのように行うのか、また、確保できるまでの期間は安全貯蔵を延長することで対応するのか、解体物を廃棄体化し中間貯蔵をすることで対応するのか、基本的な考え方を明確にする必要がある。さらに、意思決定は、誰がどのような基準で判断するのかなど、透明性が確保された仕組み作りに係る開発が求められている。ステークホルダー関与の必要性についても多くの場面で取り上げられているが、誰をステークホルダーとして選定するのか、また、ステークホルダーの権限についても意見を述べる場が提供されるのか、意思決定の一部を担うのかなどについて、それぞれの状況に適した枠組みを分析するための技術が不可欠である。

本発表では、意思決定やステークホルダー関与に関する海外の事例を紹介し、日本の現状に即した仕組みを作っていくために、どのような技術開発をしていくことができるのか、議論する。

3. まとめ

特性評価、除染、解体、廃棄体化などの廃止措置に係る実務を実行する上で新技術の開発は必ずしも必須ではなく、既存技術の現場適用に基づく改良・開発が基本となる。これに対して、透明性を持った意思決定プロセスの展開、ステークホルダー関与の最適な枠組みの分析などに関するソフト面での技術の確立による成果は大きいと考えられる。廃止措置の目標が、エンドステートの達成であることを鑑みると、ステークホルダー関与によるエンドステートの設定、SDGs などを含む廃止措置プロセスでの目標の設定など、廃止措置を完了することで何を達成するのかを明確に定義し、共有するためソフト面での手法、技術の開発、構築が求められている。

---

*Naoko Watanabe[1]
[1]Hokkaido Univ.

2022年秋の大会

バックエンド部会セッション

バックエンドに関する技術開発の取り組みと将来展開
The Current Status and Future Perspectives of Back-end technology development

(3) 廃止措置技術開発の方向性：実務担当者の立場から

(3) Directions in Decommissioning Technology Development: From a practical point of view

*鳥居　和敬[1]
[1]清水建設株式会社

1. 概要

原子力施設の廃止措置、特に通常炉については、既存技術の組み合わせで対応できると考えられており、今後は既存技術をいかに組み合わせるかに重点が置かれるものと考える。廃止措置プロジェクトでは、コストダウンと工期短縮が大きな課題であり、これを達成するためには、プロジェクト全体の最適化を図る必要があり、これにはDX技術の活用は有効である。

また、政府は2050年までに温室効果ガスの排出を全体としてゼロにする、カーボンニュートラルを目指すことを宣言しており、廃止措置においてもCO2の排出を抑制することを考慮する必要がある。

本稿では、DX技術の活用、カーボンニュートラルを考慮した廃止措置技術の開発の方向性について、実務担当者の立場から紹介する。

2. DX技術の活用について

筆者の所属する建設業界の将来的な課題としては、①業務の効率化、②次世代へのノウハウ継承、③人材不足を補うための省人化が挙げられており、これはそのまま、廃止措置プロジェクトの課題にもあてはまる。廃止措置に適用可能なDX関連技術として、BIMとロボットを紹介する。

BIMとは、Building Information Modeling（ビルディング インフォメーション モデリング）の略称で、コンピューター上に作成した3次元のデジタルモデルに様々な属性情報を追加することで、計画／設計、施工から維持管理までのあらゆる工程でそれらの属性情報を活用し、効率的にプロジェクトを進めることができるツールである。廃止措置の分野でも、BIMは工事管理、被ばく管理等のプロジェクト管理に適用できると考えられ、今後、廃止措置の計画段階から工事まで、データを一元化した管理を行うツールとして、広く利用されることが想定される。

ロボットについては、当初、災害現場や福島第一原子力発電所のように、簡単に人間が近寄れない作業を行うために開発されていたが、現在では、近い将来予想される人手不足を補うために開発が行われている。現状では、新設の建物建設用ロボットの開発が主であるが、廃止措置に必要な機能を絞り込み、解体工事への転用や、解体工事専用のロボット開発を行っていく必要がある。

3. カーボンニュートラル対応技術

2050年カーボンニュートラル実現のためには、CO2を資源としてとらえ、分離・回収してさまざまな製品や燃料に再利用することで、CO2の排出を抑制する「カーボンリサイクル」の活用が重要である。廃止措置で発生する廃棄物の大部分はコンクリートであり、特にコンクリート・セメント分野の技術が重要となる。

コンクリートにCO2を取り込み固定化させる技術はすでに開発され、実用化されている。今後は、CO2を最大限固定することができる技術の開発、CO2 を取り込んだコンクリートの再利用技術の開発が必要である。CO2を吸収して作るコンクリートについては、コストを低減し、品質管理手法や国際標準化を2030年までに実現していく計画となっており、それらの動向に着目しながら、廃止措置に最大限適用可能な技術開発を行う必要がある。

---

*Kazuyuki Torii[1]
[1]Shimizu Corporation

2022年秋の大会

バックエンド部会セッション

バックエンドに関する技術開発の取り組みと将来展開
The Current Status and Future Perspectives of Back-end technology development

（4）パネル討論：バックエンドに関する技術開発の将来展開

(4) Panel discussion:"The Current Status and Future Perspectives of Back-end technology development"

*井口 幸弘[1]，*渡邊 直子[2]，*鳥居 和敬[3]，*目黒 義弘[4]
[1]福井大学，[2]北海道大学，[3]清水建設，[4]JAEA（原子力機構）

1. 概要

通常の原子力施設の廃止措置に焦点を当てると、国外でも多くの完了事例があり、技術的には実施可能と考えられている。しかし、工期、費用及び廃棄物処理等の最適化、解体、除染等の効率向上、知識の共有や人材育成、安全性の向上など、高度化及び改善・改良などのニーズは多々ある。一方、ロボットや DX 等、非原子力分野も含めれば、先進的な技術シーズは日々進歩している。従って、このマッチングを図っていくことが廃止措置の促進にも有効であり、学会などの場を通じて、情報交換を図ることが有用である。また、この分野における原子力機構の研究機関としての役割も考える必要がある。

---

*Yukihiro Iguchi[1] , *Naoko Watanabe[2] , *Kazuyuki Torii[3] , *Yoshihiro Meguro[4]
[1]Univ. of Fukui, [2]Hokkaido Univ., [3]Shimizu , [4]JAEA

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

[1A06-08] Nuclide Adsorption and Separation 1

Chair:Daisuke Sugiyama(CRIEPI)

Wed. Sep 7, 2022 2:45 PM - 3:35 PM Room A (E1 Bildg.1F No.10)

[1A06] Uranium recovery from the solution originated sludge waste

*Youko Takahatake[1], Madoka Saito[1], Toshihiro Iwamoto[1], Sou Watanabe[1], Masayuki Watanabe[1] （1. JAEA）

2:45 PM - 3:00 PM

[1A07] Uranium recovery from the solution originated sludge waste

*Madoka Saito[1], Youko Takahatake[1], Sou Watanabe[1], Masayuki Watanabe[1], Takehiko Tsukahara[2], Atsuki Naruse[2] （1. JAEA, 2. Tokyo Tech）

3:00 PM - 3:15 PM

[1A08] Uranium recovery from the solution originated sludge waste

*Toshihiro Iwamoto[1], Madoka Saito[1], Youko Takahatake[1], Sou Watanabe[1], Masayuki Watanabe[1], Atsuki Naruse[2], Takehiko Tsukahara[2] （1. JAEA, 2. Tokyo Tech）

3:15 PM - 3:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

燃料加工時に発生したスラッジ状廃棄物浸出液からのウラン回収 (1)ウラン回収方法の選出

Uranium recovery from the solution originated sludge waste
(1) Selection of some uranium recovery techniques

*高畠　容子[1]，齋藤　まどか[1]，岩本　敏広[1]，渡部創[1]，渡部雅之[1]
[1]日本原子力研究開発機構

軽水炉燃料加工時にウランを含むスラッジ状廃棄物が各施設で発生し、保管されている。スラッジ状廃棄物からウランを浸出させた硝酸水溶液から、ウランを選択回収することを目的として、適切な技術を選定するとともに研究開発計画を立案した。

キーワード：ウラン回収、溶媒抽出法、イオン交換法、沈殿法、AIE 沈殿法、ゲル化抽出法

1. 緒言

燃料加工施設から発生したウランを含むスラッジ状廃棄物が長期間保管されており、現在これらの処理・処分方法を検討している。高濃度のウランを含む廃棄物については、ウランを分離除去した後に廃棄体化して埋設処分し、回収したウランは酸化物として保管することを検討している。廃棄物からのウラン回収のため、硝酸によるウランの浸出を検討しており、3 mol/L 硝酸を用いることで高い浸出率が得られることを確認している[1]。硝酸ではウラン以外の廃棄物構成成分も溶出するため、浸出液組成は廃棄物の性状に依存して変動が大きいことから、浸出液からのウラン回収プロセスには柔軟性が求められる　また、ウラン濃度は使用済燃料溶解液と比較して 100 分の 1 以下の低濃度であるため、二次廃棄物発生量低減の観点から、すでに実用段階にある溶媒抽出法と比較してよりコンパクトなシステムで達成可能な技術が望ましい。本研究では、廃棄物浸出液からのウラン回収に適した技術を選定するために、候補となる技術について、特徴を整理した上で開発すべき技術を選出し、研究開発計画を立案した。

2. 方法

溶媒抽出法、イオン交換法、沈殿法について比較を行った。次に沈殿法のうち、新規技術である凝集有機発光性材料を用いた沈殿法（AIE 沈殿法）と温度応答性ポリマーを用いたゲル化抽出法について、ウランの選択分離性能に関する評価を行った。比較、評価結果より、技術の選出、及び研究開発計画を立案した。

3. 結論

溶媒抽出法は、高いウランの除染係数（DF_U）を得られるが、二次廃棄物量が多く、処理液の組成変動に合わせた対応が難しい。イオン交換法は、抽出クロマトグラフィ法において高い適用性が認められたものの、廃吸着材の処理方法に課題が残る。沈殿法は、二次廃棄物量が少なく、処理液の組成変動へ対応し易く、また回収したウランの酸化転換が容易である一方、DF_U は低い。DF_U の観点から溶媒抽出法と抽出クロマトグラフィ法が実用に適しているが、二次廃棄物量や酸化転換の点から沈殿法の調査をさらに行った。AIE 沈殿法とゲル化抽出法を検討した結果、両技術ともウランの選択分離ができたが、抽出剤の変更が容易な点で優れるゲル化抽出法を今後検討すべき技術に加え、研究開発計画を立案した。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「令和元年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業（JPJ010599）」の成果の一部である。

参考文献

[1] 久野ら、日本原子力学会 2022 年春の年会、2K07

* Youko Takahatake[1], Madoka Saito[1], Toshihiro Iwamoto[1], Sou Watanabe[1], and Masayuki Watanabe[1]
[1] JAEA.

燃料加工時に発生したスラッジ状廃棄物浸出液からのウラン回収
（2）モノアミド抽出剤を用いた硝酸ウラニル分離技術の比較

Uranium recovery from the solution originated sludge waste

(2) Comparison study of uranyl nitrate separation techniques by monoamide extractant

*齋藤 まどか[1]，高畠　容子[1]，渡部 創[1]，渡部 雅之[1]，塚原 剛彦[2]，成瀬 惇喜[2]

[1]JAEA，[2]東工大

スラッジ状廃棄物浸出液からのウラン回収技術開発のため、モノアミド抽出剤による硝酸溶液からのウランの選択分離を、溶媒抽出法、抽出クロマトグラフィ法、ゲル化抽出法において試行し、廃液発生量やコストにてそれぞれの技術を比較した。比較の結果、ゲル化抽出法が優れていると判断した。

キーワード：ウラン回収、モノアミド抽出剤、ゲル化抽出法、溶媒抽出法、抽出クロマトグラフィ法

1. 緒言

軽水炉燃料加工施設にて保管されているスラッジからウランを浸出させた溶液から、ウランを選択的に回収する技術を開発している。回収したウランは酸化転換して保管、再利用する計画である。ここでは、硝酸浸出液中ウランの選択分離に用いる抽出剤として、モノアミド抽出剤の利用に着目した。モノアミド抽出剤は、4 価及び 6 価金属に対する選択性が報告されており[1]、CHON から構成されるため、加熱処理により有害物質を発生させずにガス化が可能という利点を持つ。ウラン回収分離技術の候補として選出されている、溶媒抽出法、抽出クロマトグラフィ法、ゲル化抽出法においてモノアミド抽出剤を用いた硝酸溶液中からのウランの回収試験を行い、ウランの回収性能や廃液発生量、コストの観点から、それぞれの技術を比較した。

2. 方法

溶媒抽出法、抽出クロマトグラフィ法、ゲル化抽出法の 3 手法を対象として 5 mol/L 硝酸溶液からのウラン回収試験を実施した。モノアミド抽出剤は、溶媒抽出試験では n-ドデカンで希釈して抽出溶媒として用いた。抽出クロマトグラフィ試験では SiO_2-P 担体にモノアミド抽出剤を含浸させた吸着材を用いた。モノアミド抽出剤はウランのモル比が 2.5:1 になるように試験条件を設定した。

3. 結果と結論

ウラン回収後の廃液の吸光度分析結果を基に算出した、1 回のバッチ処理によるウラン回収率は、溶媒抽出法で 68.5%、抽出クロマトグラフィ法で 13.6%、ゲル化抽出法で 65.3%であり、抽出クロマトグラフィ法と比較して、溶媒抽出法及びゲル化抽出法の性能が優れていた。また、試料量に対する廃液発生量について各手法を比較すると、抽出溶媒の酸平衡処理が必要な溶媒抽出法や、吸着材のコンディショニングが必要な抽出クロマトグラフィ法と比較して、抽出剤の前処理が不要なゲル化抽出法は廃液発生量の比が小さかった。また、ゲル化抽出法においては沈殿物に回収したウランをそのまま熱処理して酸化転換が可能である。本試験結果から、ウラン回収性能と廃棄物の発生量・処分コストの観点から、3 つの技術のうち、ゲル化抽出法が硝酸浸出液からのウラン回収法として最も優れた技術である結果が得られた。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「令和 2 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業（JPJ010599）」の成果の一部である。

参考文献

[1] Siddall III, T.H. Effects of structure of N,N-disubstituted amides on their extraction of actinide and zirconium nitrates and of nitric acid. J. Phys. Chem. 1960, 64, 1863–1866.

---

*Saito Madoka[1], Youko Takahatake[1], Sou Watanabe[1], Masayuki Watanabe[1], Takehiko Tsukahara[2], and Atsuki Naruse[2]

[1] JAEA., [2] Tokyo Tech.

燃料加工時に発生したスラッジ状廃棄物浸出液からのウラン回収
（3）ゲル化抽出法を用いた硝酸セリウム(IV)分離による抽出剤の評価

Uranium recovery from the solution originated sludge waste

(3) Evaluation of several extractants on cerium (IV) nitrate separation using thermoresponsive polymer

*岩本 敏広[1], 齋藤 まどか[1], 高畠 容子[1], 渡部 創[1], 渡部 雅之[1], 塚原 剛彦[2], 成瀬 惇喜[2]

[1]JAEA, [2]東工大

スラッジ状廃棄物浸出液からのウラン回収技術開発のため、ウランの模擬物質としてセリウムを用いて、抽出剤 2 種に対して、ゲル化抽出法による硝酸溶液中のセリウム(IV)の選択回収性能評価試験を行った。セリウム(IV)に対する回収性能は、抽出剤の炭素鎖の長さに依存することを示唆する結果が得られた。

キーワード： ウラン回収、モノアミド抽出剤、セリウム、ゲル化抽出法、温度応答性ポリマー

1. 緒言

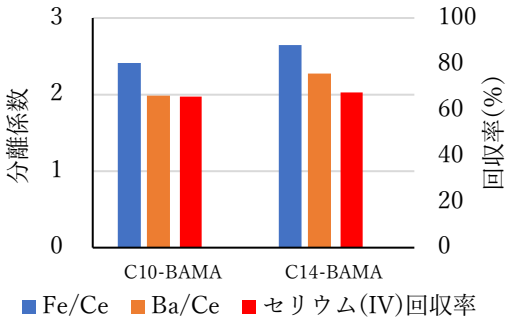
軽水炉燃料加工施設にて保管されているスラッジ状廃棄物からウランを浸出させた溶液から、ウランを選択的に回収するための技術として、ゲル化抽出法に着目し、検討を行っている。ゲル化抽出法は、溶媒抽出の原理で金属を抽出した後、加温によりゲル化した温度応答性ポリマーと抽出剤の疎水性相互作用によって、抽出錯体を包含させた沈殿として分離する技術である。浸出液中のウランは 6 価のウラニルイオン形態であると想定し、4、6 価金属に対して選択的な抽出性能を持つモノアミド抽出剤を本法に適用した。抽出剤の疎水性側鎖構造の変化により、抽出剤と温度応答性ポリマーとの疎水性相互作用が強化されてゲル化抽出の性能が向上するか検討するため、異なる長さの疎水性長鎖アルキル構造を有する抽出剤 2 種（C10-BAMA、C14-BAMA）について、抽出剤の抽出性能を比較した。なお、セリウムをウランの模擬物質とした。

2. 方法

セリウム(IV)、ポリマー（モノマー換算）、抽出剤の物質量比が 1：25：10 にて検討を実施した。鉄スラッジ状廃棄物の硝酸浸出液を模擬して調製したセリウム(IV)を含む試料溶液と抽出剤を混合・攪拌してセリウム(IV)-抽出剤錯体を形成させた。温度応答性ポリマーをビーカーに滴下し、60℃に加温してゲルを固化させた。ゲル化反応が終了したのち、試料をろ過し、ゲル及びろ液を回収した。ろ液に対し吸光度分析及び ICP 発光分光分析を行い、抽出前後の濃度変化から有機相中のセリウム(IV)濃度と共存金属濃度を求めて、分離係数を算出することで抽出性能を評価した。

3. 結論

セリウム(IV)回収後のろ液の ICP 発光分光分析を基に算出したセリウム(IV)回収率は、分離係数は、Fig.1 であった。本試験から、C14-BAMA がセリウム(IV)回収性能が高いとの結果が得られた。C14-BAMA は C10-BAMA よりも炭素鎖が長く、温度応答性ポリマーの凝集時にゲルに包含されやすいためセリウム(IV)の回収率が高くなったと考えられる。



本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「令和 3 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業（JPJ010599）」の成果の一部である。

*Iwamoto Toshihiro[1], Saito Madoka[1], Youko Takahatake[1], Sou Watanabe[1], Masayuki Watanabe[1], Takehiko Tsukahara[2], and Atsuki Naruse[2]

[1] JAEA., [2] Tokyo Tech.

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

[1A09-12] Nuclide Adsorption and Separation 2

Chair:Masahide Takano(JAEA)

Wed. Sep 7, 2022 3:35 PM - 4:40 PM Room A (E1 Bildg.1F No.10)

[1A09] A study for decomposition and recycle of used impregnation adsorbents generated in MA separation recovery process

*Go Shinoda[1], Tsuyosi Arai[1], Kenta Ishizawa[1] (1. Shibaura Inst. of Tech.)

3:35 PM - 3:50 PM

[1A10] Examination of applicability of the novel iminodiacetic acid chelate adsorbent for recovery of trace nuclei contained in concentrated sodium liquid waste

*Shogo Uchiyama[1], Ryotatsu Matsushima[2], Koki Koshigoe[2], Fuminori Sato[2], Tsuyoshi Arai[1] (1. Shibaura Inst. of Tech., 2. JAEA)

3:50 PM - 4:05 PM

[1A11] Evaluation of separation ability of uranyl ions using temperature-swing gelification extraction

*Atsuki Naruse[1], Takehiko Tsukahara[1], Mototetsu Kimura[1], Naokazu Idota[1] (1. Tokyo Tech)

4:05 PM - 4:20 PM

[1A12] Effect of solution mixing on continuous removal of radioactive strontium from fresh water by column co-crystallization with calcium carbonate

*Tsuneki Ichikawa[1,2], Kazuo Yamada[2] (1. Hokkaido Univ., 2. NIES)

4:20 PM - 4:35 PM

©Atomic Energy Society of Japan

MA 分離回収プロセス発生する使用済み含浸吸着材の分解及び再生の研究

A study for decomposition and recycle of used impregnation adsorbents generated in MA separation recovery process

*篠田 剛[1]，石澤 健太[1]，新井 剛[1]
[1]芝浦工業大学

抄録：フェントン法を用いた使用済み TEHDGA 含浸吸着材の分解について調査した．TEHDGA 含浸吸着材の分解は，過酸化水素水の注入速度や硝酸鉄溶液と TEHDGA 含浸吸着材の固液比に大きく依存することが確認された．また，フェントン処理後に再含浸することで吸着材を再生できることが示された．

キーワード：抽出クロマトグラフィ法，吸着材分解，フェントン法，TEHDGA，再生

1. 緒言

筆者らは抽出クロマトグラフィ法を用いた高レベル放射性廃液からの MA 分離回収技術について検討を重ねている[1]．これまでの研究成果から DGA 及び NTA 系含浸吸着材を組み合わせた分離プロセスが提案された．本研究では，抽出クロマトグラフィ法で用いた抽出剤含浸吸着材の再生を目的とし，フェントン法による使用済み含浸吸着材の有機相の分解及び再含浸による吸着材の再生の可能性について検討した．

2. 実験方法

吸着材には TEHDGA (Tetra-2-Ethylhexel Diglycolamide) 含浸吸着材を用いた．フェントン処理は，0.01 M 硝酸水溶液に Fe_3NO_3･$9H_2O$ を 0.5 M となるように溶解したフェントン溶液と TEHDGA 含浸吸着材を各々所定量 100 cm^3 ビーカーに注入してスリーワンモータで混合･撹拌し，そこへシリンジポンプを用いて過酸化水素水を所定の速度で滴下した．試験後，TEHDGA 含浸吸着材とフェントン処理液を固液分離し，TEHDGA 含浸吸着材を 333 K で保持した恒温槽で乾燥した．TEHDGA 含浸吸着材の分解は Nd(III)の吸着挙動で評価した．

3. 結果･考察

Fig. 1 に過酸化水素水の滴下速度変化による TEHDGA 含浸吸着材の吸着挙動変化を示す．また，本試験はフェントン処理を 2 回実施した結果も併せて示す．Fig. 1 より，過酸化水素水の滴下速度の低下に伴い吸着分配係数は顕著に低下することが確認され，20 cm^3･h^{-1} 以下で一定となった．このとき，50 cm^3･h^{-1} 以上において液温が 350 K 以上を示したことから，フェントン反応は温度制御が重要であることが示唆された．また，本試験条件において一回のフェントン処理では完全に分解されていないことが示されたため，繰り返しフェントン処理を行った．これにより Nd(III)の吸着分配係数は 0 となり，完全に分解されることが示された．本会では， TEHDGA 含浸吸着材のフェントン処理条件の最適化を検討すると共に，再含浸による吸着材の賦活についても議論する．

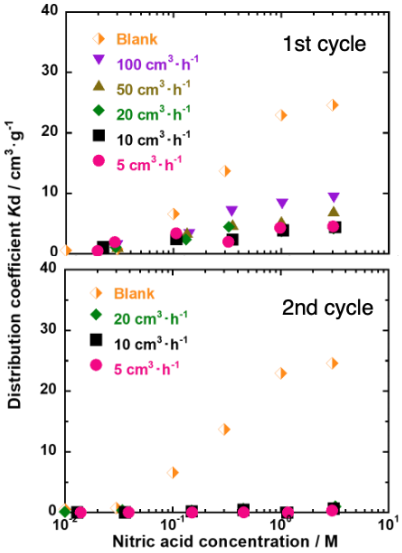


Fig.1 Nd(III) adsorption behavior of TEHDGA adsorbent before and after Fenton treatment

参考文献

[1] Y. Horiuchi et al. : Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, 330, (2021), pp. 237-244

*Go Shinoda[1], Kenta Ishizawa[1] and Tsuyoshi Arai[1]
[1]Shibaura institute of technology

高塩濃度廃液中に含まれる微量核種回収への イミノ二酢酸キレート吸着材の適用性検討

Examination of applicability of the novel iminodiacetic acid chelate adsorbent for recovery of trace nuclei contained in concentrated sodium liquid waste

*内山 章吾[1]，松島 怜達[2]，腰越 広輝[2]，佐藤 史紀[2]，新井 剛[1]
[1]芝浦工業大学，[2]日本原子力研究開発機構

複合型イミノ二酢酸キレート樹脂（SIDAR）を自製し、高硝酸ナトリウム濃度溶液に含まれる微量核種回収に関する検討を行った。本研究の成果から、実装を見据えた大粒径の SIDAR においても硝酸ナトリウム濃度に依らず多価の核種に対して高い吸着分配係数を示し、吸着速度も優れることが明らかとなった。

キーワード：低レベル放射性廃液、高塩濃度溶液、微量核種、キレート吸着材、SIDAR

1. 緒言

日本原子力研究開発機構の東海再処理施設内に貯蔵されている低レベル放射性廃液は、400 g/L 以上の硝酸ナトリウムを主成分としていることから、廃液性状を決定するための微量核種の定量分析が課題となっている。そこで筆者らは、高塩濃度溶液中においても多価の核種に対して高い選択性を有するキレート吸着材に着目し、従来のキレート吸着材の吸着速度を大幅に改善した複合型イミノ二酢酸キレート吸着材 (SIDAR : SiO_2-P - IDA - Resin) の適用性について検討している。本会では SIDAR の実装を目指して、粒径を変化させた SIDAR を合成し、その基礎吸着性能や物性について評価したので報告する。

2. 実験方法

SIDAR は多孔性 SiO_2 担体 (平均粒径 50 µm および 300 µm) に架橋度 10 %のクロロメチルスチレン - ジビニルベンゼン共重合体を被覆し、イミノ二酢酸ジエチルと反応させた後、60 wt%硫酸を用いて加水分解し、イミノ二酢酸基を導入することで作製した。以降、50 µm のものを SIDAR、300 µm のものを L-SIDAR と称する。各 SIDAR は 1 M NaOH を用いてコンディショニングした後、バッチ式吸着試験に供した。本試験では各 SIDAR と試験溶液が体積比で 1 : 20 となるようスクリュー管瓶に封入し、298 K に設定した恒温振とう槽で所定時間振とうした。試験溶液は金属イオンが各々1 mM、硝酸ナトリウムが 500 mM となるように調製した。試験前後の溶液の金属イオン濃度を ICP-OES で測定し、吸着分配係数を算出した。

3. 実験結果および考察

Fig. 1 に SIDAR 及び L-SIDAR に対する各金属イオンの吸着分配係数の pH 依存性を示す。Fig. 1 より、粒径変化による吸着分配係数には、顕著な差異は確認されなかった。また、SIDAR 及び L-SIDAR の何れにおいても pH の増大に伴い Mo(VI)の吸着分配係数の低下が認められた。これは、イミノ二酢酸基より放出された Na^+イオンにより溶液の pH が増大し、酸性下では陽イオンとして存在する Mo(VI)が $Mo_2O_7^-$等の陰イオンへと変化したことに起因すると考えられる[1]。本会では、SIDAR 及び L-SIDAR の吸着速度や動的な吸着・溶離挙動についても議論する。

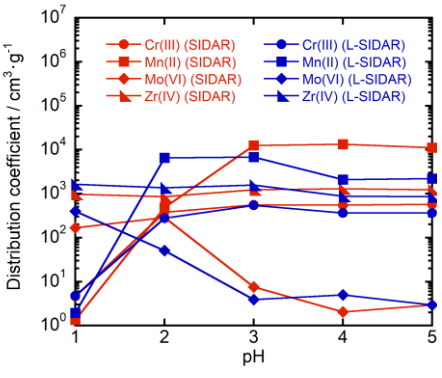


Fig. 1 pH as a function of distribution coefficient of several elements on SIDAR and L-SIDAR

参考文献

[1] 三村 均ら：イオン交換と再処理・放射性廃棄物処理，第 4 回，Vol.20，No.1，(2009)，pp.23-36

*Shogo Uchiyama[1], Ryotatsu Matsushima[2], Koki Koshigoe[2], Fuminori Sato[2], and Tsuyoshi Arai[1]
[1]Shibaura Institute of Technology, [2]Japan Atomic Energy Agency

相転移性ゲル化抽出法によるウラニルイオンの分離特性評価

Evaluation of Separation Ability of Uranyl Ions Using Temperature-Swing Gelification Extraction

*成瀬 惇喜[1]，井戸田 直和[1,2]，朴 基哲[2]，塚原 剛彦[1,2]，
[1]東工大・物質理工, [2]東工大・ゼロカーボンエネルギー研究所

温度応答性高分子の相転移特性を利用して、硝酸水溶液からウラニルイオンを直接ゲル化回収する試験を実施し、ウランの分離回収効率やウラン-配位子-高分子間の微構造と分離挙動との関係を明らかにした。

キーワード：温度応答性高分子，ゲル化，ウラン分離，モノアミド抽出剤.

1. 緒言　原子力関連施設から発生する様々な放射性廃液からウランを安全かつ合理的に分離回収する手法の確立は不可欠となっている。溶媒抽出法やクロマトグラフィーに基づく汎用的手法は優れた技術であるものの[1]、作業量や二次廃棄物の増加という点で課題がある。一方、これまで我々は、下限臨界溶解温度（LCST=Lower Critical Solution Temperature）を持つ温度応答性高分子の相転移を利用して、水系廃液から金属イオンを直接回収できる相転移性ゲル化抽出法を構築してきた[2]。金属イオンを含む水溶液に高分子と疎水性配位子とを導入し LCST 以上に昇温するだけで、高分子のゲル化が引き起こされ、そのゲル内に金属錯体として吸着・回収できる仕組みである（図 1）。本研究では、モノアミド系疎水性配位子を用い、硝酸水溶液からのウラニルイオン(UO_2^{2+})のゲル化抽出試験を実施し、その分離性能を評価すると共に、分離特性と微構造との関係を解明することを目的とする。

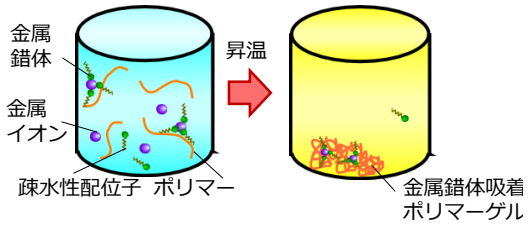


図 1　ゲル化抽出法の概念図

2. 実験　フリーラジカル重合法によって合成した Poly-(N-isopropylacrylamide) [PNIPAAm]及び Poly-(N-isopropylmethacrylamide) [PNIPMAAm]を温度応答性高分子として、N,N-Di(ethylhexyl)octanamide [DEHOA] を疎水性配位子としてそれぞれ用いた。UO_2^{2+}を含む硝酸水溶液（0 ~ 7 M）に PNIPAAm 又は PNIPMAAm と DEHOA を添加して LCST 以下で 1 時間攪拌した後、LCST 以上に昇温してさらに 1 時間攪拌することで、高分子を凝集・ゲル化させた。濾過によりゲルと水溶液とを分離回収し、水溶液中に残存する UO_2^{2+}濃度を誘導結合プラズマ質量分析装置にて測定することで、ウランの回収率を算出した。また、核磁気共鳴分光や紫外可視分光等を用い、ゲル化過程における UO_2^{2+}-配位子-高分子間の相互作用及び構造の変化を解析した。

3. 結果・考察　PNIPAAm 及び PNIPMAAm いずれのゲル化であっても、UO_2^{2+}回収率は硝酸濃度の増加に伴って増加し、5 M で最も高い値が得られたが、PNIPAAm で 55%、PNIPMAAm で 82%となり、PNIPMAAm の方が高い分離能を有することが分かった。これは高分子の疎水度の強さに起因していると考えられる。また、DEHOA 及び PNIPMAAm の濃度増加によっても UO_2^{2+}回収率が増加する傾向が見られた。分光分析の結果を踏まえると、UO_2^{2+}と DEHOA の 1:1 錯体と硝酸アニオンとがそれぞれゲルに吸着した$[UO_2^{2+}(DEHOA)(NO_3)_n]^+$ ≡$(PNIPAAm)_{(solid)}$/ $[NO_3]^-$≡$(PNIPAAm)_{(solid)}$として分離されることが示唆された。

参考文献

[1] K. Alcock, *et al*, J. Inorg. Nucl. Chem., **6**, 328 (1958)

[2] Ki Chul Park, *et al*, React. Chem. Eng., **3**, 48-54 (2018)

*Atsuki Naruse[1], Naokazu Idota[1,2], Ki-Chul Park[2], and Takehiko Tsukahara[1,2]

[1] School of Mater. Chem. Tech., Tokyo Institute of Technology, [2]Laboratory for Zero-Carbon energy, Tokyo Institute of Technology

炭酸カルシウムとのカラム共晶析法による淡水からの放射性ストロンチウム連続除去に及ぼす溶液混合法の影響

Effect of solution mixing on continuous removal of radioactive strontium from fresh water by column co-crystallization with calcium carbonate

*市川 恒樹[1,2]，山田 一夫[2]

[1]北海道大学，[2]国立環境研究所

放射性 Sr により汚染された Ca イオンを含む淡水に Na_2CO_3 溶液を混合して過飽和 $CaCO_3$ 水溶液とし、$CaCO_3$ 結晶を充填したカラムに通すと、$CaCO_3$ との共晶析により Ca と Sr が除去される。Sr 除染率は $CaCO_3$ 過飽和度と共に上昇するが、過飽和度は混合が完全であるほど高くなる。そこで、従来の噴流混合に加えてスタティックミキサーによる混合を行ったところ、Sr 除染率が 10 倍向上して 2,000 に達し、かつ安定化した。

キーワード：放射性ストロンチウム、共晶析、 炭酸カルシウム、除染率、スタティックミキサー

1. 緒言

地下水が混入した破損原子炉冷却水のような多量の Ca を含む ^{90}Sr 汚染水を Sr 吸着剤で除染する場合、共存する Ca が Sr 吸着を阻害する。このため前もって汚染水から Ca を沈殿除去する必要があるが、生じた $CaCO_3$ スラリーは嵩高く且つ ^{90}Sr を含むため、後処理が厄介である。そこで模擬汚染水に Na_2CO_3 水溶液を注入して $CaCO_3$ 過飽和水溶液とし、$CaCO_3$ 結晶を充填したカラムに通したところ、沈殿の発生なしに Ca を晶析除去できることに加えて、Sr も共晶析によって除去できた。Sr の除染率は $CaCO_3$ の過飽和度と共に上昇するが、過飽和度は結晶に達する前の Na_2CO_3 溶液との混合が完全なときに最大となる。そこで高い混合率達成が期待できるスタティックミキサーをカラム前に設置して、Sr 除染率の向上と安定化を試みた。

2. 実験と結果

汚染水には ^{85}Sr でラベルした 1 μM 程度の Sr を含む模擬地下水を使用した。Ca 濃度は $CaCl_2$ を加えて調整した。汚染水の流れに対して Na_2CO_3 水溶液を体積流速比 0.1 で噴流注入した混合液を内径 3.4㎜、長さ 33㎜ の 12 段スタティックミキサーに通して $CaCO_3$ 過飽和溶液とし、$CaCO_3$ 種結晶としてアラゴナイト、カルサイトまたは珊瑚砂を 3g 充填したカラムに通した。スタティックミキサーは、図 1 のように管内に右旋及び左旋羽根を交互に配置したもので、管内を進む流体は 1 段ごとに分割・混合操作を受けるため、12 段からなるミキサーでは出射までに 2^{12} 回の分割混合操作を受けることとなる。カラム流出液の放射線量測定によりストロンチウム除染率を算出した。結果の一例を図 2 に示す。図より、添加 Na_2CO_3 量を増やして $CaCO_3$ 溶液の過飽和度を増大させるほど ^{90}Sr 除染率が上昇すること、およびカルサイトよりも Sr を共晶析しやすいアラゴナイトを種結晶に使うと除染率が向上することが分かる。サンゴ砂はアラゴナイトとカルサイトの混合物なので、除染率は両者の中間となる。アラゴナイト使用時の最大除染率は 2,000 となり、噴流混合だけの場合の 10 倍となる。除去される Sr は $CaCO_3$ との共晶析によるものであるため、Sr 濃度を変えても除染率に変化は無い。噴流混合だけの場合、混合部のセッティングを変えると除染率が変化したが、スタティックミキサーを加えると除染率の再現性が著しく向上した。

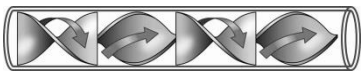


図 1．スタティックミキサーの構造と機能

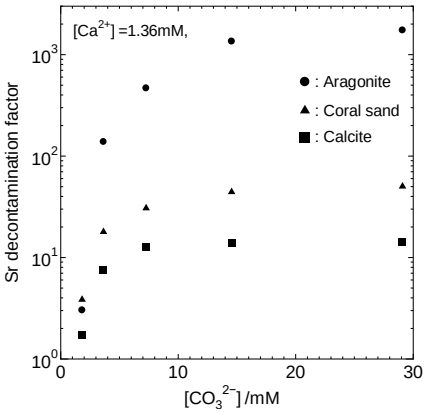


図 2．$CaCO_3$ 過飽和溶液を $CaCO_3$ 充填カラムに流した際の Sr 除去率

過飽和溶液が種結晶に到達する前に $CaCO_3$ 結晶が自然発生すると共晶析の妨げとなる。よって試験管内の汚染水に Na_2CO_3 水溶液を加えて約 15 秒程度撹拌した後の生成種晶核からの散乱光を測定することにより、結晶核発生までの時間を測定した。結晶核発生時間は溶液の過飽和度と共に短くなり、最短 40 秒程度となるが、スタティックミキサー使用時の混合時間約 10 秒に比べて十分長いことが分かった。

*Tsuneki Ichikawa[1,2] and Kazuo Yamada[2]

[1,2]Hokkaido Univ., [2]National Institute for Environmental Studies

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

[1A13-15] Nuclide Adsorption and Separation 3

Chair:Youko Takahatake(JAEA)

Wed. Sep 7, 2022 4:40 PM - 5:30 PM Room A (E1 Bildg.1F No.10)

[1A13] Examination for the effect of changes in the particle size of the extractant impregnated adsorbent using the extraction chromatography on the separation behavior

*Kenta Katsuki[1], Keisuke Masumura[1], Tsuyoshi Arai[1] (1. Shibaura Inst. of Tech.)

4:40 PM - 4:55 PM

[1A14] Compariso of mass balance of volume reduction process for fly ash generated in thermal treatment of radioactively contaminated off-site incineration residue

*Kenichi Arima[1], Masahiro Osako[1], shunji Oda[2], Hisao Tohma[2], Keisuke Imai[2] (1. National Institute of Environmental Studies, 2. Japan Environmental Storage &Safety Corporation)

4:55 PM - 5:10 PM

[1A15] Adsorption ability of metal ions for Na-P1 type zeolite and its immobilization using the heat-treatment for the purpose of decontamination of radionuclides

*Ami Takahashi[1], Yoshiteru Itagaki[1], Hiromichi Aono[1] (1. Ehime Univercity)

5:10 PM - 5:25 PM

©Atomic Energy Society of Japan

抽出クロマトグラフィ法に用いる抽出剤含浸吸着材の粒径変化に伴う分離挙動の検討

Examination for the effect of changes in the particle size of the extractant impregnated adsorbent using the extraction chromatography on the separation behavior

*勝木 健太[1]，桝村 慶佑[1]，新井 剛[1]
[1]芝浦工業大学

抄録：抽出クロマトグラフィ法による高レベル放射性廃液からの MA(III)分離回収技術の確立を目指し，TEHDGA 含浸吸着材及び HONTA 含浸吸着材の粒径変化が吸着性能へ及ぼす影響を評価した．本研究の成果より，本法には粒径約 200 μm の含浸吸着材が分離特性，DF 等の観点から適していることが明らかとなった．

キーワード：高レベル放射性廃液，抽出クロマトグラフィ法，粒径，TEHDGA，HONTA

1. 緒言

高レベル放射性廃液(HLLW)からの MA(III)分離に対して，TEHDGA 及び HONTA 含浸吸着材を用いた抽出クロマトグラフィ法による分離プロセスが検討されている[1]．本プロセスを成立させるためには含浸吸着材のハンドリング特性が重要であるが，吸着材粒径の増大に伴い吸着性能の低下が懸念される．そこで筆者らは抽出クロマトグラフィ法の MA(III)分離回収技術への適用を見据え，TEHDGA 及び HONTA 含浸吸着材の粒径が吸着性能へ及ぼす影響について評価した．

2. 実験方法

EHDGA 含浸吸着材の粒径が動的吸着挙動へ及ぼす影響を評価するため破過試験を行った．試験溶液は代表的な核分裂生成物として 14 元素を選定し，各 1 mmol･dm^{-3} となるよう 3 mol･dm^{-3} 硝酸で調製した．ϕ10 mm × h150 mm のガラスカラムに平均粒径が 50 及び 275 μm の TEHDGA 含浸吸着材を充填高 100 mm となるように各々圧密充填し，カラム上部より試験溶液を 150 cm^3 通液した．カラム下端からの流出液を 3 cm^3 毎に分画採取した後，各流出液の金属イオン濃度を ICP-OES で測定し破過曲線を作成した．

3. 結果及び考察

Fig. 1 に各粒径の TEHDGA 含浸吸着材の 14 元素の破過曲線を示す．Fig. 1 より，Sr(II)及び軽希土類元素は C/C_0 が 1 を超える急峻なピークを示した後，緩やかに減少した．これは Sr(II)及び軽希土類元素の吸着サイトが Zr(IV)及び重希土類元素に置換されたためと推察される．また，吸着材の粒径の増大に伴い Sr(II)，Zr(IV)及び Ln(III)が溶出するまでに要する時間が短くなることが確認された．これは粒径の増大に伴い単位体積あたりの表面積が減少したため総吸着容量が低下したことに起因すると考えられる．本会では，HONTA 含浸吸着材についても粒径が吸着挙動に及ぼす影響を調査し，本プロセスに適した吸着材構造について議論する．

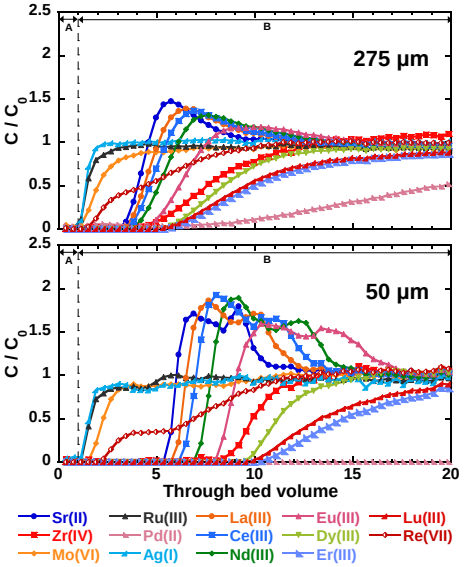


Fig. 1 Breakthrough curve for typical FP Elements using TEHDGA adsorbent packed column
A : Dead volume, B : Feed solution

参考文献

[1] Y. Horiuchi, et al.：*Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*，Vol.330 No.1，(2021)，p.237

* Kenta Katsuki[1], Keisuke Masumura[1], Tsuyoshi Arai[1]
[1]Shibaura Institute of Technology

放射性物質で汚染されたオフサイト焼却残渣の熱処理で発生した飛灰の減量化プロセスのマスバランスの比較

Comparison of mass balance of volume reduction process for fly ash produced in thermal treatment of radioactively contaminated off-site incineration residue

*有馬 謙一[1]，小田 俊司[2]，當間 久夫[2]，今井 啓祐[2]，大迫 政浩[1]
[1]国立環境研究所，[2]中間貯蔵・環境安全事業株式会社

放射性物質で汚染されたオフサイト飛灰に対して、洗浄で放射性 Cs を溶出させ、吸着材で吸着して、安定化材で安定化する減量化プロセスについて、条件を変えてマスバランス計算を実施し、比較・検討した。

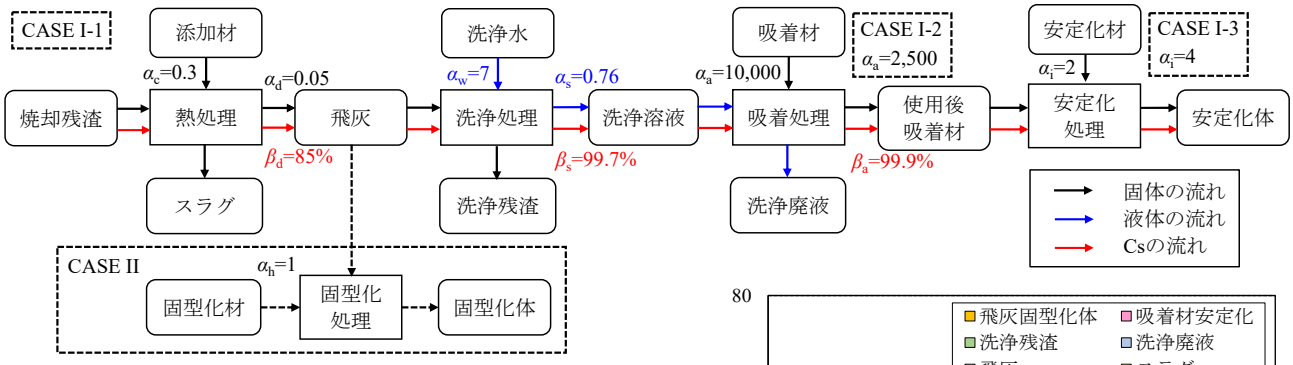
キーワード：オフサイト、飛灰、吸着材、安定化、減容化、マスバランス

1. 緒言

放射性物質で汚染された焼却残渣に対して熱的溶融処理が行われているが、発生した飛灰の放射能濃度は数十万 Bq/kg と高く、処理方法は未定である。対策の一つとして飛灰を洗浄して減量化するプロセスがあり、現在実証試験が進められているが、特に吸着材の選定と安定化の方法が課題となっている。そこで、これらに関する運転パラメータを変化させてマスバランス計算し、その影響を比較・検討した。

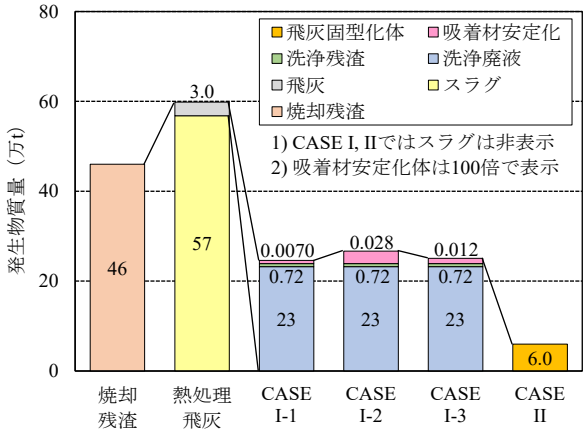
2. ケースの設定

前報[1]と同じく、洗浄試験結果をもとに、吸着材をフェロシアン化物として、使用後にセメント固化すると想定した場合を CASE I-1（基準、運転パラメータ α と β は下図参照）とした。これに対し、吸着処理比 α_a の小さい吸着材（ケイチタン酸塩など）を使用した場合を想定した CASE I-2（α_a=10,000→2,500）、安定化でより多くの安定化材が必要となった場合を想定した CASE I-3（α_i=2→4）を設定した。また、比較のために、飛灰を洗浄せずにそのまま固型化した場合を CASE II（固型化材比 α_h=1）とした。



3. マスバランス計算結果

上記 4 CASE のマスバランス計算結果を右図に示す。これより最終処分の対象となる安定化体は、CASE I-1 では 70 t（1 億 8000 万 Bq/kg）であったが、CASE I-2 では 280 t（4600 万 Bq/kg）、CASE I-3 では 120 t（1 億 1000 万 Bq/kg）に増加した。一方、飛灰を洗浄せずにそのまま固型化した CASE II では 6.0 万 t（22 万 Bq/kg）であった。



4. 結論

最終処分の対象となる安定化体の質量は、飛灰を洗浄して減量化処理すると 70 t から 280 t となり、飛灰をそのまま固型化した場合に比べて 1/220 から 1/860 となり、十分な効果があると試算された。

参考文献 [1]有馬謙一ほか：飛灰の減容化プロセスのマスバランスの検討、2K03、原子力学会 2022 年春の年会、2022.

*Kenichi Arima[1], Shunji Oda[2], Hisao Tohma[2], Keisuke Imai[2] and Masahiro Osako[1]
[1]National Institute for Environmental Studies, [2]Japan Environmental Storage and Safety Corporation

放射性核種除染を目的とした Na-P1 型人工ゼオライトの金属イオン吸着性能と焼成による固定化

Adsorption ability of metal ions for Na-P1 type zeolite and its immobilization using the heat-treatment for the purpose of decontamination of radionuclides

*髙橋亜未，板垣吉晃，青野宏通
愛媛大学

廃炉過程で放射性核種を含む汚染水などに含まれる放射性の金属イオンの吸着除去および保存を目的として、Na-P1 型人工ゼオライトを石炭焼却灰(FA)および試薬(CR)を原料として合成し検討した。吸着後、焼成を行うことにより吸着した放射性核種の溶出を抑えられた。特に FA-Na-P1 において顕著に抑制され、Zn^{2+}を吸着させた場合、焼結により石炭焼却灰の不純物として含まれる Fe_2O_3 と固相反応することが明らかになった。

キーワード：Na-P1 型人工ゼオライト，金属イオンの固定化

1. 緒言

原子力発電所が廃炉となる際に発生する廃液中には半減期が長い ^{134}Cs, ^{137}Cs, ^{89}Sr, ^{90}Sr, ^{91}Sr, ^{92}Sr, ^{54}Mn, ^{65}Zn ^{58}Co, ^{60}Co, ^{59}Fe などの放射性核種を含んでいる。これらの除染のためにゼオライトが吸着材として用いられる。本研究室では石炭焼却灰(FA)または試薬(CR)から人工合成した Na-P1 型人工ゼオライト($Na_6Al_6Si_{10}O_{32}\cdot 12H_2O$)を用い、これらの非放射性の各種イオンを吸着した後の焼成による固定化について、純水中での溶出試験により評価及び吸着させた FA および CR ゼオライトの焼成による陽イオン固定化相の検討を行った。

2. 実験方法

2-1. 試料作製

石炭焼却灰(四国電力 JIS-Ⅱ種)または試薬($NaAlO_2$ および 3 号水ガラス)に NaOH 溶液を加え、100℃24h 熱還流を行うことにより FA-Na-P1 または CR-Na-P1 を合成した。

2-2. 吸着実験

2-1 で作製したゼオライト(1.0g)に対して非放射性同位体である等モルの Cs(100ppm)、Sr(66ppm)、Mn(41ppm)、Zn(49ppm)、Co(44ppm)、Fe(42ppm)の各溶液中(100mL)で 25℃24h 振とうさせ、各イオンの吸着を行った。

2-3. 溶出試験

吸着後のゼオライトを 600～1100℃で 1h 焼成を行うことで金属イオン固定化試料を作製した。固定化試料(0.1g)に対して純水(10mL)を加え 24h 振とう後、遠心分離により上澄み液を回収した。この工程を 14 日間繰り返し、回収した上澄み液中の各金属イオン濃度を原子吸光光度計で測定、14 日間の累積溶出率を算出した。

2-4. 試料評価

XRD と SEM-EDS を用いて、固定化試料の形成相と分布の評価を行った。

3. 結論

FA 及び CR-Na-P1 は全ての金属イオンに対して優れた吸着率を示した。陽イオン吸着後、焼成することにより 600℃程度でゼオライト構造が壊れ、さらに高温で焼成すると FA-Na-P1 では Nepheline($NaAlSiO_4$)と Albite($NaAlSi_3O_8$)の混合相となり、FA に不純物として含まれている Hematite(Fe_2O_3)が残留した。一方、CR-Na-P1 では 1000℃以上の焼成により Nepheline 相が生成した。Fig.1 に FA-Na-P1 を用いた各種金属イオンの溶出試験(14 日間の累積)の結果を示す。焼成温度が高いほど陽イオンの溶出が低下し、1100℃の焼成 1%以下となった。一方、CR-Na-P1 では、1100℃焼成でも、FA-Na-P1 より高い溶出率であった。吸着した陽イオンは、主に焼成した後に得られるガラス成分による封じ込まれることにより溶出しにくくなることが考えられる。

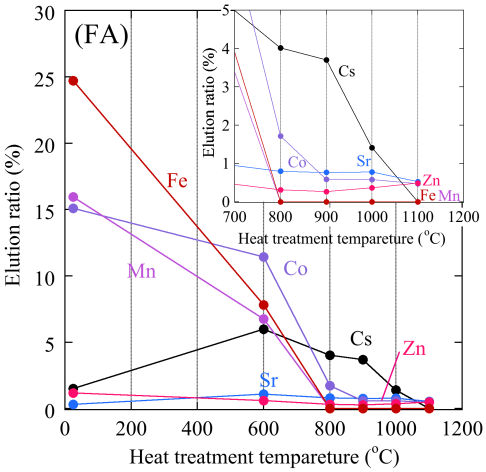


Fig.1 The total elution ratio in dionized water over 14 days for the heated samples of FA-Na-P1 zeolite.

FA の方が溶出しにくい理由を調べるため SEM-EDS により吸着陽イオンの分布を考察した。Zn 吸着 FA-Na-P1 を 1100℃焼成させた SEM-EDS では、Al 濃度の差により Nepheline と Albite と考えられる粒子の点分析を行ったが Zn 量は影響されておらず Hematite(Fe_2O_3)相の Zn 濃度が高まっていることが確認できた。固相反応により $ZnFe_2O_4$ を形成することが考えられる。Mn, Zn, Co でも同様のことが確認できた。

*Ami Takahashi, Yoshiteru Itagaki, and Hiromichi Aono.　Ehime Univ.

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

[1B01-05] Vitrification 1

Chair:Kazuyoshi Uruga(CRIEPI)

Wed. Sep 7, 2022 10:30 AM - 11:55 AM Room B (E1 Bildg.2F No.21)

[1B01] Development of Simulation Model for Cold-cap of TVF Glass Melter

*Yoshimitsu Asahi[1], Akira Kodaka[1] (1. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM

[1B02] Evaluation of nitric acid solubility of molybdenum-containing platinum group alloys

*Koya Yamazaki[1], Sayaka Chiba[1], Haruaki Matsuura[1], Isamu Sato[1], Haruka Tada[2] (1. TCU, 2. IHI)

10:45 AM - 11:00 AM

[1B03] Local structural change of noble metal alloy containing molybdenum by heat treatment

Koki Sakashita[1], Seishiro Tanaka[1], *Haruaki Matsuura[1], Isamu Sato[1], Haruka Tada[2] (1. TCU, 2. IHI)

11:00 AM - 11:15 AM

[1B04] Study on YP formation mechanisms by using zirconium molybdate as a starting material

*Haruya Koshino[1], Daisuke Akiyama[1], Takayuki Nagai[2], Yoshihiro Okamoto[2], Akira Kirishima[1] (1. Tohoku Univ., 2. JAEA)

11:15 AM - 11:30 AM

[1B05] Crystallization of molybdenum phase from simulated high-level waste glass under slow cooling

*Toru Sugawara[1], Toshiaki Ohira[1], Ayaka Sekine[1,2], Maki Adachi[1,2], Hitomi Sato[1] (1. Akita University, 2. Japan Nuclear Fuel Limited)

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

TVF ガラス溶融炉における仮焼層のシミュレーションモデル開発

Development of Simulation Model for Cold-cap of TVF Glass Melter

*朝日 良光[1]，小髙 亮[1]

[1]JAEA

ガラス溶融炉の仮焼層について、ファイバーガラス製原料カートリッジと溶融ガラスの固液混相流で模擬したシミュレーションモデルを開発した。本開発では、ガラス温度の推移を実測値と一致させるため、仮焼層の領域で流速が緩慢な層を定常的に形成できるように仮焼層のモデルの改善を図った。

キーワード：ガラス固化技術開発施設，ガラス溶融炉，熱流動解析，仮焼層，ファイバーガラス製原料カートリッジ

1. 緒言

JAEA のガラス固化技術開発施設（TVF）では、高放射性廃液を含浸したファイバーガラス製原料カートリッジ（以下、カートリッジ）を溶融しガラス固化体を製造しており、溶融途中のカートリッジが浮遊して形成される仮焼層（図 1）は、溶融ガラスの流動や保温性へ影響を与える。JAEA が溶融炉の内部状態把握のため開発している熱流動計算コード[1-2]では、これまで仮焼層を一流体として扱ってきたが、対流によって液面付近の温度が安定せず保温性が低いという課題があった。温度推移を精度良く再現するためには、液面付近の保温性を模擬できる仮焼層モデルを開発する必要がある。

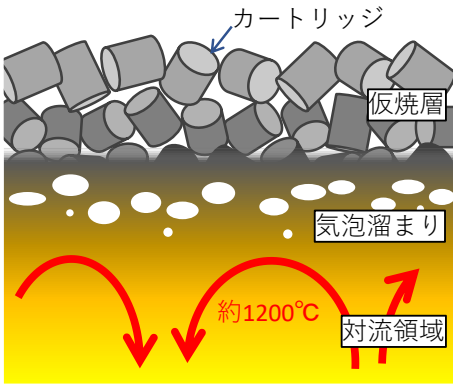


図 1 仮焼層の想像図

2. 仮焼層モデル

仮焼層はカートリッジと溶融ガラスの固液混相流として Discrete Parcel Method でモデル化し、粒子・流体間の相互作用を考慮したうえで、粒子同士の接触を模擬するため、ある粒子濃度以上の領域にはあらたに粒子が進入できないとした[3]。カートリッジの供給と溶融が平衡状態にあることを模擬するため、仮焼層中の粒子数は一定とした。また、カートリッジの浮遊に伴うジュール加熱電流や熱伝導率の低下と見掛け粘性の上昇[4]を模擬するため、固相粒子の濃度に応じた関数を流体の物性値へ導入した。

熱伝導率が小さな仮焼層領域に不均一な温度分布が生じた場合、ジュール加熱電流は導電率が大きい温度の高い場所を流れるため、より強く加熱される性質がある。それによる温度不均一の拡大を抑制する機構として、温度が高い場所ほど溶融が活発で吸熱量が多くなるようアレニウスの式を導入した。アレニウス式の活性化エネルギー、仮焼層の厚さや熱伝導率を調整パラメータとして、温度が実測値に合うよう調整した。

3. 結果

仮焼層の領域で流速が緩慢な層を定常的に形成できた（図 2）。これにより、仮焼層表面での熱伝達と輻射が低減され、液面付近の温度分布が安定し、仮焼層下部のガラス温度の変化は実測値と相応に一致した。

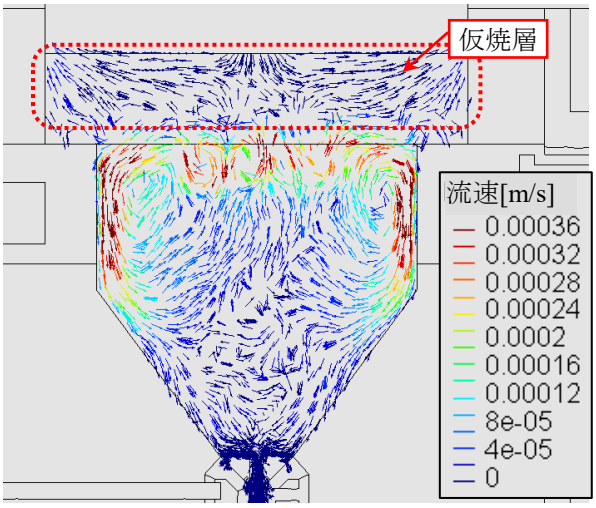


図 2 流速場の計算結果

参考文献

[1] 朝日, *et al.* JAEA-Technology 2021-026 (2021)
[2] 朝日, *et al.* 日本原子力学会 2016 年春の年会 1G13 (2016).
[3] 朝日, *et al.* 日本原子力学会 2015 年秋の大会 E27 (2015).
[4] M.Mooney. *J. Colloid. Sci., Symp.*, Vol.6, p.162 (1951).

* Yoshimitsu Asahi[1] and Akira Kodaka[1]
[1]JAEA

モリブデン含有白金族合金の硝酸溶解性評価

Evaluation of solubility of molybdenum containing platinum group alloys in nitric acid

*山﨑 晃也[1],千葉 紗香[1],松浦 治明[1],佐藤 勇[1],多田 晴香[2]

[1]東京都市大学, [2]株式会社 IHI

抄録　高レベル放射性廃液に含まれるファイン合金（Mo-Ru-Rh-Pd-Tc）の硝酸溶液への溶解挙動を検討するために、各種硝酸濃度における Mo の溶解試験を行った残りの粉末に対して XRD 測定、溶解液に対しては ICP-OES 測定を実施した。XRD より 1.0 ～1.5 M 硝酸に一旦溶解し析出した物質は一部が $Mo(CO)_6$ になっている可能性が示唆される。

キーワード：高レベル放射性廃液,モリブデン,広域 X 線微細構造,X 線回折,ICP 発光分光分析

1. 緒言

高レベル放射性廃液は、高レベル濃縮廃液・不溶解残渣廃液・アルカリ濃縮廃液の 3 種類の硝酸溶液を混合させたものであり、ガラス原料と共に溶融させガラス固化することで地層処分に供される。不溶解残渣廃液に含まれる金属は合金の形で存在しており、硝酸等の条件によっては溶解挙動が組成によって変化することもあり、ガラス化反応にも影響する可能性がある。また、将来的に使用済燃料が高燃焼度化されることによって、この合金組成も変動する可能性がある。このようにガラス挙動に影響を及ぼすと考えられる合金の溶解挙動に関する知見は多くない。そこで、合金の組成変動に伴う高レベル放射性廃液への溶解挙動を評価するため、合金の構成成分の中でも硝酸に溶解しやすい Mo に着目して、溶解度の測定及び溶解挙動の硝酸濃度依存性を観察した。

2. 実験

硝酸濃度は文献調査等[1]を参照し、1.0～2.0M とした。溶解試験ではビーカーに撹拌子と秤量した Mo を投じ、各濃度に調製した硝酸を添加し、連続して撹拌した。数日ごとに上澄み溶液を 2 ml ずつ採取し、これを遠心分離器で液相と固相に分け、液相の上澄み溶液を 1 ml 採取した。これらの試料は高エネルギー加速器機構の BL27B ビームラインにて SDD 検出器を用いた蛍光法による EXAFS 測定(Mo-K 吸収端)を行った。芝浦工業大学 ICP-OES 分析を行い、Mo 濃度を測定した。また不溶解残渣の溶解性評価のための試料では溶解試験後の Mo の溶け残りの粉末を使用して SEM 観察、XRD 及び TG-DTA にて測定を行い、その試料も同ビームライン及び条件で測定に供した。

3. 結果と考察

図 1 に各硝酸濃度における液相試料に対する ICP-OES 測定で得られた Mo 濃度の時間変化を示す。また、図 2 に各濃度で溶解し残った粉末(固相試料)を対象とした XRD ピークパターンを示す。1.0 M 及び 2.0 M 硝酸の場合、Mo 濃度は時間の経過とともに低下するが、1.5 M 硝酸では Mo 濃度にあまり変化が見られなかった(溶解開始後ただちに析出物が発生した)。XRD では 0.2 M 硝酸の場合、未溶解の Mo 粉末と同様であり、溶け残りを検出したものと考えられ、低濃度硝酸では溶解は抑制されることが示されている。1.0 M～1.5 M 硝酸での残りの物質は低角側に他と異なるピークがあり、これは $Mo(CO)_6$ と構造が類似しているものと推測される。当日の発表では、残留物に対する EXAFS による評価結果も報告する予定である。

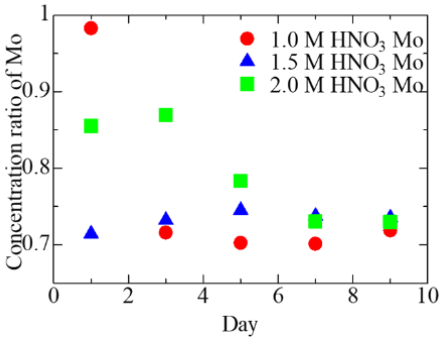


図 1　各硝酸濃度溶液に溶解させた Mo の濃度の経時変化(Mo が全溶解した場合を 1 とする)

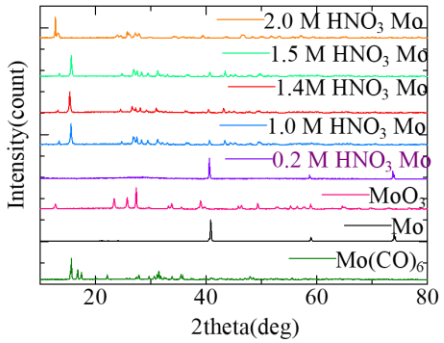


図 2　各硝酸濃度で溶解させた残留物と Mo を含む既知試薬の X 線回折パターン

謝辞　本報告は、経済産業省資源エネルギー庁「令和 3 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業（JPJ010599）」の成果の一部である

参考文献

[1] JAEA-Review 再処理プロセス・化学ハンドブック 第 2 版 2008-037 p.220

*Koya Yamazaki[1], Sayaka Chiba[1], Isamu Sato[1] Haruaki Matsuura[1] Haruka Tada[2]

[1]Tokyo City Univ., [2]IHI Corporation.

加熱によるモリブデン含有白金族合金の局所構造変化

Local structural change of noble metal alloy containing molybdenum by heat treatment

坂下 航輝[1]、田中 征志朗[1]、*松浦 治明[1]、佐藤 勇[1]、多田 晴香[2]

[1]東京都市大，[2]株式会社 IHI

抄録：高レベル放射性廃液に含まれるファイン合金（Mo-Ru-Rh-Pd-Tc）のガラス溶融時の揮発挙動解明に資する情報を得るため、現行使用済み燃料廃液組成に加え、高燃焼度化した場合の使用済み燃料組成を模擬した組成等の加熱前後の局所構造を、各元素個別の局所構造に着目することにより評価した。

キーワード：ファイン，モリブデン，合金，広域 X 線吸収微細構造

1. 緒言

ガラス固化に供される廃液中に含有される白金族合金は、ガラス固化工程の際に溶融炉内の条件によっては、オフガス系への移行による配管の閉塞、白金族合金の凝集・沈降によるガラス流下性の悪化など、種々の問題を引き起こす可能性がある。我々の研究チームでは、今後再処理の対象となりうる高燃焼度化及び MOX 燃料燃焼にて発生する使用済み燃料中の白金族合金の組成検討、及びこれら合金の酸化蒸発挙動を調査することで、白金族合金がガラス固化時にどのような影響を及ぼすのか検討してきた[1]。ここでは、白金族合金（模擬ファイン相）を対象とした EXAFS 構造解析を系統的に実施し、白金族合金中の Mo、Ru、Rh 及び Pd 原子の局所構造を明らかにすることにより、合金の酸化蒸発挙動の把握のため、種々の条件下で板状合金に対する大気中での加熱処理を行い、合金の構造変化に関する知見を得ることを試みた。

2. 実験

白金族合金組成は文献調査等[2]により決定した。合金作製では混合粉を圧粉体とし、アーク溶解法（Ar 雰囲気）にて合金化、エポキシ樹脂に埋め込み研磨した。以下、合金試料を Arc①、Arc②及び Arc③と示す(組成は Fig.1(a)の凡例参照)。これら試料は高エネルギー加速器研究機構、PF、BL27B にて Mo および Ru-K 吸収端について SSD 検出器を用いた蛍光法による EXAFS 測定を実施した。板状合金試料の加工方法は、エポキシ樹脂に埋めてある合金を低速カッターで厚さ 1mm に加工し 4×4×1mm の試験片を作製した。また、合金酸化挙動評価用試料は、板状合金試料に対して、昇温試験を空気雰囲気、昇温速度 10℃/min、900℃、等温時間 2 時間の条件にて実施し、TG-DTA に供されたものである。加熱前後の合金試料に対して XRD を実施し、さらに同ビームライン及び条件にて EXAFS 測定に供した。

3. 結果と考察

合金加熱試料の Mo-K 端 EXAFS 測定の結果を Fig.1(a, b)に示す。粉末状の場合の Mo 近傍の EXAFS 構造関数 Fig.1(a)を見ると、Arc②の第一近傍のピークは Mo 金属単体のピークと類似しているが、Arc①のピークはより長距離側に現れ、Mo と近傍金属の間の距離は延びた。Arc③の場合は 3Å辺りに酸化物に類似したピークが観測されたが、全体を見ると MoO_3 の動径構造関数との一致度は低い。粉末試料では粒径が小さいため、結晶面が壊れ Arc③のような構造関数に変化したものと考えられる。板状の試料の場合は Mo 近傍の EXAFS 構造関数 Fig.1(b)を見てみると、Arc①と②は Mo 単体金属の EXAFS 構造関数に類似し、Arc③は粉末の場合より MoO_3 の EXAFS 構造関数に類似した。以上の結果から、粉末と板状試料の比較を行うことにより、Arc①と②は粉末の方が構造に違いがみられ、Arc③は板状の方が酸化物相と明確に判断された理由は、粉末では合金全体の平均的な構造が、板状では表面酸化が起きる方向性がそれぞれ強調されたためと考えられる。講演ではその他の元素に着目した結果についても紹介する。

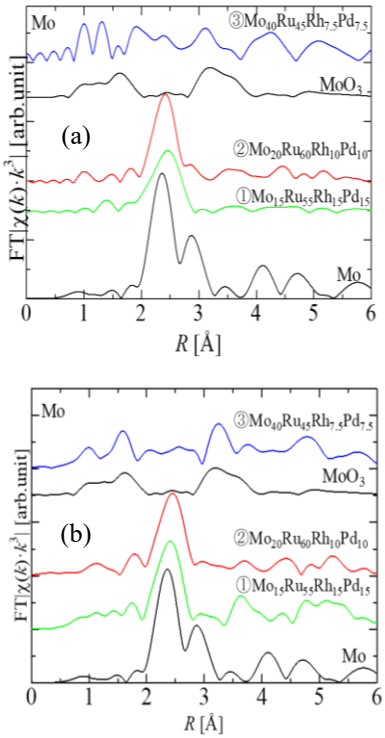


Fig.1 合金加熱試料に対する(a)粉末試料(b)板状試料 Mo 近傍 EXAFS 動径構造関数

謝辞

本報告は、経済産業省資源エネルギー庁「令和 3 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業（JPJ010599）」の成果の一部である。

参考文献

[1] 田中征志朗ら、2022 年日本原子力学会春の年会、1K06

[2] I. Yamagishi et al, Global 2015, in proc. Paris, France, September 20-24, 2015.

Koki Sakashita[1], Seishiro Tanaka[1], *Haruaki Matsuura[1], Isamu Sato[1], Haruka Tada[2]

[1]Tokyo City Univ., [2]IHI

モリブデン酸ジルコニウムを出発物質とした実験による YP 発生機構の検討

Examination of YP formation mechanisms by experiments using zirconium molybdate as a starting material

*越野 陽也[1], 秋山 大輔[1], 永井 崇之[2], 岡本 芳浩[2], 桐島 陽[1]
[1]東北大学, [2]JAEA

モリブデン酸ジルコニウム、硝酸ナトリウム、および硝酸ストロンチウムを出発物質とした加熱処理を様々な温度・時間条件下で行い、XRD 分析および XAFS 分析を用いてイエローフェーズの主成分となるモリブデン酸塩の発生機構を検討した。

キーワード：ガラス固化、イエローフェーズ、モリブデン酸ジルコニウム

1. **緒言**　高レベル放射性廃液のガラス固化時に問題となるイエローフェーズ（以下 YP）を構成するモリブデン（Mo）は、廃液中に溶解して存在しているものと、不溶解性のモリブデン酸ジルコニウムとして沈澱しているものがある。本研究では、YP の主成分であるモリブデン酸ナトリウム（Na_2MoO_4）およびモリブデン酸ストロンチウム（$SrMoO_4$）が、加熱時に廃液組成から生成する機構について検討した。
2. **実験**　2 成分系と 3 成分系での実験を行った。廃液組成を参考にして、2 成分系についてはモリブデン酸ジルコニウムと硝酸ナトリウムを混合し Mo:Na が 1:9 となるようにし、モリブデン酸ジルコニウムと硝酸ストロンチウムも同様に Mo:Sr が 1:0.24 となるように混合した。3 成分系については、Mo:Na:Sr が 1:9:1 および 1:1:1 となるようそれぞれ混合した。それぞれの試料を大気雰囲気で複数の条件下での加熱処理を施した後に XRD、SEM-EDX による分析を行った。また、一部試料については XAFS 分析を行った。
3. **結果**　2 成分系の XRD 分析結果からは、加熱温度の上昇に伴い Na_2MoO_4 と $SrMoO_4$ が生成する状況が確認でき、$SrMoO_4$ は Na_2MoO_4 よりも低い温度（約 400℃）で生成することがわかった。図 1, 2 は Mo:Sr = 1:0.24 及び Mo:Na:Sr = 1:1:1 で混合した試料を 400, 600, 800℃で 2 時間加熱処理した後の XRD 分析結果である。図 1 では 400℃時点で $SrMoO_4$ は確認されていないのに対して、図 2 では確認されることから、$NaNO_3$ の共存によって $SrMoO_4$ の生成温度が低下することが明らかとなった。この生成温度の低下は XAFS による分析でも確認することができた。さらに、Na_2MoO_4 は 2 成分系においては約 500℃で生成することが確認されたが、図 2 の 3 成分系では 600, 800℃共に生成しなかった。したがって、試料中に含まれる Mo は約 400℃で $SrMoO_4$ を形成した後に、Na_2MoO_4 の生成温度に達しても $SrMoO_4$ として存在し続けることがわかった。

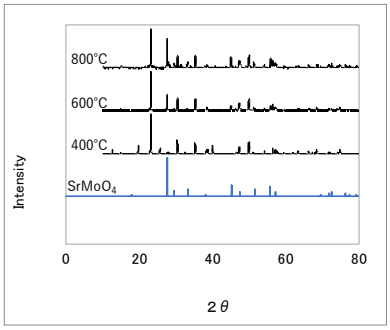


図1. Mo : Sr = 1 : 0.24 試料の加熱温度と XRD 分析結果

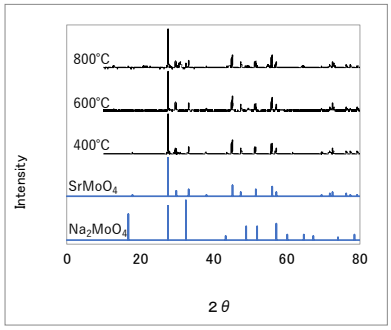


図 2. Mo : Na : Sr = 1 : 1 : 1 試料の加熱温度と XRD 分析結果

本報告には、経済産業省資源エネルギー庁から受託した「令和 3 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術基盤研究事業（JPJ010599）」の成果が含まれている。

---

*Haruya Koshino[1], Daisuke Akiyama[1], Takayuki Nagai[2], Yoshihiro Okamoto[2] and Akira Kirishima[1]
[1]Tohoku Univ., [2]JAEA

徐冷した模擬放射性廃棄物ガラスにおけるモリブデン相の結晶化

Crystallization of molybdenum phase from simulated high-level waste glass under slow cooling

*菅原　透[1]，大平俊明[1]，関根彩可[1,2]，足立麻希[1,2]，佐藤　瞳[1]
[1]秋田大学, [2]日本原燃

ホウケイ酸塩メルトならびに模擬放射性廃棄物のガラス融液を徐冷したときのモリブデン相の結晶析出挙動を調べた．Mo 相の析出のしやすさはメルトの粘性率と相関しており，粘性率が低いメルトでは Na_2MoO_4 の析出は抑制されるが，$CaMoO_4$ の結晶化は促進されることがわかった．

キーワード：ガラス固化体，ホウケイ酸塩ガラス，結晶化，モリブデン

1. 緒言　ガラス固化体には様々な廃棄物成分を均質に溶解することが求められるが，廃棄物の充填率を高めると分相や結晶化をしやすくなる．廃棄物成分の中でモリブデンは溶融ガラスに対する溶解度が低いために，$CaMoO_4$ 相や水溶性の高い$(Na, Li, Cs)_2MoO_4$ 相として析出しやすい．ガラス固化体の物理的・化学的耐久性を向上させるためには，モリブデン相の析出挙動よく知る必要がある．本研究では，様々な組成の模擬ガラスに対して徐冷実験を行い，溶融炉の低温部やキャニスター充填時に生ずる結晶化挙動とガラス組成の関係を明らかにした．

２. 実験方法　実験は次の 4 種類の組成群に対して行なった:（SBACN 組成）53.3SiO_2-13.3B_2O_3-16.6CaO-16.6Na_2O (mol%)を基本とし，SiO_2, B_2O_3 の一部を Al_2O_3 に置換または B_2O_3 を SiO_2 に置換した組成（計 5 組成），(S 組成) 現行のガラスビーズ組成に Na_2O を加えた組成，(SCS 組成) S 組成に廃棄物成分を加えた組成(SCS 組成)，(添加組成) S 組成または SCS 組成に La_2O_3, Nd_2O_3, Gd_2O_3, V_2O_5, ZrO_2, BaO のうちのひとつを 2mol%加えた組成（計 12 組成）．それぞれの組成に対して 0.5 から 3mol%までの MoO_3 を添加して実験を行なった．目的の組成となるように試薬を調合，混合したのち白金るつぼに入れた．加熱炉を用いて 1200℃で 24 時間保持したのち，キャニスター充填時に想定される 1℃/min の冷却速度で試料を冷却した．試料は実体顕微鏡と EPMA 装置によりガラスの色調と反射電子像を観察するとともに，XRD 分析により析出している結晶相を調べた．ガラスが白色を呈するときの最低 MoO_3 量を MoO_3 のみかけの溶解度(X_{MoO3}^{App})とした．

3. 結果と考察　ガラスが白色を呈するとき反射電子像には直径 1~10μm の球状粒子が観察された．SBACN 組成では Powellite（Pw, $CaMoO_4$)と Na_2MoO_4(NM)が析出し，それ以外ではいずれも Pw が析出していた．BaO を添加した試料では $BaMoO_4$ も析出した．NM は高温で分相したモリブデン酸塩メルトが結晶化したのに対し，Pw は冷却中の過冷却メルトから直接結晶化したものと考えられる．

SBACN 組成については Al/S 比，Al/B 比，Si/B 比が高いほど NM の析出が抑制され，X_{MoO3}^{App}が低下したが，Pw の析出量との相関は見られなかった．S 組成と SCS 組成の比較から，廃棄物成分には Mo 相の析出を抑制しX_{MoO3}^{App}を高める効果があることが分かった．希土類酸化物を添加したとき，基本組成が S 組成と SCS 組成のいずれの場合もX_{MoO3}^{App}が増加したが，V_2O_5, ZrO_2, BaO を添加したときはX_{MoO3}^{App}が低下した．希土類酸化物または V_2O_5 を添加した試料では，球状粒子の Pw の他に，デンドライト組織の Pw も観察された．全ての試料の中で SCS 組成に Gd_2O_3 を添加したガラスのX_{MoO3}^{App}が最大であった．各実験試料のメルトの粘性率の計算値と結晶析出の関係を調べたところ，メルトの粘性率が低くなるほど分相が抑制されるために NM が析出しにくくなる一方で，低粘性のメルトでは Pw の核形成と結晶成長が促進されることが示唆された．このことは，ガラス組成の変更で NM と Pw の析出を同時に抑制することが容易ではないことを示している．

*Toru Sugawara[1], Toshiaki Ohira[1], Ayaka Sekine[1,2] Maki Adachi[1,2] and Hitomi Sato[1]
[1]Akita Univ., [2]Japan Nuclear Fuel Limited

Planning Lecture | Board and Committee | Board of Directors

[1B_PL] How should the AESJ tackle to "dialogue" with society?

Viewpoint from activities inside and outside the AESJ

Chair: Shin-ichi Koyama (JAEA)

Wed. Sep 7, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room B (E1 Bildg.2F No.21)

[1B_PL01] Current status and concerns of the AESJ regarding information dissemination and social dialogue

*Shinichi Kawamura[1] (1. HGNE)

[1B_PL02] Findings from YGN (Young Generation Network) activities.

*Kyohei Yoshinaga[1] (1. MRI)

[1B_PL03] Opinion! From the experience of risk communication in Tokai Village

*Junko Ayame[1] (1. JAEA)

[1B_PL04] From the viewpoint both information dissemination and then recipient

*Sanae Suzuki[1] (1. Sabae cultural promotion organization)

[1B_PL05] From dialogue and understanding, leading to listening and mutual understanding

*Tomoko Tsuchiya[1] (1. TONeRiCo)

[1B_PL06] Discussion

*Chair: Shin-ichi Koyama[1], Shinichi Kawamura[2], Kyohei Yoshinaga[3], Junko Ayame[1], Sanae Suzuki[4], Tomoko Tsuchiya[5] (1. JAEA, 2. HGNE, 3. MRI, 4. Sabae cultural promotion organization, 5. TONeRiCo)

©Atomic Energy Society of Japan

2022年秋の大会

理事会セッション

社会と“対話”するために学会が取り組むことは？　～学会内外の活動からの視点～

How should the AESJ tackle to "dialogue" with society?
～ Viewpoint from activities inside and outside the AESJ ～

（1）情報発信と対話に関する原子力学会の現状と課題

(1) Current Status and Concerns of the AESJ regarding Information Dissemination and Social Dialogue

*川村 慎一 / 日立 GE ニュークリア・エナジー

1. はじめに

原子力と放射線の平和利用に関する学術・技術を進歩させるとともに、その成果の発信と対話を通じて社会に貢献することは、日本原子力学会（以下、学会）の目的に沿った重要な活動である。学会ではこれまでも、提言発表、学術刊行物の発行、シンポジウム開催、専門家派遣等を通じてこれに取り組んできた。

2. ユニバーサルな情報発信とテーラーメイドの発信・対話

学会による検討成果とそれに基づく提言の発信は、刊行物、メディア発表、講演会等を通じて行われるものが大半である。ユニバーサルな情報提供として、こうした発信は今後も継続されるべきであろう。様々な人がアクセスできる情報を公共の空間に存在させるという目的において、こうした情報発信には意義がある。

ただし、対象を特定しない発信の場合には、情報が役に立っているのかや、どのように使われているのかを知る機会が限られがちで、ともすると一方的なものになる可能性もあることを認識しておく必要がある。また、人々のリスク認識において重視される価値には複数の評価軸があり、ユニバーサルな内容での情報提供がそれにマッチしないことが起こり得ることも、認識する必要がある。

一方、こうしたユニバーサルな発信とは異なる取り組みも、学会内では試みられている。学会による東電福島第一事故の調査報告書は、事故の教訓の一つとして社会との対話の重要性を指摘した。そのこともあり、近年は情報の受け手を意識して必要とされる発信内容を丁寧に作り、発信とともに対話を図る取り組みが増えつつある。その一例として若手の会員によるセミナー等の取り組みがあるが、会員以外の方々も毎回多く集まって活発に議論が行われている。参加者のフィードバックからは、必ずしも研究者目線だけでなく様々な関心に応えられるテーマの設定、自由な意見交換ができる場の設定、双方向性のある意見交換の魅力が、多くの人を惹きつけていると考えられる。

また、新たな形での情報提供も取り組まれている。若手会員が運営している公認ユーチューブチャンネルはその一例である。あえて学会「公式」とはせず、主に若い世代に向けて自由な発想でテーマを設定し、企画・制作が行われている。

学会による情報発信の新たな姿として、以前からのユニバーサルな情報提供に加えて、こうしたテーラーメイドのローカルな取り組みを増やし、原子力と放射線利用を考えるコミュニティを広げていくことが、今後はさらに求められる。その際に重要なことは、対話が成立する条件を意識し、そのうえで対話の場を作る（あるいは既存の場に参加する）こと、その場に集まるべき人の関心に沿った情報を用意すること、複数の価値評価軸を尊重した意見交換することと考える。

3. 今後の取り組みの方向性について

学会の限られたリソースで、テーラーメイドの発信と対話を行うことには限度があり、優先事項を明確にして取り組む必要がある。様々なステークホルダがあるなかで、少なくとも次世代を担う学生と若手、ならびに原子力施設の立地地域の方々とのコミュニケーションについては、優先度の高い取り組みが求められると考える。本企画セッションでの議論を踏まえて、新たに強化するコミュニケーションのあり方を具体化させることが重要である。

*Shinichi Kawamura, Hitachi-GE Nuclear Energy

2022年秋の大会

理事会セッション

社会と“対話”するために学会が取り組むことは？　～学会内外の活動からの視点～

How should the AESJ tackle to "dialogue" with society?

～ Viewpoint from activities inside and outside the AESJ ～

(2) 若手の活動から見いだせるもの～YGN 活動の経験から

(2) Findings from YGN (Young Generation Network) activities

*吉永 恭平 / 三菱総合研究所

1. YGN（若手連絡会）の勉強会とは

YGN とは、原子力に携わる若手世代間の連携を強めることで、若手が本来持つ活力を引き出し、その専門性や能力を高める活動を行う日本原子力学会の連絡会である。原子力全体の活性化を図り、原子力技術の発展、原子力に関する諸問題の解決、そのために必要となる新たな若手の育成に貢献することを目的とする。

YGN では 2016 年より、原子力に関する重要なトピックについて若手の研鑽を深める機会として「若手勉強会」を開催している。2021 年度は過去最多 10 回もの若手勉強会を開催し、テーマは原子力に関連させつつ「核融合」や「核燃料サイクル」から「メディア」や「義務教育」など幅広い。新型コロナウイルス感染防止対策のため Zoom にて開催されたが、毎回学会内外（4 割程度は非学会員）から平均して約 80 名の参加者が集まり、盛況な質疑と懇親が行われている。

2. 若手勉強会開催における工夫

本稿では、若手勉強会に類するイベント開催において常に重要な切り口と考えらえる①テーマ設定、②参加者募集、③当日の会の活性化、の 3 点に関する若手勉強会が培ってきたノウハウを紹介する。

①若手勉強会のテーマ設定は、企画立案者の興味関心を核として設定される点に特徴がある。企画立案者自らが知りたいことを自らで探究する姿勢が、他の参加者の興味関心に刺さる内容につながっている。また、設定したテーマそのものに興味のフックが多いことも特徴的だ。例えば第 22 回開催の若手勉強会「放射線は義務教育でどのように教えられているか」は、テーマの切り口が「放射線（原子力）x 義務教育」と整理できるが、原子力業界の専門家・研究者として興味を持つ方が多いことはもちろんのこと、一国民としても興味関心のあるテーマである。若手勉強会はこうした原子力の研究目線に寄りすぎない独自の切り口が、多くの人にとって魅力的なテーマ設定につながり、結果として多様な主体から参加者が集まる会となっている。

②参加者募集について、若手勉強会は参加者数の増加を目的とした会ではないが、一つの指標として重視している。若手勉強会では①にて紹介した通りテーマが多岐にわたる特徴があるため、A.学会メーリスおよび非学会員も含まれる B.YGN のメーリスを使った幅広い方々への情報発信に加えて、テーマに興味のありそうな C.各大学や知人へ個別に開催広報を行っている。結果として前述の A～C の 3 大チャネルから、テーマごとに特色のある多様な主体から多数の参加があり、非学会員の参加者も毎回 4 割程度に達している。

③当日の会の活性化は、会そのものの質向上、参加者の満足度向上において重要と考える。YGN のイベントは、「会議で得た情報を参加者は自由に使用してもよいが、発言者及びその他の参加者の身元・所属団体は明かしてはならない」というチャタム・ハウス・ルールを適用して心理的安全性の高い自由な議論の場を担保している。また、Zoom での開催が中心となった現在は、Slido（https://www.slido.com/jp）という双方向性の高いツールを利用しており、講演中に質問を募集し、講演直後に投稿された質問に一問一答形式で回答する時間を設けている。これにより参加者の声が講演者に必ず届き、双方向の意見交換の場を実現している。こうした取り組みが功を奏し、毎回参加者からは高い満足度と次回参加を希望する声を頂いている。

3. 勉強会の開催実績から考える社会との“対話”

対話において非常に重要な要素として“対話の場”の設定がある。対話の場は、対話に参加する参加者にとって自由で平等な場であることが双方の参加の条件となる。例えば、双方にとって共通点のあるテーマか、双方に偏りなく情報が事前共有されているか、双方が同じ条件で発言できる場が設計されているか、といった条件が揃っていることが、多様なステークホルダーと対話を始める第一歩であると考える。

---

*Kyohei Yoshinaga, Mitsubishi Research Institute, Inc.

2022年秋の大会

理事会セッション

社会と“対話”するために学会が取り組むことは？　～学会内外の活動からの視点～

How should the AESJ tackle to "dialogue" with society?
～ Viewpoint from activities inside and outside the AESJ ～

(3) 東海村におけるリスクコミュニケーションの経験から

(3) Opinion! From the experience of risk communication in Tokai Village

*菖蒲 順子　/　原子力機構

1. 核燃料サイクル研究所におけるリスクコミュニケーション活動

原子力機構核燃料サイクル工学研究所では、アスファルト固化処理施設火災・爆発事故や JCO 臨界事故等により、失われた信頼を回復するための施策として、地域住民との間で原子力のリスクやその対応策等について情報や意見を交換し、相互理解を深めるシステム“リスクコミュニケーション”（以下、「リスコミ」）が必要であると認識している。2001 年にリスコミ研究班を設置し、国内外における調査や専門家のアドバイスを受けながら地元東海村に合わせた独自のスタイルを構築した。これまでに原子力・放射線に関するリスクメッセージの作成や地域住民との対話活動の実施、対話活動を対応する職員“コミュニケーター”の登録や人材育成等を行ってきた[1,2,3]。さらに、2011 年、福島第一原子力発電所事故に伴い市民の放射線による健康影響への不安が増大したことから、原子力機構では、モニタリングや除染等の事故収束に向けた様々な支援活動を行うと共にリスコミを強化し、福島県民や茨城県民を中心に双方向性を重視した放射線に関する説明会や、内部被ばく検査時のリスコミを実施した。参加者の不安や懸念に寄り添った対応により、放射線に対する不安軽減と冷静な判断への支援を行うことができた[4,5]。

2. これまでのリスコミ実践から得たもの

これまで約 20 年にわたるリスコミ実践経験を通じて得られた知見は数多く、本稿では重要なポイントを紹介する。1 つ目は「市民は自分の疑問に答えてもらえなければ満足しない」、2 つ目は「リスクを理解するには、現物主義（現場を見せる、データを見せる、研究者と直接話す）が有効」、3 つ目は「事業者側の主張を一方的に伝えるのではなく、傾聴を優先する」ことである。それには、相手のニーズを知り、相手のニーズによって構成や内容をカスタマイズしていくこと、相手に体験・体感していただくことで理解を深めて頂くことが肝要である。さらにリスコミを行う担当者は、市民と事業者の間を取り持つ大事な存在であることが明らかとなった。そして、「信頼は時間をかけて築くものでありリスコミに即効性はない。あきらめずに、地道に、誠実に、継続していく」ことが重要と考える。

3. リスコミ実践から考える市民との対話と情報提供のあり方

市民との対話や市民への情報提供では、様々なコミュニケーション手法を使うと共に、市民と率直な意見のやりとりが行えることが理想である。しかし、発信する情報自体に専門用語が多く分かり難いため理解して頂くことが難しい場合もある。その際は、発信する情報や発信ツールに工夫とバリエーションを加えることで、市民の関心を喚起しアクセスしやすさに努めること、共に考えてもらうための手間と工夫を惜しまないことが必要である。さらに、受け手によって情報のとらえ方“ものさし（許容範囲）”が違うことを認識し、互いの“ものさし”に歩み寄れる姿勢を心がけることが大切である。

参考文献

[1]高下他「ﾘｽｸｺﾐｭﾆｹｰｼｮﾝ活動報告書（JAEA-Review 2008-048)」
[2]米澤、菖蒲「地域住民とのリスクメッセージの協働作成（JAEA-Review 2010-026)」
[3]菖蒲他「福島原発事故後のﾘｽｸｺﾐｭﾆｹｰｼｮﾝの実践,3;コミュニケーターの運用と展開(日本原子力学会 2013 年秋の大会)」
[4]菖蒲他「東京電力福島第一原子力発電所事故後のﾘｽｸｺﾐｭﾆｹｰｼｮﾝの実践－茨城県における双方向性を重視した放射線に関する勉強会（JAEA-Review 2015-016)」
[5]米澤他「東京電力福島第一原子力発電所事故後のﾘｽｸｺﾐｭﾆｹｰｼｮﾝの実践－内部被ばく検査時のコミュニケーション（JAEA-Review 2015-020)」

*Junko Ayame, Japan Atomic Energy Agency.

2022年秋の大会

理事会セッション

社会と“対話”するために学会が取り組むことは？　～学会内外の活動からの視点～

How should the AESJ tackle to "dialogue" with society?

～ Viewpoint from activities inside and outside the AESJ ～

(4) 情報を発信する側・受ける側、両立場の視点から

(4) From the viewpoint both information dissemination and then recipient

*鈴木 早苗

一般社団法人　さばえ文化振興事業団

1. 「原発銀座」とも言われる福井県にて、勉強会を立ち上げ

「原子力について・・」と話し始めるだけで、「あなたは賛成派なの？反対派なの？」とややもすると色分けされてしまう立地県・福井。両論あることは認識しているが、議論が交わる接点はなかなか見当たらない。自分が住んでいる鯖江市において、誰でも参加してもらえる学びの場を創出したいと思った。バックエンドの課題を糸口に、県民に自分ごととして原子力発電に向き合ってもらいたいという一心の想いから、勉強会や見学会を主催するようになった。

2. 次世代層への広がり

原子力の賛成派と反対派の「橋渡し」をしたいとの趣旨で高校生がつくり話題となったドキュメンタリー映画「日本一大きいやかんの話」の上映会・意見交換会を開催し、その場に参加したことをきっかけに、福井南高校の探究型授業で原子力や地層処分の問題に取り組むことへ広がった。全校生徒・教職員皆で同じテーブルについて話し合いをおこなうようになって 3 年になる。ある程度先入観を持ってしまっているおとなたちと違って、非常に純粋にそして真摯にこの課題と対峙する生徒さんたちの姿勢に感銘を受ける。同校探究グループでは原子力に関する意識調査を高校生対象に実施して、集計をまとめ、更なる考察を進めている。[1,2,3]

3. 発信する者として

世の中は自分と同じ考えを持つ人間ばかりではない、ということを常に心掛けている。多様な意見をお持ちの対象者に自分の話を伝えたいと願う時、なにかしら興味・関心を持てるところから話して、少しずつ心の扉を開いていただけるように、と思って活動している。伝えたいことを、対象者に「わかる」言語で伝えることも大切であり、そのための手間ひまを惜しんではいけない。

4. 発信を受ける者として

自分の主義主張と同じような範囲でしか情報を受け取らないのでは、世界は狭くなると思う。様々な情報を先ずはバイアスをかけずに得るように努めている。情報を伝達する際は、発信する側と受け取る側の信頼関係も重要だ。受ける者として、より説得力を持っている情報は、信頼できる人物からの話ではないだろうか。要するにどんなに大きな組織に属していても、または個人や小規模な活動であっても、結局は人と人の繋がりが大切なんだろうと私は感じている。

参考文献　[1]映画「日本一大きいやかんの話」https://www.youtube.com/watch?v=RkXXivJawAQ

[2]原子力学会誌 Vol.62(2020)　巻頭言「ドキュメンタリーによる意識改革」　矢座孟之進

[3]福井南高等学校「意識調査」　https://www.fukuiminami.ed.jp/

*Sanae　Suzuki、Sabae cultural promotion organization

2022年秋の大会

理事会セッション

社会と“対話”するために学会が取り組むことは？　～学会内外の活動からの視点～

How should the AESJ tackle to "dialogue" with society?

～ Viewpoint from activities inside and outside the AESJ ～

(5) 説明と理解から聞く力と相互理解へ　～本当のリスコミを始めよう！

(5) From dialogue and understanding, leading to listening and mutual understanding: Let's start the real risk communication!

*土屋 智子

一般社団法人複合リスク学際研究・協働ネットワーク

1. 住民とのリスクコミュニケーション活動からの学び

1999 年に発生した臨界事故を契機に、東海村で住民主体のリスクコミュニケーションを目指して 2021 年 3 月まで活動してきた。活動の中心は、原子力事業所への見学と安全対策に関する提言である。東海村の多様な原子力関連施設および村役場やオフサイトセンターなどにも赴き、住民の疑問や要望を伝えてきた。これらの活動を通じて私自身が学んだことは、住民の意見は原子力の安全に役立つということである。ただし、私自身も含めて、住民が何を望んでいるのかを聞き取る力が求められる。一方で、聞く力、聞き取ろうとする姿勢のある事業者や行政職員は、住民から信頼を得る可能性が高い。事業者や行政との話し合いの場に参加する人々は、自分たちの懸念や要望を“説明”し、“理解”してほしいと考えているからだ。

2. 「説明」と“対話”やコミュニケーションの違い

原子力業界にとって切実な信頼回復に聞く力が役にたつのは、聞くことが“対話”やコミュニケーションを成立させる要だからである。コミュニケーションとは、「情報やメッセージの伝達およびその解読の過程の総称であり、送り手の伝える行為やその伝達内容だけではなく、受け手の理解や解釈を含めたプロセス全体」と定義されている。コミュニケーションが成立したとは、送り手と受け手との間で、自分の伝えた意味や意見や立場が伝わったと主観的に認識し、かつ実際に相手にもそう受け止められているという前提を置くことを意味する。この前提のためには、「相手の反応から修正・制御を通じて差を縮小するフィードバック・プロセスが必要」である。「説明」にはフィードバックがほとんどない。「理解」は相手への要求である。他方、修正や制御のフィードバックに不可欠なのが相手を理解しようとする聞く力であり、フィードバックによってのみ、相互理解が可能となる。現在のリスクコミュニケーションは、この極々当たり前のコミュニケーションの成立を目指す考え方である。

3. 誰と何をどのように“対話”することが必要か

私がリスクコミュニケーションを学ぶようになったのは、ある電力会社からの「自分たちの主張が社会に受け入れられにくくなってきた理由を解明してほしい」という依頼からだった。木下冨雄京都大学名誉教授が日本にリスクコミュニケーションの考えを紹介されてから、30 年以上、原子力業界は“社会との対話”を目指してきた。そして、何度目かの今回のセッションテーマである。何かに取り組む前に、これまで何を行い、どんな成果と失敗があり、どう改善するのかは分析されているのだろうか。例えば、“社会”という相手は存在しない。誰を対象にするのかは明確になっているのだろうか？　最も対話が不足しているのは、組織内部の人々ではないだろうか？　また、“対話”の目的は何だろうか？　今も昔も学会側の主張や考えを“説明”し、学会側と同じように“理解”する人を増やすことを目指しているのではないだろうか？　これらの疑問に取り組むことが、目先の手法を学ぶより重要ではないだろうか。

---

*Tomoko Tsuchiya

Transdisciplinary and Open Network for Risk Research and Collaboration

(Wed. Sep 7, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room B)

[1B_PL06] Discussion

*Chair: Shin-ichi Koyama[1], Shinichi Kawamura[2], Kyohei Yoshinaga[3], Junko Ayame[1], Sanae Suzuki[4], Tomoko Tsuchiya[5] (1. JAEA, 2. HGNE, 3. MRI, 4. Sabae cultural promotion organization, 5. TONeRiCo)

We will introduce the efforts and challenges for information dissemination and social dialogue from AESJ, and then introduce some cases of dialogues and activities conducted with citizens regarding how to disseminate and interact. And we would like to focus to discuss and think about what the AESJ should act in the future in order to have a “dialogue” with society.

©Atomic Energy Society of Japan

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

[1B06-09] Decommissioning Evaluation Methods

Chair:Masahiko Machida(JAEA)

Wed. Sep 7, 2022 2:45 PM - 3:50 PM Room B (E1 Bildg.2F No.21)

[1B06] A study on analysis of actual date in " FUGEN" decommissioning

*yuya kouda[1], Yukihiro iguchi[2], satoshi yanagihara[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. University of Fukui.)

2:45 PM - 3:00 PM

[1B07] A Study for the optimization of the decommissioning project of nuclear facilities

*Yukihiro IGUCHI[1], Daisuke KAWASAKI[1], Satoshi YANAGIHARA[1] (1. University of Fukui)

3:00 PM - 3:15 PM

[1B08] Development of Risk Assessment Methodology for Nuclear Power Plants in Decommissioning Phase

*Taro Shimada[1], Tsuyoshi Sasagawa[1], Kazuji Miwa[1], Shizuka Takai[1], Seiji Takeda[1] (1. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

[1B09] Development of Risk Assessment Methodology for Nuclear Power Plants in Decommissioning Phase

*Tsuyoshi Sasagawa[1], Taro Shimada[1], Seiji Takeda[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

ふげん廃止措置作業における実績データの分析

A study on analysis of actual date in “FUGEN” decommissioning

*香田 有哉[1]，井口 幸弘[1,2]，柳原 敏[2]

[1]日本原子力研究開発機構 新型転換炉原型炉ふげん，[2]福井大学

「ふげん」で実施した廃止措置作業において収集したプロジェクト管理データ（作業人工数、廃棄物量等）を、機器種別ごとに分類・整理して JPDR 解体作業における実績データと比較する等の分析を行い、廃止措置費用評価等に用いるための単位作業係数（単位重量当たりに要する人工数（人・時/トン））としてまとめた。

キーワード：ふげん、プロジェクト管理データ、廃止措置費用評価、単位作業係数

1. 緒言

廃止措置においては、国際的にも〓戦略（方針）の選択と工程、廃棄物、安全性及びコスト等を最適化するためのプロジェクト管理が重要とされている。我が国では、今後、原子力施設の廃止措置作業が本格化することが予想されるが、その計画立案にとって、これまでにふげんで実施された廃止措置作業で得られた知見やプロジェクト管理データは非常に有用となる。これまでに主要なタービン設備の解体撤去が完了していることから、実績データを整理・分析し、解体対象機器種別ごとに単位作業係数として整備した。

2. データ収集及び分析

廃止措置作業は、準備作業、解体作業及び後処理作業から構成されており、各々の作業に対して作業人工数等のプロジェクト管理データを収集した。また、解体作業については、配管・弁、熱交換器、復水器及びサポート等の機器種別ごとに、作業人工数と解体物量の相関関係を評価した。

3. 結果及び考察

タービン設備は部分的に汚染があるものの、放射能レベルは極めて低く作業員への被ばくはほとんどないことから、図-1 に示す手順でバンドソーやガス溶断機といった一般的な工法にて解体撤去を実施した。代表的な機器の解体における作業人工数と物量の相関関係を図-2 に示す。配管の解体に係る単位作業係数は、大口径配管で約 47.6 人・時/トンであり、JPDR 実績の 27.8 人・時/トンに比べ 7 割程度の増加であった。この違いは、ふげんの場合、クリアランス過程を見込んだ二次処理（ノロ取り、細断）が増加したことが主な原因であると推測する。

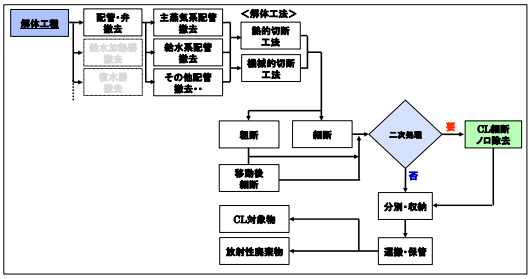


図-1　解体工程の手順

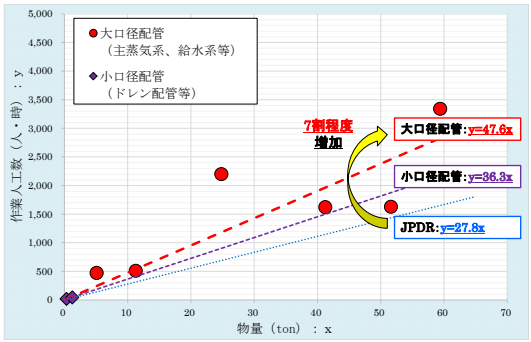


図-2　単位作業係数（配管の場合）

4. 結言

タービン設備解体撤去作業において、一定のデータ量が揃ったことから機器種別ごとに評価し、単位作業係数を整理した。

今後、被ばくの可能性があり、タービン設備とは切断手順、切断条件が異なることが想定される原子炉周辺設備等の解体においても各種データを取得し、解体データの拡充を図る。

---

*Yuya Kouda[1] Yukihiro iguchi[1,2] and Satoshi Yanagihara[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency Decommissioning Engineering Center. [2]University of Fukui.

原子力施設の廃止措置の最適化に係る研究
（2）処分場の立地時期及び中間貯蔵戦略の評価

A Study for the optimization of the decommissioning project of nuclear facilities
(2) Assessment of repository siting timing and interim storage strategies

*井口 幸弘[1]，川崎 大介[1]，柳原 敏[1]
[1]福井大学

最適な廃止措置戦略を評価するにあたり、処分場の立地時期及び中間貯蔵施設の有用性について、総費用及び不確実性を指標に評価を行った。この結果、中間貯蔵施設の立地を前提とすれば、廃止措置を計画的に進めることが可能となり、総費用低減の可能性もあることが明らかとなった。

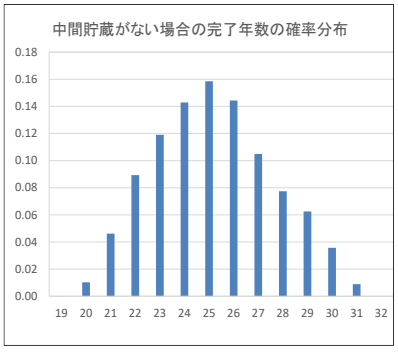
キーワード：原子力施設、廃止措置、最適化、処分場立地、中間貯蔵施設

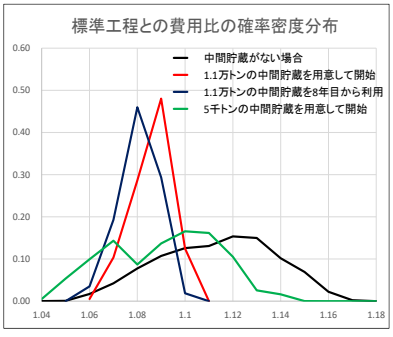
1. 緒言：現在、国内では、26 基の発電用原子炉施設の廃止措置が行われつつある。しかし解体廃棄物の処分場が決まっていないため、その工程は将来の立地を想定して、数 10 年の遅延解体となっている。前報[1]（大型 PWR を対象）では、廃止措置が遅延するほど、費用が増加することを明らかにした。一方、ドイツなどでは、中間貯蔵施設を建設して、解体作業を進める方策も取られている。処分場の立地時期の国内の現状を踏まえて、低レベル廃棄物の中間貯蔵戦略が選択肢となるか、評価を実施した。

2. 評価の前提：国内の廃止措置で、処分場が準備されている場合の工程として、解体引当金算定における標準工程は、安全貯蔵が約 5～10 年、解体が約 4 年とされている。評価用の標準工程として、除染等を実施する第一段階を 2 年、一部の解体を実施する第 2 段階を 5 年、炉心解体等の第 3 段階を 6 年、建屋解体等の第 4 段階を 2 年、合計 15 年を標準工程とした。解体作業や廃棄物処理作業、処分場への輸送能力は、この標準工程で平均的に処理可能なものとする。なお、使用済燃料は開始から 3 年で搬出するものとした。

3. 評価手法：まずは、標準工程をベースとして、L1 から L3 の処分場の運開時期について先行検討[2]を踏まえ右表のように設定する。また、処分施設の運開後、実際の解体作業等で発生する廃棄物については、標準工程で示した能力で処理した場合、遅延後の廃止措置完了の時期及び総費用を算定した。さらに、中間貯蔵施設が用意されている場合、また、数年後に立地する場合、容量も変化させて評価した。

必要年数	L1	L2	L3
立地活動	7－20	0	5－10
地元説明	2－3	2－3	2－3
許認可	3－4	3－4	3－4
建設	3－4	2－3	1－2
合計	15－31	7－10	11－19





4. 評価結果：中間貯蔵がない場合、標準工程は必然的に遅延し、完了年数の期待値は 25.2 年、最大では、31 年となり、右図のような分布となった。これは、現行の工程計画に近いものである。また、標準工程（処分場が当初から利用可能）の総費用を 1 とした場合、処分場の立地により工程遅延する場合、全ての放射性廃棄物(1.1 万 t)を中間貯蔵する場合等について費用分布を評価した。その結果を右下図に示すが、単なる遅延の場合は平均 12%増、中間貯蔵施設が当初から用意されている場合、その建設や維持管理費用を入れても 9%増に留まるとともに、不確実性も大幅に低減することが明らかとなった。なお、これは単独炉の場合であり、複数基対象の場合は、合理化できる可能性がある。今後、このような条件での評価を行う。

参考文献：

[1] 2022 年春の年会, 3H11, [2] 柳原, 原子力施設の廃止措置と廃棄物管理の課題

* Yukihiro Iguchi[1], Daisuke Kawasaki[1] and Satoshi Yanagihara[1]
[1]University of Fukui.

廃止措置段階の原子力発電所におけるリスク評価手法の開発
(1) リスク評価の全体像と起因事象の選定

Development of Risk Assessment Methodology for Nuclear Power Plants in Decommissioning Phase
(1) Outline of risk assessment and selection of initial events

*島田 太郎[1]，笹川 剛[1]，三輪 一爾[1]，高井 静霞[1]，武田 聖司[1]
[1]日本原子力研究開発機構 安全研究センター

新たに開発を進めている廃止措置段階の原子力発電所のリスクを評価する手法の全体像を構築するとともに、故障モード影響解析（FMEA）等の品質工学的手法を用いて人的過誤による起因事象を選定し、その起因事象から緩和策の失敗による事象進展を示すイベントツリーを作成した。

キーワード：廃止措置、リスク評価、被ばくリスク、解体作業、起因事象、イベントツリー

1. 緒言：廃止措置段階における原子力規制検査において、リスクに応じて検査の対象とする解体対象機器や作業工程を選定できるように、廃止措置段階の原子力発電所を対象としたリスク評価手法の開発が必要である。廃止措置段階では、使用済燃料が施設から搬出されれば放射能インベントリは大幅に減少するが、その後も原子炉領域には 10^{17}Bq 程度が残存する。機器撤去、廃棄体搬出などの廃止措置作業の進展による施設内の放射能インベントリの低下に伴い、放射性物質の閉じ込め機能に関する機器も順次撤去されていく。さらに、運転段階と異なり、非定常な解体作業が複数エリアで同時並行で実施され、解体対象機器に固定されていた核種が切断等によって放射性粉じんとして飛散し、フィルタ等に蓄積されることなどの特徴がある。こうした特徴を踏まえて、廃止措置段階に発生が想定される事故による公衆被ばく線量とその発生確率の積である被ばくリスクの時間変化を評価する手法の開発に着手した。

2. 廃止措置段階のリスク評価の全体像：上記の特徴に加えて、最大 60 年運転された後に 30 年以上の廃止措置プロジェクトが実施されるなど長期間にわたるプロジェクトのため、既存設備の高経年化による不具合が発生する頻度が増加する可能性がある。例えば、液体廃棄物の貯蔵タンクの破損等から建屋地下からの漏洩が想定され、地下水を経由した汚染範囲の拡大の可能性がある。また、大気放出される放射性核種は粉じんの粒子状放射性物質がほとんどとなり、地表沈着することも想定され、その後の降雨によって沈着した核種が表層を移動して、窪地などに濃集する可能性がある。そこで、図 1 に示すように、事故発生までの移動性インベントリの蓄積、起因事象の発生からの事故進展、大気または地下への放射性物質への放出、その後の移行を考慮した公衆被ばく、上記事故進展を考慮した事故発生確率の評価を総合的に評価する被ばくリスク評価の全体像を構築した。

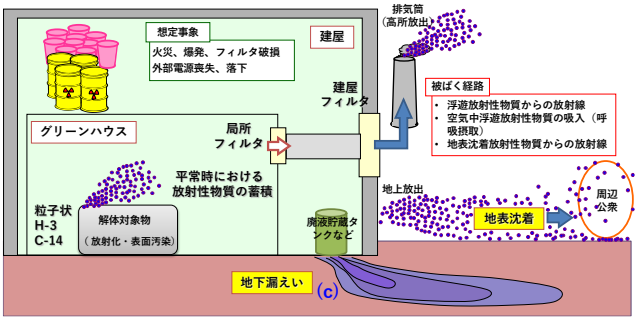


図 1 廃止措置リスク評価の全体像

3. 起因事象の選定とイベントツリーの作成：放射性物質放出が想定される事故を網羅的に抽出するため、その起因となりうる事象を次のように選定した。廃止措置中及びそれに類似する作業を含む定期検査中のトラブル事例を調査した。品質工学の手法であるプロセスマップの作成では、作業工程の順番と項目を整理したプロセスフローの結果から作業項目に分類し、適用する工法に応じた装置とその作業員の実施方法から、実施した結果を導き出した。その整理結果からガイドワードを用いて正常な状態から外れた状態を検討する故障モード影響解析（FMEA: Failure Mode Effects Analysis）を実施することで不具合モードを抽出し、表 1 に示すように人的過誤による起因事象として選定した。そして、各起因事象に対し、事象進展を防止する緩和策において事故シーケンスが分岐し、緩和策が失敗すると次の緩和策に事象が進展するようにイベントツリーを作成した。

表 1 選定された人的過誤の起因事象

起因事象	不具合モード
火災	火花、熱源による可燃物への引火
爆発	計画外爆発、ガス引火爆発
落下・衝突	落下・衝突
電源喪失	電源ケーブル誤切断
弁の誤開放	液体・気体配管弁などの誤開放
機器・配管損傷	汚染した配管・機器の誤切断

* Taro Shimada[1], Tsuyoshi Sasagawa[1], Kazuji Miwa[1], Shizuka Takai[1] and Seiji Takeda[1]
[1]Nuclear Safety Research Center, Japan Atomic Energy Agency
本発表は、原子力規制庁受託事業「令和 3 年度廃止措置リスク評価に関する検討」として実施したものである。

廃止措置段階の原子力発電所におけるリスク評価手法の開発
(2)移動性インベントリの評価

Development of Risk Assessment Methodology for Nuclear Power Plants in Decommissioning Phase
(2) Evaluation of the mobile radioactive contaminants

*笹川 剛[1]，島田 太郎[1]，武田 聖司[1]
[1]日本原子力研究開発機構 安全研究センター

原子力発電所の廃止措置の作業進展に応じて時間的・空間的に変動する移動性インベントリを評価する手法を開発し、事故時公衆被ばくのリスク評価の前段として、作業工程を考慮して機器毎の移動性インベントリ（局所フィルタ及び、建屋フィルタ）を予察的に評価した。

キーワード：廃止措置、リスク評価、切断工法、移動性インベントリ

1. 緒言　廃止措置段階のリスク評価では平常時の解体作業の進展によりフィルタなどに蓄積される放射能インベントリが変動するため、その変動を考慮した事故時の公衆被ばく線量を評価可能とする手法が必要となる。その変動するインベントリ（以下、移動性インベントリ）には、機器の切断作業によって飛散する放射性粉じんが蓄積したフィルタや除染作業において生じる可燃性廃棄物等がある。そこで本研究では、廃止措置の作業進展に応じて時間的・空間的に変動する移動性インベントリの評価手法を開発し、リスク評価の前段として予察的に移動性インベントリを評価することを目的とする。本報では、切断作業によって生じる放射性粉じんが蓄積する局所フィルタ及び建屋フィルタを評価対象として扱う。

2. 評価方法　図 1 に開発した移動性インベントリの評価手順を示す。機器の切断作業時に粉じんとして気中へ移行する量（重量・放射能量）を、収納する容器寸法から求められる切断溝体積（放射化汚染）あるいは切断溝面積（表面汚染）と各飛散率から評価するモデルにより算出し、各フィルタに蓄積する移動性インベントリを評価する手法を開発した。本手法において、粉じん発生量は、機器の切断試験から整理された飛散率のデータ[1]を基にして、切断工法や対象機器の材質に依存した飛散率の変化を考慮できる。また、粉じんの発生量と放射能濃度から、グリーンハウスからの漏えいとフィルタの捕集効率を考慮して局所及び建屋フィルタに蓄積する各放射能量を評価できる。さらに本手法により、各フィルタを対象に切断工法の違い（水中、気中）及び作業工程を考慮した機器毎の移動性インベントリの発生量を評価し、規制検査時に着目すべき機器や作業を予察的に検討した。機器の放射能インベントリは、NRC の参考 BWR[2]を用いた。

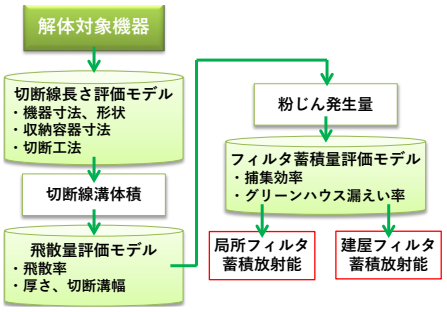


図 1 移動性インベントリの評価手順

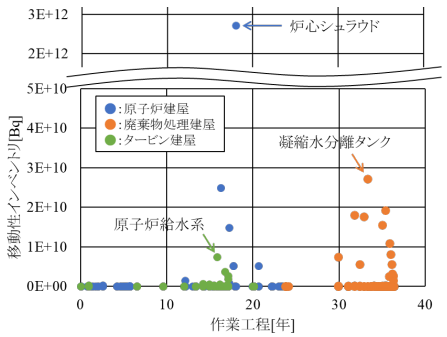


図 2 移動性インベントリ評価
(気中切断、局所、建屋フィルタ)

3. 結果・考察　図 2 に、気中切断を用いた場合における建屋及び機器毎に発生する移動性インベントリの評価結果を示す。水中切断が行われる放射能濃度の高い炉内構造物に含まれる一部の機器と比較して、気中切断が行われる一部の機器について同程度の移動性インベントリが発生する作業工程があることが示唆された。このことから、移動性インベントリは、原子力規制検査において、検査対象の選定に影響する重要な指標の 1 つであることが示された。

参考文献 [1] 電力中央研究所, 廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第 3 次版）, 2007.
[2] NRC, Technology, Safety and Costs of Decommissioning a Reference Boiling Water Reactor Power Station, 1980.

*Tsuyoshi Sasagawa[1], Taro Shimada[1] and Seiji Takeda[1]
[1]Nuclear Safety Research Center, Japan Atomic Energy Agency

本発表は、原子力規制庁受託事業「令和 3 年度廃止措置リスク評価に関する検討」として実施したものである。

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

[1B10-15] Cutting and Decontamination

Chair:Haruo Morishige(Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review Group)
Wed. Sep 7, 2022 3:50 PM - 5:30 PM Room B (E1 Bildg.2F No.21)

[1B10] Laser decontamination mechanism using high-speed scanning of high-power density continuous wave fiber laser and high speed camera

*Atsushi Kosuge[1], Eisuke J. Minehara[2] (1. JAEA, 2. LDD Corporation)

3:50 PM - 4:05 PM

[1B11] Laser decontamination mechanism using high-speed scanning of high-power density continuous wave fiber laser and high-speed camera

*Eisuke John Minehara[1], Atsushi Kosuge[2] (1. LDD, 2. JAEA)

4:05 PM - 4:20 PM

[1B12] Fundamental Study on Mechanism of Blasting Decontamination Device for Small Diameter Pipe (Part 6)

*Seigo Kai[1], Hideharu Takahashi[1], Hayato Taniguchi[2], Akihiko Kawashima[2], Hiroshi Takahashi[3], Keisuke Jinza[4], Hiroshige Kikura[1] (1. Tokyo Institute of technology, 2. Shintokogio, Ltd., 3. Fuji Furukawa Engineering &Construction Co.Ltd., 4. Fuji Electric Co., Ltd.)

4:20 PM - 4:35 PM

[1B13] Research and development of lead block cutting technique for decommissioning nuclear power plants

*Tomohisa Gotou[1], Glenn Harvel[2], Yutaro Aoki[1], Takeyoshi Sunagawa[1] (1. FUT, 2. Ontario Tech Univ.)

4:35 PM - 4:50 PM

[1B14] Acquisition of Dust Behavior Data during Laser Cutting in a Large Water Tank

*Yuta Miyamoto[1], Hiroki Iwai[1], Norimasa Mori[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:50 PM - 5:05 PM

[1B15] Development of spectroscopic measurement techniques for laser processing

*Masabumi Miyabe[1], Yoshihiro Iwata[1], Ryohei Terabayashi[2], Shuichi Hasegawa[2] (1. JAEA, 2. The University of Tokyo)

5:05 PM - 5:20 PM

©Atomic Energy Society of Japan

高出力密度連続波ファイバーレーザー光の高速掃引と高速動画を用いたレーザー除染メカニズムの研究
（1）コンクリートのレーザー除染

Laser decontamination mechanism using high-speed scanning of high-power density continuous wave fiber laser and high speed camera
(1) Laser decontamination of concrete surface

*小菅 淳[1]，峰原 英介[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]LDD 株式会社

本研究では、高出力密度連続波ファイバーレーザーの高速掃引を用いてレーザー除染のためのコンクリート表層の経時的表面剥離メカニズムの解明を目指す。
キーワード：ファイバーレーザー、高出力密度、レーザー除染、除染メカニズム、高速掃引、コンクリート

1. 緒言

福島第一原子力発電所を含む原子炉の廃止措置において、建屋などに多く用いられている汚染されたコンクリートの除染を効率的に行う事で放射性廃棄物の量を減らし、保管コストを大幅に下げる事が可能となる。我々は、金属を対象としたレーザーを高出力密度で集光し高速掃引することで瞬時的な蒸発を用いたレーザー除染技術の開発を行ってきた[1]。コンクリート表面にレーザーを照射すると、レーザー出力が高い場合は表面のガラス化が起き、レーザー出力が低い場合は熱破砕、水分、炭酸塩等の爆裂が起こると言われている[2]。除染手法として、ガラス化した溶融物に放射性物質を結合させ空気を吹き付け剥離させる手法[3]や熱破砕、水分、炭酸塩等の爆裂により表面の放射性物質の付着したコンクリート表面を剥離させる手法[2]が提案されている。我々の高出力密度のレーザースポットを高速掃引した場合、より急激に高い温度上昇が予想され、表面状態がどのような状態か明らかになっていない。本研究では、高出力密度連続波ファイバーレーザーの高速掃引を用いたコンクリート表層の表面剥離メカニズムの解明のため、高速カメラなどを用いた高速現象の可視化を行い、より効率的なコンクリート表面の除染手法の確立を目指す。

2. 実験

剥離試験には LDD 社製 1.5 kW ファイバーレーザー除染機[4]を用い、図 1 にレーザー除染装置を示す。現在、試料は標準的なコンクリートを用い、スポット径約 50um のレーザースポットを掃引速度は 10 m/s の高速で掃引し、レーザー照射前後の高速現象を高速度カメラなどを用いてスローモーション画像として観測を行っている。

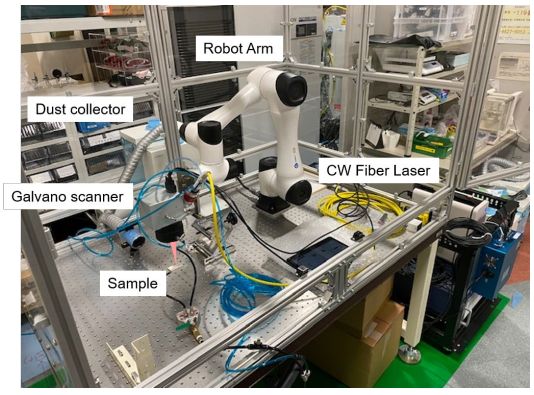


図 1 レーザー除染装置

参考文献

[1] 小菅淳 他、日本原子力学会「2022 年春の年会」 3C03
[2] 鎌田博文 他, レーザー研究, 1996 年, 24 巻, p.182-190.
[3] A. Anthofer 他, Optics & Laser Technology, 2013 年, 48 巻, p.589-598.
[4] E. J. Minehara, Japanese Patent No.5610356, 2014

* Atsushi Kosuge[1] and Eisuke J. Minehara[2]
[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] LDD Corporation

高出力密度連続波ファイバーレーザー光の高速掃引と高速動画を用いたレーザー除染メカニズムの研究
(2) エポキシ塗装厚膜のレーザー除染

Laser decontamination mechanism using high-speed scanning of high-power density continuous wave fiber laser and high-speed camera

(2) Laser decontamination of Epoxy resin coated thick film

*峰原英介[1], 小菅淳[2]

[1]LDD, [2]原子力機構

抄録： LDD独自の高出力密度高速掃引連続波（CW）ファイバーレーザー剥離機は、放射性同位元素（RI）汚染されているコンクリート約40万トンと金属数千トンの発電用原子炉を条件が整えば放射化物以外100%除染できる。炉内外の構成要素表面は、防錆素材以外はエポキシ等で塗装されており、除染対象はRI汚染されている表面のエポキシ塗装膜とその母材になる。これらの最新の有機物樹脂はレーザーに対して高い耐性を持つものが多く、ステンレス鋼より剥離しにくいものが多い。高出力密度高速掃引CWファイバーレーザーと低速/高速動画を用いて、エポキシ厚膜と母材の模擬除染試験と剥離除染メカニズムを説明する。

キーワード：ファイバーレーザー、高出力密度、レーザー除染、除染メカニズム、高速掃引、エポキシ塗装

1. 緒言

高出力密度高速掃引CWシングルモードファイバーレーザー剥離機と低速・高速度動画観察を用いたエポキシ厚膜と下層素材の模擬除染試験と剥離除染メカニズムを説明する。

2.高出力密度高速掃引レーザー除染機によるエポキシ塗装と母材の剥離除染メカニズム

エポキシ厚膜は、レーザーと酸素ガスで酸化或いは燃える場合とレーザーと不可性ガスで酸化燃焼が抑えられ、酸化と共に剥離が進む場合が見られる。空気中あるいは酸素ガス分圧が高い状態で燃焼が主な場合は四三酸化鉄が高速で成長して表面に主にマグネタイト層が、僅かに二三酸化鉄、ヘマタイト層が共に形成される。赤錆や塗装膜がある場合は、無い場合よりも厚くて強固なマグネタイト層が形成される。50Lドラム缶表面の約20μm厚のエポキシ塗装の除去は、照射時にマグネタイト層が形成されている。200Lドラム缶表面の不規則に厚い赤錆とエポキシ塗装の除去は、厚くて強固なマグネタイト層が照射時に形成される。マグネタイト層等は汚染物を保持するかどうかは不明である。

生体遮蔽コンクリートの様に10㎜以上あるような極端に厚いエポキシ塗装は、高出力密度高速掃引CWレーザーでほとんど燃焼も炭化もせずに剥離が進む。特に不活性ガスを流す場合や低い出力の場合は、表面温度は低く抑えられ、炭化燃焼は、ほとんど起こらずに表面剥離が進む。エポキシ層が除去されると母材が露出してコンクリート層の剥離となる。此処まで汚染があればコンクリートの結晶水等の爆裂で剥離が進む。母材が金属であれば、エポキシ層の除去の次に通常の瞬間蒸発が起こり、条件が整えば完全除染が得られる。

3.結論

高出力密度高速掃引では、母材において100%除染が実現する。エポキシ塗装は酸化燃焼が顕著でなく、炭化も少ないので除染係数は高い。低出力密度低速掃引では、母材に比較的汚染が残留し、エポキシ塗装に酸化燃焼が顕著で、炭化が多いので除染係数は低い。検出限界以下の 100%除染の実現には高出力密度と高速掃引が必要と考えられる。レーザー除染機と動画観察と汚染物或いは模擬汚染物を用い、具体的な除染係数の計測等を用いて除染メカニズムを説明する。

参考文献

[1] E. J. Minehara, Japanese Patent No.5610356, 2014, US Patent, US9174304B2, 2015., EU Patent No.2772922, 2017.

*Eisuke J. Minehara[1] and Atsushi Kosuge[2], [1]LDD Corporation., [2]JAEA.

小口径配管のブラスト除染装置のメカニズムに関する基礎研究（その 6）

Fundamental Study on Mechanism of Blasting Decontamination Device for Small Diameter Pipe (Part 6)

*甲斐 晟豪[1]，高橋 秀治[1]，谷口 隼人[2]，川島 彰彦[2]，高橋 浩[3]，神坐 圭介[4]，
木倉 宏成[1]
[1]東京工業大学，[2]新東工業株式会社，[3]富士古河 E&C 株式会社，[4]富士電機株式会社

廃止措置における除染作業用の乾式ブラスト除染装置による，小口径配管の除染メカニズムの解明および除染効果の高い除染条件の検討を目的とし，本報では高い除染効果が期待されるブラスト機構粒子投射方向と小口径配管の角度関係について報告する．

キーワード：廃止措置，除染，ブラスト，バレル，小口径配管

1. はじめに

新型転換炉「ふげん」の廃止措置において，小口径配管にバレル研磨機とショットブラストを複合した乾式のブラスト除染装置を使用することで，輪切り切断の状態で線量が低下することが確認されている[1]．本報では除染装置のメカニズムおよび除染効果の高い除染条件を調査するため，ブラスト研磨機を用いて，小口径配管の擬除染試験を行った結果について報告する．

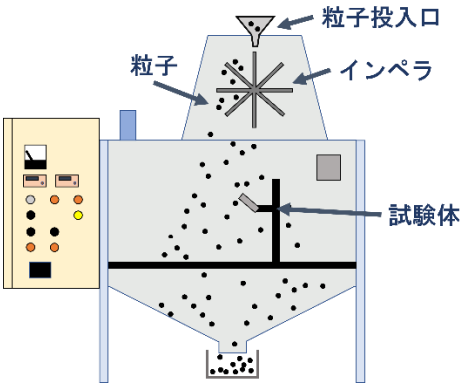


図 1 ブラスト研磨機

2. 実験装置および方法

試験には図 1 に示すインペラ式のショットブラスト研磨機を使用した．模擬試料として，ステンレス配管（φ8 mm, L: 40 mm）を用いた．ブラスト試験は投射距離 400 mm，速度 60 m/s で粒子を投射し，配管を投射角に対して 10～80 deg. に設置し，ブラスト研磨を行った．

3.結果と考察

試験結果を図 2 に示す．試験の結果から，配管内面の除染効果は配管の設置角度が 20 deg. において最大となることが分かった．また 20 deg. から設置角度を大きくすると除染効果が低下する．侵入粒子の数，粒子と壁面の接触角度，接触範囲の 3 つの要因によって，20 deg. で除染が最大になると考えられる

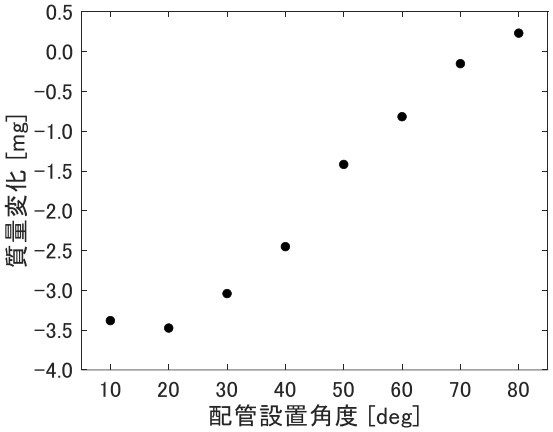


図 2　配管設置角度と除染効果

4. まとめ

乾式除染装置のメカニズム解明に向けて，ブラスト研磨機を単独で稼働させ，小口径の金属配管に対する模擬除染試験を行った．実験の結果から，高い除染効果が期待されるブラスト機構粒子投射方向と小口径配管の角度関係が明らかになった．

参考文献

[1] 土田大輔，高橋浩，『小口径配管廃棄物の内面除染方法の開発』，日本原子力学会 2016 年秋の大会 2C15，2016.

*Seigo Kai[1], Hideharu Takahashi[1], Hayato Taniguchi[2], Akihiko Kawashima[2], Hiroshi Takahashi[3], Keisuke Jinza[4]and Hiroshige Kikura[1]
[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Shintokogio Ltd., [3]Fuji Furukawa Engineering & Construction Co.Ltd., [4]Fuji Electric Co., Ltd.

原子力プラントの廃止措置に伴う鉛ブロックの切断手法の研究開発

Research and development of lead block cutting technique for decommissioning nuclear power plants

*五嶋 智久[1,3]，ハーベル グレン[2]，青木 祐太郎[1]，砂川 武義[1]，
[1]福井工大，[2]オンタリオ工科大，[3]太平電業

原子力プラントの廃止措置作業において、放射線の遮蔽材として用いられている多量の鉛板が廃棄物として出る。鉛板の廃棄作業は、市販工具を使用した切断が難しい。本研究では、機械的切断手法と熱的切断手法（低融点合金）を組み合わせた新たな手法を考案し、容易に鉛板を切断する手法の研究開発を試みた。

キーワード：廃止措置，遮蔽材，鉛，合金，廃棄物

1. 緒言

福井県に設置されている商業用原子力プラントは 13 基あり、2022 年 6 月の時点で 5 基の廃止措置が進行中である。原子力プラントでは、放射線の遮蔽材として鉛板が使用されており、廃止措置作業に伴いこれらの鉛板が廃棄物として多量に出る。鉛板の機械的性質を鋼板（SS400）と比較すると、硬度（ビッカース硬さ）は鉛 HV3.9、鋼板 HV120～140 であり、引張強さは鋼板 400 N/mm^2、鉛 10.5 N/mm^2 など大きく異なる。原子力プラントの廃止措置で鋼板の切断に使用する市販工具で鉛板を切断すると、鉛が刃に入り込み切断が困難である。一般的な鉛加工工場では、マシニングセンターで切削油を多量に流しながら切削加工しているが、廃止措置では汚染拡大防止の観点から切削油を多量に使用することが困難である。これらを踏まえて、切断手法の開発には機械的切断手法と熱的切断手法に分類して検討した。機械的切断手法は、切削油を使用しない市販工具の活用が望ましい。熱的切断手法は、更に「物性を変える」と「溶融する」に分類して検討した。「物性を変える」は、硬度を上げる手段として合金化する手法がある。「溶融する」は、鉛の融点が 327.46 ℃であるためバーナーを使って溶断する手法があるが、ヒュームが発生し鉛中毒の問題がある。一方、鉛を含む合金として半田（Pb 36 wt%,Sn 64 wt% 共融点 183 ℃）が知られており、200 ℃程度の比較的低温で溶融する低融点合金化手法が考えられる。本研究では、機械的切断手法（市販工具）と熱的切断手法（低融点合金）を組み合わせた新たな手法を考案し、鉛ブロック（200×100×50 ㎜）を容易に切断する手法の確立を試みた。

2. 低融点合金を使用した鉛ブロックの切断

Bi：58 wt% Sn：42 wt% 融点 139 ℃の Bi-Sn 合金を作製した。Bi-Sn 合金をガラス漏斗に入れ、ホットエアガンにより加熱し液化させ、鉛ブロックへ滴下させるように供給した。鉛ブロックの加熱は、リボンヒーターを鉛ブロックの両端に巻き付け、鉛ブロックの切断部が約 150 ℃になるように加熱した。切断に使用した市販工具は、レシプロソーを使用した。レシプロソーの刃は、目が細かい鉄工用を使用した。本実験において、Bi-Sn 合金を使用せず、レシプロソーのみでの鉛ブロックの切断を試みたが切断が困難であった。Bi-Sn 合金の滴下点にレシプロソーの刃を当てるようにして、鉛ブロック表面をレシプロソーの刃で擦り、酸化膜を除去し Bi-Sn 合金と接触させ合金化させた。さらに、レシプロソーの刃の往復運動で生成した合金を外へかき出し、図 1 に示すように鉛ブロックを容易に切断することを可能とした。

図 1 合金を用いた鉛ブロック切断後の写真

3. 結言

原子力プラントの廃止措置作業に伴い廃棄物として出る鉛板の切断に関して、機械的切断手法と熱的切断手法を組み合わせた新たな手法を考案し、鉛板を容易に切断する手法を確立した。詳細は講演時に報告する。

*Tomohisa Gotou[1,3], Glenn Harvel[2] , Yutato Aoki[1] and Takeyoshi Sunagawa[1]

[1]Fukui Univ. of Tech., [2]Ontario Tech Univ., [3]Taihei Dengyo Ltd.

大型水槽でのレーザ切断時粉じん挙動データの取得

Acquisition of Dust Behavior Data during Laser Cutting in a Large Water Tank

*宮本 勇太[1]，岩井 紘基[1]，森 教匡[1]
[1]JAEA

「ふげん」の原子炉本体の構造材は約 25 年間の運転による中性子照射により放射化しており、廃止措置における解体時には放射性の粉じんやドロス等の粒子状物質が発生することから、事前にそれらの挙動データを取得することが安全評価上重要である。本発表では、水深等が実機と同等規模の試験設備を用いた「ふげん」原子炉構造材の模擬材の水中レーザ切断試験結果等について報告する。

キーワード：廃止措置、ふげん、レーザ

1. 緒言

「ふげん」は、原子炉本体の解体において、工期短縮及び二次廃棄物量低減等の観点で優位なレーザ切断工法を適用し、遠隔水中にて解体する計画としている。レーザ切断工法は、国内外の原子炉施設の廃止措置への適用実績がないことから、これまで気中及び水中雰囲気において基礎的な切断データの取得等を行ってきた[1]。今回は、水中における実規模のレーザ切断モックアップ試験を実施して、取得した切断時の粉じんの気中及び水中移行に係る挙動データ等について報告する。

2. 大型水槽でのレーザ切断時粉じん挙動データ等の取得

試験は、平成 30 年に福井県敦賀市内に整備された「ふくいスマートデコミッショニング技術実証拠点」の水深約 10m の確保が可能な試験水槽(図 1)を利用して実施した。試験水槽内に「ふげん」の原子炉構造材である炉心タンクを模擬したステンレス鋼平板の試験体（t25mm×500mm×30mm）を設置し、レーザ切断ヘッドを取付けた多関節ロボットを用いて、レーザ切断を行った(図 2)。また、試験の実施にあたり、水中及び気中移行粉じんを回収するための回収装置として、試験水槽蓋、真空ポンプユニット等を製作、整備した。

図 1 試験水槽

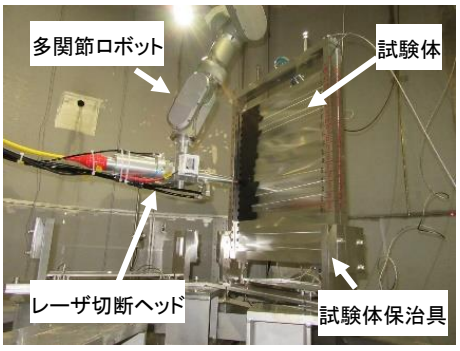


図 2 大型水槽での水中レーザ切断

3. 試験結果

切断速度や水深、アシストガス量等の切断条件の違いによる試験体の切断状態（カーフ幅、切断長、欠損重量）、気中及び水中移行粉じんの重量、粒径分布等を取得した。アシストガス量 600L/min における切断速度ごとの水深と気中移行粉じん量の関係を図 3 に示す。この結果より切断速度が速く、水深が深い方が気中移行粉じん量が少なくなる傾向を確認した。

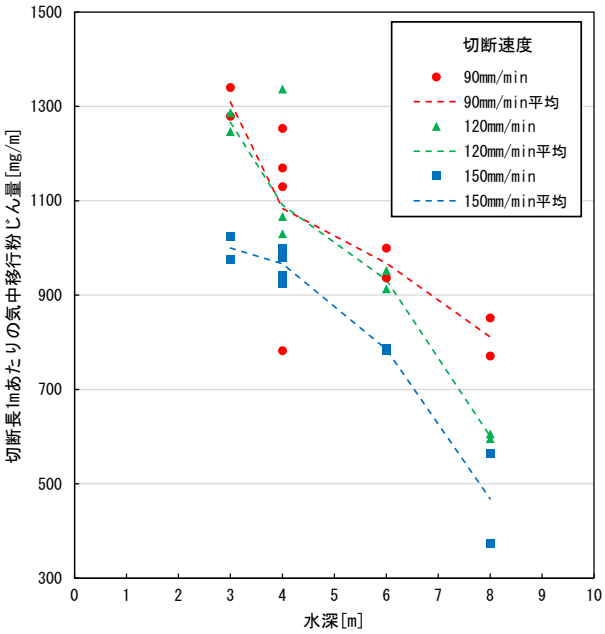


図 3 切断速度ごとの水深と気中移行粉じん量の関係

4. 今後の計画

水深や切断速度等の切断条件の変化による気中移行粉じん量の傾向を確認した。今後は、気中移行粉じんが HEPA フィルタ等による捕集で拡散防止等の作業管理が可能であることを確認するとともに、原子炉水中解体時の濁水浄化設備のフィルタ等の設計要求に寄与するデータを取得していく計画である。

参考文献

[1] JAEA　中村 保之　他、原子炉施設におけるレーザ切断工法の実証　日本原子力学会 2017 年秋の大会　1D14

*Yuta Miyamoto[1], Hiroki Iwai[1] and Norimasa Mori[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

レーザー加工のための分光計測手法の開発

Development of spectroscopic measurement techniques for laser processing

*宮部 昌文[1]，岩田 圭弘[1]，寺林 稜平[2]，長谷川 秀一[2]
[1]原子力機構，[2]東京大学

廃炉ではレーザー切断やレーザー除染など様々なレーザー加工技術の利用が検討されている。我々はレーザー加工時の作業環境の汚染検知や、材料の除染効率の評価などを迅速・非接触で行うことを目的として、発光分光法や吸収分光法の開発を行っている。今回は、レーザー加工で利用されることの多い、ミリ秒のパルス長を持つ QCW ファイバーレーザーで発生するレーザープラズマの分光特性を調べたので報告する。

キーワード： レーザー加工、原子吸収分光、発光分光、レーザーアブレーション

1. はじめに 強いレーザー光を照射した物質表面から飛び出す原子種は、逆制動放射過程を介して照射レーザーの光エネルギーを吸収し、レーザープラズマへと急速に成長する。このため、生じるレーザープラズマの特性は照射レーザーのパルス長に大きく左右される。従来研究ではパルス長 10 ns 程度の Nd:YAG レーザーと、100 ns 程度のロングパルスレーザーで発光特性に違いのあることが報告されているが[1]、レーザー加工でよく利用される 10 ms 程度の光照射による発光・吸収スペクトルは殆ど知られていない。そこで今回は QCW(Quasi Continuous Wave)ファイバーレーザーを用いてレーザープラズマの発光・吸収特性を調べた。

2. 実験 ファイバーレーザー(IPG 製 YLR-300/3000, 10 ms)の光を、大気圧や減圧空気中でアルミニウムやジルコニアなどの試料に照射してプラズマを発生させた。単一ショットの照射で生じる発光を、エッシェル分光器(LTB 製 Aryelle-400)のシャッターを開放にして時間積分し、300-900 nm の発光スペクトルを取得した。また試料に含まれる基底状態の原子の共鳴光を外部共振器半導体レーザーによって発生させ、試料表面から任意の高さでプラズマに透過させて、透過光強度を高速フォトダイオードで観測した。

3. 結果と考察 図 1 に試料から 5mm の高さで測定したアルミ板(上)とジルコニア（下）の発光スペクトルを示す。酸化物分子による発光バンドがアルミでは 500nm 付近に、ジルコニウムでは 500-650 nm の範囲にわたって観測され、ZrO_2 のスペクトルはロングパルスレーザーで報告された金属 Zr のスペクトルと類似することが分かった[1]。また Nd:YAG レーザーの発光スペクトルに比べて、SUS やアルミニウムの発光は弱く、ジルコニアは強いことがわかった。これは飛散する Zr 原子の燃焼反応による寄与が大きいためと考えられる。

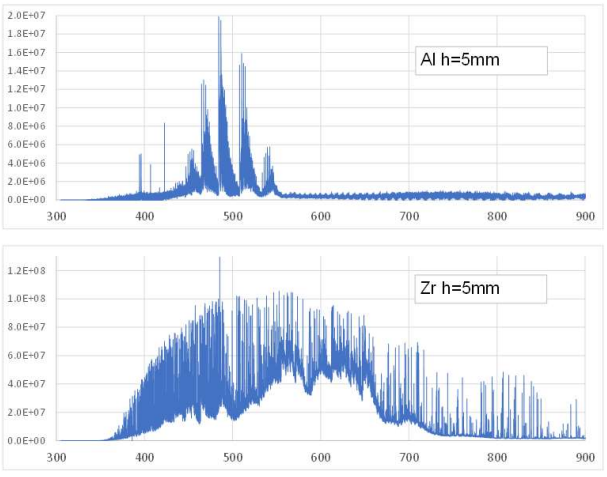


図 1 QCW レーザーで測定した発光スペクトル

謝辞 本研究は JSPS 科研費「廃炉に向けた高分解能レーザープラズマ分光法の遠隔核種分析への適用研究」(22H02011)及び JAEA「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「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」(JPJA18B18072148)の成果です。

参考文献 [1] A. Matsumoto et al Spectrochim. Acta B 142 (2018) 37-49

*Masabumi Miyabe[1], Yoshihiro. Iwata[1], Ryohei Terabayashi[2], Shuichi Hasegawa[2]
[1], JAEA, [2]The Univ. of Tokyo

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

[1D01-04] Hydrogen Generation

Chair:Koichi Uozumi(CRIEPI)

Wed. Sep 7, 2022 10:15 AM - 11:25 AM Room D (E1 Bildg.2F No.23)

[1D01] Investigation on the temperature dependence of G value of H2 in Reprocessing solutions

*Yoshikazu Tamauchi[1], Masanao Nakano[1], Satoshi Hasegawa[1], Kazuki Kubo[1] (1. JNFL)

10:15 AM - 10:30 AM

[1D02] Investigation on the temperature dependence of G value of H_2 in Reprocessing solutions

*Masaaki Kaneko[1], Hiroki Yokoyama[1], Yoshionri Etoh[1], Kenichi Matsushima, Yoshikazu Tamauchi[2], Masanao Nakano[2], Satoshi Hasegawa[2], Kazuki Kubo[2] (1. Nippon Nuclear Fuel Development CO.,LTD, 2. Japan Nuclear Fuel, LTD)

10:30 AM - 10:45 AM

[1D03] Investigation on the temperature dependence of G value of H2 in Reprocessing solutions

*Hiroki Yokoyama[1], Masaak Kaneko[1], Yoshinori Etoh[1], Kenichi Matsushima[1], Yoshikazu Tamauchi[2], Masanao Nakano[2], Satoshi Hasegawa[2], Kazuki Kubo[2] (1. NFD, 2. JNFL)

10:45 AM - 11:00 AM

[1D04] Investigation on the temperature dependence of G value of H2 in Reprocessing solutions

*Kazuki Kubo[1], Masanao Nakano[1], Satoshi Hasegawa[1], Yoshikazu Tamauchi[1] (1. JNFL)

11:00 AM - 11:15 AM

©Atomic Energy Society of Japan

水素発生 G 値の温度依存性に関する調査研究
（1）全体計画

Investigation on the temperature dependence of G value of H_2 in Reprocessing Solutions

(1) Overall plan

*玉内 義一[1]，中野 正直[1]，長谷川 聡[1]，久保 一樹[1]

[1]日本原燃

再処理施設において取り扱う溶液について，水素発生 G 値の温度依存性に関する研究は極めて少ない。このため，溶解液，硝酸プルトニウム溶液および高レベル濃縮廃液を用いて，温度等をパラメータとした水素発生量の測定を行い，水素発生 G 値の温度依存性を明らかにする。

キーワード：再処理工場、水素発生 G 値、温度依存性

1. 緒言

水素発生 G 値(以下，「$G(H_2)$」)は，水，硝酸等の溶液の種類により異なる。また，主に照射される放射線のエネルギーの違い，溶質，溶液濃度，かくはん状態の有無によって変化する。$G(H_2)$は，再処理工場で想定する重大事故のうち，放射線分解により発生する水素による爆発（以下，「水素爆発」）の対処を行うための時間余裕を見積もるために重要なパラメータである。また，水素爆発を想定する貯槽では，溶液の崩壊熱により貯留する溶液の温度が変化すること，対処によりかくはん状態になることが想定される。このため，$G(H_2)$の温度依存性等を定量的に把握することは，重大事故の事象進展を予測する上で重要である。$G(H_2)$の温度依存性は，硝酸プルトニウム(Pu)溶液について報告がある[1,2]が，温度範囲が最大 70℃と限られている。また，沸騰状態の模擬高レベル廃液等にγ線を照射して$G(H_2)$を測定した報告がある[3]が，実際の放射性物質を含む溶液ではない。このような背景から，本研究では，再処理工場で扱う主な溶液を室温から沸騰状態に変化させて$G(H_2)$を測定し，温度依存性を明らかにすることを目的とする。

2. 対象とする溶液の選定

再処理工場で扱う溶液は，燃料溶解液，不溶解残渣廃液，硝酸プルトニウム溶液，高レベル廃液等多岐にわたる。硝酸濃度も異なることから，全ての溶液について調査をすることは現実的ではない。このため，表１の太枠内を試験対象とすることで，網羅的な温度依存性を調査することとした。

表１．調査溶液の選定表（表中の数字は文献番号を示す）

溶液種類	硝酸濃度	室温	70℃	90℃	沸騰	攪拌
硝酸 Pu 溶液	1 mol/L	〔1〕	4.5mol/L の試験で代表			
硝酸 Pu 溶液	4.5mol/L	〔1〕〔2〕	〔2〕			
硝酸 Pu 溶液	7mol/L	〔1〕	4.5mol/L の試験で代表			
燃料溶解液	3mol/L	〔4〕				
高レベル廃液	2mol/L	〔3〕			〔3〕	〔3〕
不溶解残渣廃液	0.2mol/L	15 年冷却燃料では、水素発生量は非常に小さいため除外。				

3. 実施体制

本調査研究は，日本核燃料開発が燃料溶解液、JAEA が硝酸 Pu 溶液及び高レベル廃液の試験を担当する。

参考文献

[1] J.C.Sheppard, “ALPHA RADIOLYSIS OF PLUTONIUM(IV)－NITRIC ACID SOLUTIONS”, BNWL-751,(1968)

[2] Y Kuno, T Hina and J Masui, Radiolytically Generated Hydrogen and Oxygen from Plutonium Nitrate Solutions, Journal of Nuclear Science and Technology, 30[9], pp.919-925, 1993.

[3]齋藤義鷹他，高レベル濃縮廃液中のパラジウム効果に関する研究(3)γ線照射による水素生成量評価、原子力学会 2018 年秋の大会，3J04

[4] R. Becker, et.al., Radiolytically Generated Hydrogen From Purex Solutions, IAEA-SM-245/13, 1979.

*Yoshikazu Tamauchi[1], Masanao Nakano[1], Satoshi Hasegawa[1] and Kazuki Kubo[1], [1]Japan Nuclear Fuel Limited.

水素発生 G 値の温度依存性に関する調査研究
(2) 使用済燃料溶解液を用いた水素発生 G 値の温度依存性試験装置の作製

Investigation on the temperature dependence of G value of H_2 in Reprocessing solutions

(2) Fabrication of test apparatus

*金子 昌章[1]，横山 博紀[1]，榮藤 良則[1]，松島 健一[1]，
玉内 義一[2]，中野 正直[2]，長谷川 聡[2]，久保 一樹[2]
[1] NFD，[2] 日本原燃

使用済燃料溶解液を用いて，水素発生 G 値の温度依存性を評価できる試験装置を作製した。試験装置は，大気中の水素の混入，ホットセル内の放射線等により発生する水素への影響がないことを確認した。また，BWR 使用済燃料(ペレット片)を硝酸で溶解し，試験に用いる燃料溶解液を調製した。

キーワード：再処理工場，水素発生 G 値，温度依存性

1. 緒言

再処理施設において取り扱う溶液について，水素発生 G 値の温度依存性に関する研究は極めて少ない。このため，使用済燃料を溶解調製した燃料溶解液を用いて，温度等をパラメータとした水素発生量の測定を行った。本報告では，試験に用いる使用済燃料溶解液の調製と試験装置作製の内容を報告する。

2. 実験方法

燃料溶解液には，再処理施設で再処理される燃焼度及び冷却期間に近い，BWR 使用済燃料(燃料集合体平均燃焼度：約 46 GWd/t，冷却期間：約 18 年)を使用した。使用済燃料から図 1 に示すペレット片を採取し，ペレット片 56.7 g(U 量 50 g)を 6 mol/L 硝酸で加熱溶解し，溶解後に不溶解残渣を固液分離したものを燃料溶解液とした。

試験装置は，燃料溶解液から発生する水素を純空気(G3：99.9 %)により掃気して連続的に回収できる設計とした。また，試験装置の仕様は，温度制御(70 ℃，90 ℃，沸騰(105 ℃以上))が可能なこと，蒸気の凝縮液を直接燃料溶解液に戻さない構造，燃料溶解液をバブリング(撹拌)可能なこととした。また，発生した水素ガス濃度の測定には，センサガスクロ装置(SGHA-P3-A-MU3000, NISSHA エフアイエス株式会社)を使用した。

図 1　使用済燃料ペレット片

3. 結果

調製した燃料溶解液の密度及び U 濃度を測定し，密度 1.4 g/cm^3，U 濃度 170 g/kg であり，再処理工場の模擬燃料溶解液として本試験に使用できることを確認した。

ホットセル内に設置した試験装置の外観を図 2 に示す。

試験装置に燃料溶解液を装荷しない状態でのブランク試験を行い，回収した水素濃度は大気中の水素濃度（約 500 ppb）よりも低いことを確認した。このことから，燃料溶解液から発生する水素の測定が可能な試験装置であることを確認した。

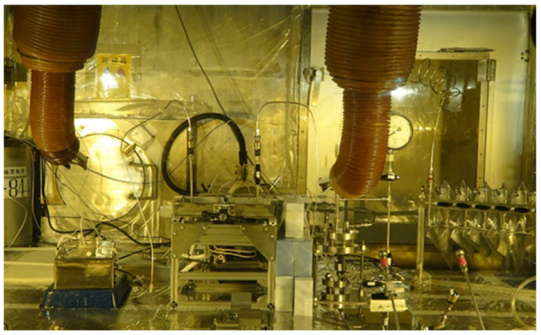


図 2　試験装置

*Masaaki Kaneko[1], Hiroki Yokoyama[1], Yoshinori Etoh[1] Kenichi Matsushima[1], Yoshikazu Tamauchi[2], Masanao Nakano[2], Satoshi Hasegawa[2] and Kazuki Kubo[2], [1]Nippon Nuclear Fuel Development Co., Ltd., [2]Japan Nuclear Fuel, Ltd.

水素発生 G 値の温度依存性に関する調査研究
（3）使用済燃料溶解液を用いた水素発生 G 値の温度依存性試験データの取得

Investigation on the temperature dependence of G value of H_2 in Reprocessing solutions

(3) Acquisition of test data on temperature dependence of G values in dissolved solution

*横山 博紀[1]，金子 昌章[1]，榮藤 良則[1]，松島 健一[1]，
玉内 義一[2]，中野 正直[2]，長谷川 聡[2]，久保 一樹[2]
[1]NFD，[2]日本原燃

使用済燃料溶解液を用いて，溶解液温度等をパラメータとした水素発生試験を実施し，水素発生 G 値を評価した。溶解液温度が高くなるにつれて水素発生 G 値は低くなる傾向を示すことを確認した。また，溶解液を撹拌(バブリング)した条件と沸騰条件を比較すると，沸騰条件の方が水素発生 G 値は低くなった。

キーワード：再処理工場，水素発生 G 値，温度依存性

1. 緒言

再処理施設において取り扱う溶液について，水素発生 G 値の温度依存性に関する研究は極めて少ない。このため，使用済燃料を溶解調製した燃料溶解液を用いて，温度等をパラメータとした水素発生量の測定を行った。本報告では，使用済燃料溶解液を用いた水素発生試験結果と評価した水素発生 G 値の温度依存性について報告する。

2. 実験方法

使用済燃料溶解液を用い，①撹拌(バブリング)試験(ホットセル内温度)，②静置試験(ホットセル内温度)，③静置試験(70 ℃)，④静置試験(90 ℃)，⑤静置試験(沸騰条件：105 ℃以上)の 5 条件で水素発生試験を実施した(繰り返し数は 3 回)。各温度条件で得られた水素濃度から，既報[1]の式(1)及び(2)を用いて水素発生 G 値を算出した。

$$Q_{H2} = 2.88 \times 10^{-5} \times DR \times G(H_2) \times \rho \quad \cdots (1) \quad , \qquad C_{H2} = \frac{Q_{H2}}{(Q_{H2}+Q_{air})} \quad \cdots (2)$$

$G(H_2)$：水素発生 G 値

ρ：燃料溶解液密度 [g/cm^3]　　DR：燃料溶解液の吸収線量率 [kGy/h]　C_{H2}：水素濃度 [ppb (L/L に換算)]

Q_{air}：定常状態における高純度空気の掃気速度 [NL/s]

Q_{H2}：水素生成速度 [μmol/cm^3・s（式(1)），NL/s（式(2)）]

3. 結果

各温度条件において水素発生 G 値を評価した結果を図に示す。今回の試験条件では，静置条件においては溶液温度が高くなるにつれて水素発生 G 値が低下する傾向を示した。また，撹拌条件(バブリング)に比べ沸騰条件は，水素発生 G 値が低くなった。使用済燃料溶解液を用いた水素発生 G 値の結果と模擬高レベル廃液に対してγ線照射試験を実施した結果[1]を比較すると，同等であることを確認した。

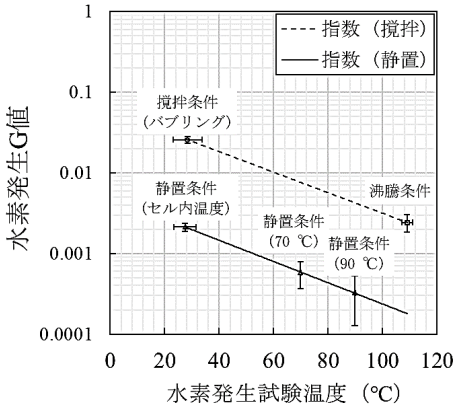


図 水素発生 G 値の温度依存性

参考文献

[1] 齋藤吉鷹 他，高レベル濃縮廃液中のパラジウム効果に関する研究，日本原子力学会「秋の大会」予稿集 3J04，(2018)

*Hiroki Yokoyama[1], Masaaki Kaneko[1], Yoshinori Etoh[1] Kenichi Matsushima[1], Yoshikazu Tamauchi[2], Masanao Nakano[2], Satoshi Hasegawa[2] and Kazuki Kubo[2], [1]Nippon Nuclear Fuel Development Co., Ltd., [2]Japan Nuclear Fuel, Ltd.

水素発生 G 値の温度依存性に関する調査研究
（4）使用済燃料溶解液を用いた水素発生 G 値の温度依存性に関する考察

Investigation on the temperature dependence of G value of H_2 in Reprocessing solutions

(4) Consideration on the temperature dependence of G value of H_2 in dissolved solutions

*久保 一樹[1]，中野 正直[1]，長谷川 聡[1]，玉内 義一[1]，

[1]日本原燃

使用済燃料を溶解調製して得た溶解液を用いて測定した水素発生 G 値の温度依存性について，金属イオン等の効果を考慮した検証を行い，温度上昇等に伴う水素発生 G 値の変化に関して支配的な因子を考察する。

キーワード：使用済燃料溶解液，水素，水素発生 G 値

1. 緒言

使用済燃料溶解液を用いた水素発生試験を行い，試験温度が高くなるにつれて水素発生 G 値が低下する傾向となることを確認した[1]。これは金属イオン効果が一因と推察されるため，本推察の妥当性確認として文献で報告されている水素発生 G 値を基に本試験データの条件を考慮した水素発生 G 値の計算を行い，計算値と試験値の比較を行った。本報告では，水素発生 G 値に関して支配的な因子の考察結果について報告する。

2. 計算方法

計算のベースとする水素発生 G 値は、Sheppard[2]及び Mahlman[3]の値を硝酸濃度及び使用済燃料溶解液の核種分析結果から得た線種の寄与割合を考慮して求めた。使用済燃料溶解液を用いた水素発生 G 値の温度依存性試験データのうち、Pd イオン濃度、溶液表面積、溶液量、試験温度等を用いて，下記の式(1)及び式(2)を用いて水素発生 G 値を理論計算で算出した。既報[4]よりλは Pd イオン濃度に比例し，Pd イオン濃度が 45mM である場合の温度依存性が下記の式(2)で示されていることから、使用済燃料溶解液中の Pd イオン濃度により補正したλを用いている。

$$G_R = \frac{1.6\times10^{-17}\cdot G_P'\cdot\alpha\cdot A\cdot S}{\lambda\cdot V_L} \quad \cdots(1) \qquad \lambda = 2.59\times10^{8}\exp(-\frac{7000}{T}) \quad \cdots(2)$$

G_R：水素消滅を考慮した G 値[molecules/100eV]　　G_P'：計算のベースとする G 値[mol/J]
α：液相から気相への水素移行係数[m/s]　　A：アボガドロ定数[molecules/mol]
S：溶液表面積[m^2]　　λ：水素消滅速度定数[s^{-1}]　　V_L：溶液量[m^3]　　T：試験温度[K]

3. 結果

計算値と試験値を比較した結果を図 1 に示す。温度影響としてはどちらも溶液温度がセル内温度（約 30℃），70℃，90℃，と高くなるほど水素発生 G 値が低下し，傾向が合致した。攪拌及び沸騰時についても同様の傾向となった。本比較により，使用済燃料溶解液においても水素発生 G 値の温度依存性には金属イオン効果が寄与しているものと考えられた。

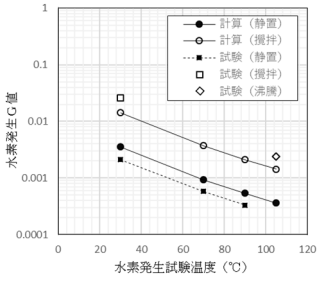


図 1　水素発生 G 値の温度依存性

参考文献

[1] 横山博紀他，日本原子力学会　秋の大会（2022）

[2] J.C.Sheppard, “ALPHA RADIOLYSIS OF PLUTONIUM(IV)－NITRIC ACID　SOLUTIONS”, BNWL-751,(1968)

[3] H.A. Mahlman, “The OH Yield in the ^{60}Co γ　Radiolysis of HNO_3”, J. Chem. Phis., 35, No.3, (1961)

[4] T.Kodama et al., “Study on the Behavior of Radiolytically produced Hydrogen in a High-Level Liquid Waste Tank of a Reprocessing Plant:Hydrogen Concentration Under Gamma-Irradiation of the Simulated Solution,” Nuclear Technology,180,103(2012).

*Kazuki Kubo[1], Masanao Nakano[1], Satoshi Hasegawa[1] and Yoshikazu Tamauchi[1], [1]Japan Nuclear Fuel, Ltd.

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

[1D05-06] Boiling and Drying of High-level Liquid Waste

Chair:Masaaki Kaneko(NFD)

Wed. Sep 7, 2022 11:25 AM - 12:00 PM Room D (E1 Bildg.2F No.23)

[1D05] Enhancement of Analysis Method for Important Phenomena of Severe Accidents at Reprocessing Plant

*Hisayuki Kyo[1], Daisuke Fujiwara[1], Hiroshi Shirai[1], Takashi Kodama[2], Yoshikazu Tamauchi[2], Naoya Satou[2], Mikio Kumagai[3] (1. TEPCO SYSTEMS CORPORATION, 2. Japan Nuclear Fuel Limited, 3. Ui Science inc.)

11:25 AM - 11:40 AM

[1D06] Study on applicability of zeolite for mitigation of RuO_4 release

*Yuma Sekiguchi[1], Tetsuya Kato[1], Tsuyoshi Usami[1] (1. CRIEPI)

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

再処理工場の重大事故に係る重要現象に関する評価手法の高度化
（11）蒸発乾固事故時における廃液からの乾固物析出モデルの開発

Enhancement of Analysis Method for Important Phenomena of Severe Accidents at Reprocessing Plant
(11) Development of model to calculate precipitation rate from highly active liquid waste.

*京　久幸[1]，藤原 大資[1]，白井 浩嗣[1]，小玉 貴司[2]，玉内 義一[2]，佐藤 直弥[2]，熊谷 幹郎[3]
[1]テプシス，[2]日本原燃，[3]UI 技研

蒸発乾固事故進展解析コード FATE 改良のための乾固物析出モデルを開発した。蒸発乾固事故時には NOx 発生等の化学反応に伴い廃液から乾固物が析出し、この析出速度を定量的、時系列的に取り扱うものである。当該モデルの開発によって、飛沫同伴による難揮発性 FP の気相移行量に対する析出現象の影響度合い把握が可能となる。

キーワード：蒸発乾固、FATE コード、乾固物析出反応、モデル開発

1. はじめに　再処理施設における蒸発乾固事故評価への適用のため、解析コード FATE の改良を進めている。蒸発乾固事故においては、沸騰初期に飛沫同伴によって発生する不揮発性 FP エアロゾルと、沸騰晩期から乾固期にかけて発生する揮発性 Ru とが主要なソースタームであり、このうち不揮発性 FP エアロゾルの放出量は沸騰時の廃液中 FP 濃度に影響を受ける。廃液中 FP 濃度は沸騰時の廃液濃縮に伴う硝酸塩析出、脱硝反応に伴う不溶性の酸化物析出に左右される。本研究では、これらの硝酸塩および乾固物析出速度を定量的、時系列的に評価できるモデルを開発した。当該モデルにおいては、硝酸塩析出は各元素の硝酸塩の廃液中濃度及び溶解度から、酸化物析出は硝酸塩の酸化反応で発生する NOx 量から、それぞれ算出する。

2. 硝酸塩析出モデル　硝酸塩の析出速度算出モデル概要を図 1 に示す。本モデルでは、廃液中における各元素硝酸塩の濃度と溶解度を時系列的に比較し、硝酸塩濃度が溶解度を上回った分だけ析出すると想定する。なお、溶解度は、単体の硝酸塩のデータを用いる。

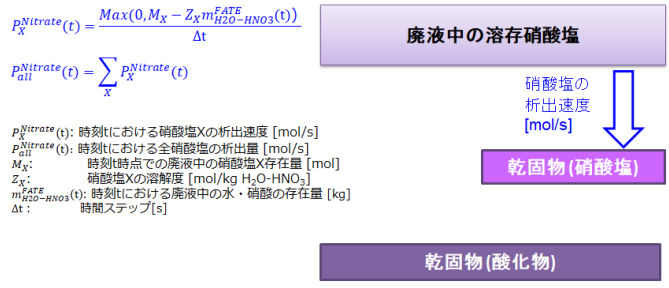


図 1　硝酸塩析出モデル概要

3. 酸化物析出モデル　酸化物の析出速度算出モデル概要を図 2 に示す。実現象では硝酸塩の酸化物生成タイミングは元素ごとに異なるが、先行研究[1]にて、NOx 発生速度を廃液温度の関数として与えるモデルが提案されており、本研究ではここから算出された NOx 発生速度に対応する量の酸化物が析出する想定とした。

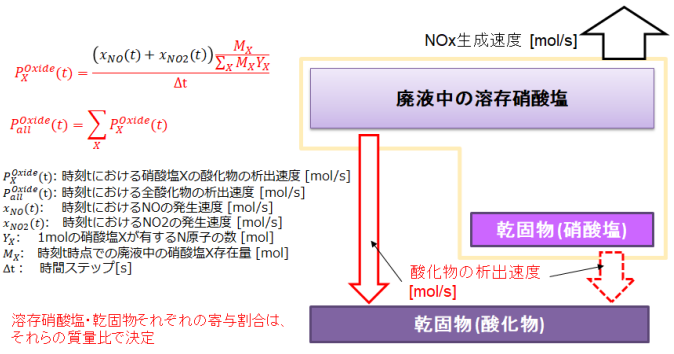


図 2　酸化物析出モデル概要

4. 結論　今回開発した析出モデルを FATE コードへ搭載する際は、①酸化物のみ析出する場合、②酸化物と硝酸塩両方が析出する場合の 2 つのオプションを選択可能とする。これらの 2 つのオプションを搭載することで、同一シナリオかつ析出のタイミング・量の異なる事故解析の比較が可能となり、難揮発性 FP の気相移行量に対する析出現象の影響度合い把握につながる。

[1] T. Kodama et al., Boiling and drying accident of high-level liquid waste in a reprocessing plant: Examination of the NO_2 and NO generation using the simulated waste, June 2020 Journal of Nuclear Science and Technology 57(9):1-10.

* Hisayuki Kyo[1], Daisuke Fujiwara[1], Hiroshi Shirai[1], Takashi Kodama[2], Yoshikazu Tamauchi[2], Naoya Sato[2] and Mikio Kumagai[3]
[1]TEPCO SYSMTEMS CORPORATION, [2]JAPAN NUCLEAR FUEL LIMITED, [3]Ui Science inc.

RuO_4 放出抑制策としてのゼオライトの適用性の検討
(1) ゼオライトとの接触による揮発性ルテニウム除去に伴う共存ガスの組成変化

Study on applicability of zeolite for mitigation of RuO_4 release

(1) Composition change of coexisting gas during volatile ruthenium removal by contact with zeolite

*関口 裕真[1], 加藤 徹也[1], 宇佐見 剛[1]

[1]電中研

再処理施設の重大事故緩和策として、高レベル廃液の蒸発乾固事故時に放出される揮発性 Ru をゼオライトにより除去することを検討している。本研究では、Ru 硝酸塩を含む溶液の加熱に伴い放出される揮発性 Ru と共存ガスをゼオライトに接触させたのち、ガス組成を分析した結果、放出ガス中から揮発性 Ru とともに硝酸蒸気も除去されることが明らかになった。

キーワード：高レベル廃液、蒸発乾固、ルテニウム、ゼオライト

1. 緒言

再処理施設の重大事故の一つである高レベル廃液の蒸発乾固事故においては、廃液沸騰時および乾固後の揮発性 Ru の放出抑制が課題となっている[1]。このため、当所ではゼオライトによる気相中からの揮発性 Ru の除去について検討している。本研究では、前報[2]にて Ru 除去性能が良好であることを示した A 型および X 型ゼオライトを用いて Ru 除去性能と硝酸蒸気および NOx ガス組成の変化の関連について検討した。

2. 実験

示差熱分析装置（STA2500 Regulus, NETZSCH）と質量分析計（JMS-Q1500GC, JEOL）、赤外分光光度計（Prestige-21, Shimadzu）を組み合わせた装置[2]を用いて硝酸ニトロシルルテニウム水溶液（$RuNO(NO_3)_3$ 約 10wt%-Ru）25mg、もしくは模擬高レベル濃縮廃液（0.7wt%-Ru、2mol/L HNO_3）62mg を加熱し、放出された RuO_4、HNO_3、NO_2 および NO を分析した。熱分析装置の排気経路に数種の A 型もしくは X 型ゼオライト（～0.56g、粒状、保持温度 80～200℃）を配置した状態における各ガス成分 jの検出量 n_jとゼオライト無し時の検出量 n_j^*の比較から、Eq.(1)を用いて、ゼオライトによる各ガス成分の除去率 αを評価した。

$$\alpha(\%) = \left(1 - \frac{n_j}{n_j^*}\right) \times 100 \qquad \text{Eq. (1)}$$

3. 結果

$RuNO(NO_3)_3$ 溶液から放出された RuO_4 と HNO_3 について、保持温度を 80℃、150℃、200℃とし、A 型ゼオライトの配置量をパラメータとした試験での除去率を図 1 に示す。ゼオライト保持温度 80℃での RuO_4 除去率は、配置量 0.4g 以下で 150℃および 200℃の除去率よりも有意に低い値となった。HNO_3 除去率についても、配置量 0.4g 以下では 80℃の値は 150℃および 200℃に対して低くなる傾向を示した。このことからゼオライトによる RuO_4 の除去性能は、共存する HNO_3 に影響される可能性が示された。また配置量とともに NO の検出量は増大した。

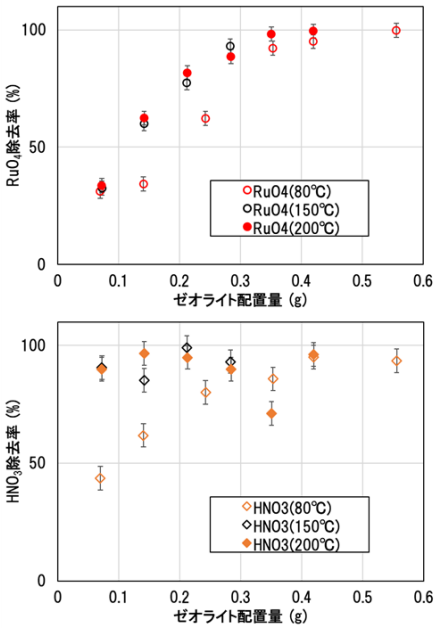


図 1　$RuNO(NO_3)_3$ 溶液から放出された RuO_4 および HNO_3 の A 型ゼオライトによる除去効果

参考文献

[1] Y. Yamane et al., J. NUCL. SCI. TECHNOL., **53(6)** (2016), 783.
[2] 関口 他、日本原子力学会「2021 秋の大会」、**2B09**

*Yuma Sekiguchi[1], Tetsuya Kato[1] and Tsuyoshi Usami[1]
[1]CRIEPI

General Meeting

[1D_GM] The 43rd General Meeting of Reprocessing and Recycle Technology Division

Wed. Sep 7, 2022 12:05 PM - 12:55 PM Room D (E1 Bildg.2F No.23)

[1D_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Wed. Sep 7, 2022 12:05 PM - 12:55 PM Room D)

[1D_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Board and Committee | Fukushima Support Project

[1D_PL] Current progress of interim storage and recycling for removed soil

Chair: Reiko Fujita (Fukushima Support Project)

Wed. Sep 7, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room D (E1 Bildg.2F No.23)

[1D_PL01] Current status of interim storage for removed soil

*Hiroshi Hattori[1] （1. MOE）

[1D_PL02] Initiatives and future of volume reduction and recycling for removed soil

*Katsutoshi Yoshida[1] （1. MOE）

©Atomic Energy Society of Japan

1D_PL01-02 は同予稿

2022年秋の大会

福島特別プロジェクトセッション

除去土壌等の中間貯蔵と再生利用等の進捗状況

Current progress of interim storage and recycling for removed soil

*服部 弘[1], 吉田 勝利[1]
[1]環境省

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所の事故以降、福島県内各地で進められた除染作業に伴って、放射性物質を含む土壌や廃棄物等（以下「除去土壌等」とする。）が大量に発生した。この除去土壌等については、福島県内の大熊町及び双葉町に中間貯蔵施設を整備し、貯蔵等を実施しているところであるが、「中間貯蔵開始後 30 年以内に福島県外で最終処分を完了するために必要な措置を講ずる」ことが国の責務として法律（中間貯蔵・環境安全事業株式会社法）に明記されている。本セッションでは、除去土壌等について、県外最終処分までの間、安全に集中的に保管・管理する施設である中間貯蔵施設の整備の進捗状況等のほか、最終処分量を低減するための減容・再生利用等の取組の最新状況について報告する。

2. 除去土壌等の中間貯蔵の現状報告

中間貯蔵施設事業では、除去土壌等を福島県内各地の仮置場等から 2015 年 3 月から輸送を開始し、施設にて処理、貯蔵している。2022 年度 3 月末の時点で、福島県内（帰還困難区域を除く。）で保管されていた除去土壌等については概ね輸送が完了しており、搬入された除去土壌等は、分別等の処理ののち、8 工区ある土壌貯蔵施設にて 1000 万m^3を超える量を貯蔵している。また、分別処理の過程で発生する廃棄物や大熊・双葉 2 町の除染廃棄物については、仮設焼却施設・仮設灰処理施設において減容化したのち、廃棄物貯蔵施設にて貯蔵している。今後も安全を第一に、地域の理解を得ながら、事業を実施していく。

3. 減容・再生利用等の取組と今後について

除去土壌については、技術の進展を踏まえつつ、保管又は処分の際に可能な限り減容化を図るとともに、減容化の結果分離されたもの等、汚染の程度が低い除去土壌について、安全性を確保しつつ、再生利用等を検討する必要がある。

そのため、環境省では、2016 年 4 月に「中間貯蔵除去土壌等の減容・再生利用技術開発戦略」を策定し、2016 年 6 月には放射線に関する安全性の確保を大前提に、減容処理等を行った上で除去土壌を再生資材化し、適切な管理の下での利用を実現するための「基本的考え方」を公表した。

「基本的考え方」で示した追加被ばく線量を制限するための管理の妥当性を検証すること等を目的として、現在、福島県飯舘村長泥地区において実証事業を行っている。今後は、実証事業で得られた知見を活用して、放射線に関する安全性の確認や具体的な管理方法の検証を行うとともに、全国民的な理解の醸成に取り組み、再生利用の本格化に向けた環境整備を進めていく。

4. まとめ

除去土壌等の再生利用等の推進においては、再生利用の必要性や放射線に係る安全性に関する知見を幅広く国民と共有し、さらには実証事業等の結果を地域住民、地元自治体等の関係者と共有するための取組を進めてきた。今後はこれらの取組を通じて、再生利用の本格化に向けた環境整備を進めていくとともに、国民的な理解醸成に向けた活動も継続的に実施していきたいと考えており、本セッションで紹介する活動やさらに行っていくべき活動について会員各位のご意見を賜りたいと考えている。

*Hiroshi Hattori[1] and Katsutoshi Yoshida[1]
[1]Ministry of the Environment

1D_PL01-02 は同予稿

2022年秋の大会

福島特別プロジェクトセッション

除去土壌等の中間貯蔵と再生利用等の進捗状況

Current progress of interim storage and recycling for removed soil

*服部 弘[1], 吉田 勝利[1]
[1]環境省

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所の事故以降、福島県内各地で進められた除染作業に伴って、放射性物質を含む土壌や廃棄物等（以下「除去土壌等」とする。）が大量に発生した。この除去土壌等については、福島県内の大熊町及び双葉町に中間貯蔵施設を整備し、貯蔵等を実施しているところであるが、「中間貯蔵開始後 30 年以内に福島県外で最終処分を完了するために必要な措置を講ずる」ことが国の責務として法律（中間貯蔵・環境安全事業株式会社法）に明記されている。本セッションでは、除去土壌等について、県外最終処分までの間、安全に集中的に保管・管理する施設である中間貯蔵施設の整備の進捗状況等のほか、最終処分量を低減するための減容・再生利用等の取組の最新状況について報告する。

2. 除去土壌等の中間貯蔵の現状報告

中間貯蔵施設事業では、除去土壌等を福島県内各地の仮置場等から 2015 年 3 月から輸送を開始し、施設にて処理、貯蔵している。2022 年度 3 月末の時点で、福島県内（帰還困難区域を除く。）で保管されていた除去土壌等については概ね輸送が完了しており、搬入された除去土壌等は、分別等の処理ののち、8 工区ある土壌貯蔵施設にて 1000 万m^3を超える量を貯蔵している。また、分別処理の過程で発生する廃棄物や大熊・双葉 2 町の除染廃棄物については、仮設焼却施設・仮設灰処理施設において減容化したのち、廃棄物貯蔵施設にて貯蔵している。今後も安全を第一に、地域の理解を得ながら、事業を実施していく。

3. 減容・再生利用等の取組と今後について

除去土壌については、技術の進展を踏まえつつ、保管又は処分の際に可能な限り減容化を図るとともに、減容化の結果分離されたもの等、汚染の程度が低い除去土壌について、安全性を確保しつつ、再生利用等を検討する必要がある。

そのため、環境省では、2016 年 4 月に「中間貯蔵除去土壌等の減容・再生利用技術開発戦略」を策定し、2016 年 6 月には放射線に関する安全性の確保を大前提に、減容処理等を行った上で除去土壌を再生資材化し、適切な管理の下での利用を実現するための「基本的考え方」を公表した。

「基本的考え方」で示した追加被ばく線量を制限するための管理の妥当性を検証すること等を目的として、現在、福島県飯舘村長泥地区において実証事業を行っている。今後は、実証事業で得られた知見を活用して、放射線に関する安全性の確認や具体的な管理方法の検証を行うとともに、全国民的な理解の醸成に取り組み、再生利用の本格化に向けた環境整備を進めていく。

4. まとめ

除去土壌等の再生利用等の推進においては、再生利用の必要性や放射線に係る安全性に関する知見を幅広く国民と共有し、さらには実証事業等の結果を地域住民、地元自治体等の関係者と共有するための取組を進めてきた。今後はこれらの取組を通じて、再生利用の本格化に向けた環境整備を進めていくとともに、国民的な理解醸成に向けた活動も継続的に実施していきたいと考えており、本セッションで紹介する活動やさらに行っていくべき活動について会員各位のご意見を賜りたいと考えている。

*Hiroshi Hattori[1] and Katsutoshi Yoshida[1]
[1]Ministry of the Environment

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

[1D07-11] Recovery of Minor Actinides

Chair:Yoshiharu Sakamura(CRIEPI)

Wed. Sep 7, 2022 2:45 PM - 4:10 PM Room D (E1 Bildg.2F No.23)

[1D07] Hybrid Process Combining Solvent Extraction and Low Pressure Loss Extraction Chromatography for a Reasonable MA Recovery

*Atsushi Sakamoto[1], Yuichi Sano[1], Masayuki Takeuchi[1] (1. JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM

[1D08] Hybrid Process Combining Solvent Extraction and Low Pressure Loss Extraction Chromatography for a Reasonable MA Recovery

*Masaumi Nakahara[1], Atsushi Sakamoto[1], Yuichi Sano[1], Masayuki Takeuchi[1] (1. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM

[1D09] Hybrid Process Combining Solvent Extraction and Low Pressure Loss Extraction Chromatography for a Reasonable MA Recovery

*Tatsuya Emori[1], Keisuke Morita[1], Yasutoshi Ban[1], Hiromori Sato[2], Tsuyoshi Arai[2], Yuichi Sano[1] (1. JAEA, 2. Shibaura Inst. of Tech.)

3:15 PM - 3:30 PM

[1D10] Hybrid Process Combining Solvent Extraction and Low Pressure Loss Extraction Chromatography for a Reasonable MA Recovery

*Kazuki Minowa[1], Junnosuke Fujita[1], Haruaki Matsuura[1], Sou Watanabe[2], Yuichi Sano[2] (1. TCU, 2. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

[1D11] Hybrid Process Combining Solvent Extraction and Low Pressure Loss Extraction Chromatography for a Reasonable MA Recovery

*Yuichi Sano[1], Tsuyoshi Arai[2], Kiyoharu Nakatani[3], Haruaki Matsuura[4], Shigeru Kunii[5] (1. JAEA, 2. Shibaura Inst. of Tech., 3. Univ. of Tsukuba, 4. TCU, 5. Chemicrea)

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

合理的な MA 回収工程の構築に向けた溶媒抽出／低圧損抽出クロマトグラフィを組み合わせたハイブリッド型プロセスの開発
(12) コールド試験による MA+Ln 回収フローシートの検討・評価

Hybrid Process Combining Solvent Extraction and Low Pressure Loss Extraction Chromatography for a Reasonable MA Recovery
(12) Cold test evaluation of the MA+Ln recovery flowsheet

*坂本 淳志[1], 佐野 雄一[1], 竹内 正行[1]
[1] 日本原子力研究開発機構

高レベル放射性廃液（HLLW）中からの 3 価マイナーアクチニド（MA(III)：Am, Cm）回収技術として、溶媒抽出と抽出クロマトグラフィを組み合わせたハイブリッド型プロセスの開発を進めている。MA(III)+Ln(III)を回収するために検討した溶媒抽出フローシートの成立性をコールド試験により評価した結果を報告する。

キーワード：マイナーアクチニド、溶媒抽出、TBP、遠心抽出器

1. 緒言

長半減期核種や発熱性核種から成る MA(III)は、核燃料サイクルを推進するなかで地層処分負荷への影響が大きい。世界各国において HLLW 中から MA(III)を回収し原子炉等で燃焼させることが計画されているが、実用的な MA(III)の回収技術の提示には至っていない。二次廃棄物の低減と処理速度の両立を目指したハイブリッド型プロセスでは、溶媒抽出により MA(III)及び Ln(III)を共回収した上で、抽出クロマトグラフィにより MA(III)と Ln(III)を分離することを計画している（図 1）。溶媒抽出では PUREX 法で実績のある TBP 抽出剤を用いて、油水分離性能の高い遠心抽出器を用いることにより本プロセスの達成を検討しており、本研究では、遠心抽出器を用いたコールド試験により、MA(III)+Ln(III)回収フローシートの成立性を確認した。

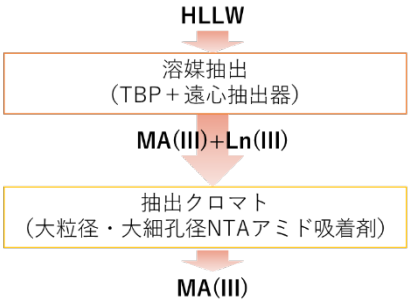


図 1　ハイブリッド型プロセスの概要

2. 試験方法

ロータ内径 φ25 mm の多段型抽出器を 3,500 min^{-1} にて回転し、有機相として 50%TBP-ノルマルドデカンを、水相としてフィード液（模擬 HLLW）及び洗浄液（0.5M 硝酸）、逆抽出液として 0.0001M 硝酸及び 5M 硝酸を供給した。模擬 HLLW は 3M 硝酸をベースに、Ln(III)元素として Ce、Pr、Nd、Sm、Eu、Gd、Tb、Dy を、FP 元素として Cs、Rb、Ba、Sr、Zr、Ru、Y、Se、Te、Cd、Mo、Re（Tc の代替物質）、Rh、Pd、Ag、Sb、Sn、In をそれぞれ溶解し、硝酸ナトリウムにより硝酸イオン濃度を調整したものを使用した。試験で得られた排出液中の元素濃度より、MA(III)+Ln(III)製品中への各 Ln 元素の移行率、及び FP 元素の除染係数を評価した。

3. 結果

試験の結果（抽出段における金属元素濃度プロファイルを計算値と合わせて図 3 に示す）、Ln(III)が抽出段において抽出され、逆抽出段において MA(III)+Ln(III)製品中に回収される様子が確認された。このとき、ほとんどの Ln 元素が 99%以上の移行率を示し、MA(III)+Ln(III)製品が回収可能なフローシートが成立することを確認した。一方、ほとんどの FP 元素において 2 桁以上の除染係数が得られたものの、後段の抽出クロマトグラフィにおいて吸着性能への悪影響が懸念される Zr、Pd の除染係数が 1 桁であったため、続いて実施したホット試験においてはフローシートの改良を行いこれらの除染係数の向上を図った。

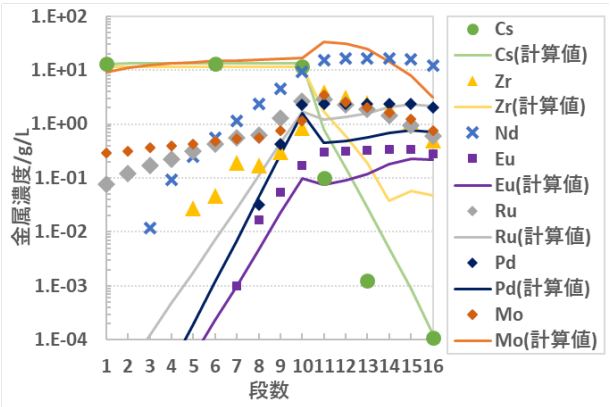


図 3　抽出段における水相中金属元素プロファイル

本研究成果は令和 3 年度文科省 国家課題対応型研究開発推進事業原子力システム研究開発事業「合理的な MA 回収工程の構築に向けた溶媒抽出／低圧損抽出クロマトグラフィを組み合わせたハイブリッド型プロセスの開発」による成果である。

*Atsushi Sakamoto[1], Yuichi Sano[1] and Masayuki Takeuchi[1] , [1]JAEA

合理的な MA 回収工程の構築に向けた溶媒抽出／低圧損抽出クロマトグラフィを組み合わせたハイブリッド型プロセスの開発
（13）ホット試験による MA＋Ln 回収フローシートの検討・評価

Hybrid Process Combining Solvent Extraction and Low Pressure Loss Extraction Chromatography for a Reasonable MA Recovery

(13) Investigation and Evaluation of Flowsheet for MA + Ln Recovery in Hot Experiment

*中原 将海[1]，坂本 淳志[1]，佐野 雄一[1]，竹内 正行[1]

[1]JAEA

高レベル放射性廃液からマイナーアクチニド (MA) 及びランタニド (Ln) を共回収するため、高濃度のリン酸トリブチル (TBP) を用いた溶媒抽出法のフローシートによる向流多段抽出試験を実施した。

キーワード：高レベル放射性物質研究施設，溶媒抽出法，遠心抽出器，マイナーアクチニド，リン酸トリブチル

1. 緒言

ハイブリッド型プロセスでは、溶媒抽出法において高レベル放射性廃液から MA 及び Ln を回収し、後段の抽出クロマトグラフィ法で MA と Ln を分離することとしている。溶媒抽出法では従来の PUREX 法よりも TBP を高濃度に調製することで MA＋Ln を共回収するフローシートをシミュレーションコード及びコールド試験により検討してきた。MA 及び核分裂生成物 (FP) の挙動を確認するため、高レベル放射性物質研究施設 (CPF) のホットセルにおいて遠心抽出器を用いた向流多段抽出試験を実施し、MA の製品への移行率、製品に回収する MA＋Ln 以外の FP の除染性能を評価する。

2. 実験

フローシートの概要を図に示す。MA の抽出を促進させるため、溶媒は 50% TBP を使用した。フィード溶液の組成は高レベル放射性廃液を参考に設定し、溶媒抽出法による U 及び Pu 回収後の実ラフィネートに安定元素の試薬を添加することで FP 元素濃度の調整を行った。NO_3^-濃度は約 5 mol/L に調整した。

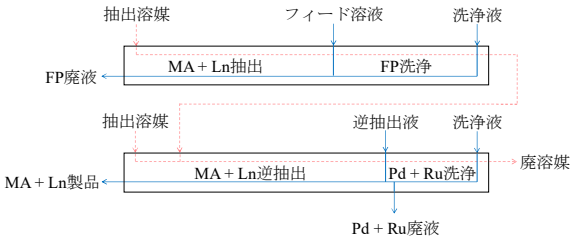


図　MA＋Ln 回収フローシートの概要

3. 結果及び考察

本試験を通して、水相及び有機相の相分離は適切に行われ、遠心抽出器の運転は正常に行われた。Cs は抽出されずに概ね FP 廃液に移行することが確認され、Cs の除染係数は 10^3 以上であった。また、大部分の Ru 及び Pd は Ru + Pd 廃液中に移行した。Am は Ln と似た挙動を示し、Am の Ru + Pd 廃液への移行率は約 4% であったものの、残りの Am は概ね MA＋Ln 製品中に回収された。その後のコールド試験により MA＋Ln 逆抽出の段数を増加させることで、Ru＋Pd 廃液への Am のリークを防止できる見込みが得られた。本研究により、溶媒抽出法の MA＋Ln 回収フローシートにおいて、MA を概ね製品中に回収できる見通しが得られた。

本研究成果は令和 3 年度文部科学省 国家課題対応型研究開発推進事業原子力システム研究開発事業「合理的な MA 回収工程の構築に向けた溶媒抽出／低圧損抽出クロマトグラフィを組み合わせたハイブリッド型プロセスの開発」による成果である。

---

*Masaumi Nakahara[1], Atsushi Sakamoto[1], Yuichi Sano[1] and Masayuki Takeuchi[1]

[1]JAEA

合理的な MA 回収工程の構築に向けた溶媒抽出／低圧損抽出クロマトグラフィを組み合わせたハイブリッド型プロセスの開発（14）MA/Ln 分離フローシートの構築に向けた NTA アミド含浸吸着材によるカラム分離試験

Hybrid Process Combining Solvent Extraction and Low Pressure Loss Extraction Chromatography for a Reasonable MA Recovery
(14) Column experiments using an adsorbent impregnated with NTAamide to construct flow sheet for MA/Ln separation

*江森 達也[1]、森田 圭介[1]、伴 康俊[1]、佐藤 広盛[2]、新井 剛[2]、佐野 雄一[1]
[1] 日本原子力研究開発機構，[2] 芝浦工業大学

ニトリロトリアセトアミド(NTA アミド)をシリカビーズに含浸させた吸着材を用いて、核分裂生成物(FP)、3価のランタノイド(Ln(III))及びマイナーアクチノイド(MA(III))に対する吸着及び溶離特性をバッチ試験及びカラム試験で明らかにした。

キーワード：マイナーアクチノイド、NTA アミド、吸着材、抽出クロマトグラフィ、カラム分離

1. 緒言

抽出クロマトグラフィによる MA(III)/Ln(III)分離工程のフローシート構築の一環として、NTA アミドをシリカビーズに含浸させた吸着材を用いてカラム試験を実施し、FP、Ln(III)及び MA(III)の吸着・溶離挙動を評価した。試験に先立ち、金属イオン（Ru, La, Nd）及び RI（^{241}Am, ^{244}Cm, ^{152}Eu）を含有する硝酸溶液に対して 1 段のバッチ吸着試験で分配係数(K_d)を求め、カラム試験の条件を決定した。

2. 実験

バッチ試験 NTA アミドの一種である HONTA 及び TOD2EHNTA をシリカビーズにそれぞれ含浸させた吸着材と金属イオン及び RI を添加した水相をそれぞれ 1:10 の固液比で混合し、2 時間横振り振とうを加えた。その後、シリンジフィルターで上澄み液をろ過・分取して分析し、各金属イオンの K_d の硝酸濃度依存性を調べた。**カラム試験** 減圧脱気操作を行った HONTA 含浸吸着材を樹脂カラム(ポリカーボネート製、内径 9mm、長さ 300mm)に振動充填し、コンディショニングを行った。その後、RI を添加した試験溶液、溶離液の順で送液し、カラムからの流出液を分取した。なお、コールド試験及びホット試験を別々に実施した。**測定・分析** 水相中の RI の定量分析は放射能測定装置、その他の金属の定量分析は ICP-MS で行った。試験前後の金属濃度から K_d 及び濃度比(C/C_0)を算出した。ここで、C_0 は試験前の金属濃度、C は試験後の金属濃度を示す。

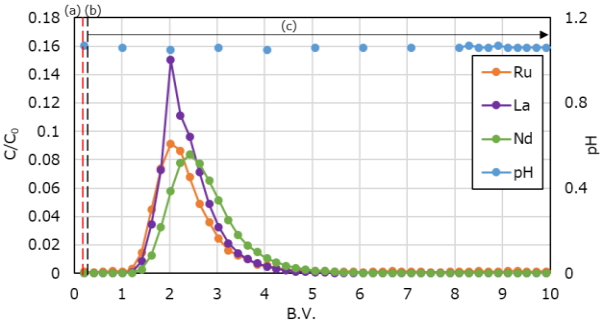


図 1. コールド条件下の吸着溶離曲線(金属:Ru, La, Nd 硝酸濃度:0.1 mol/dm^3 流量:0.11 ml/min)
(a)死容量、(b)試験溶液、(c)溶離液

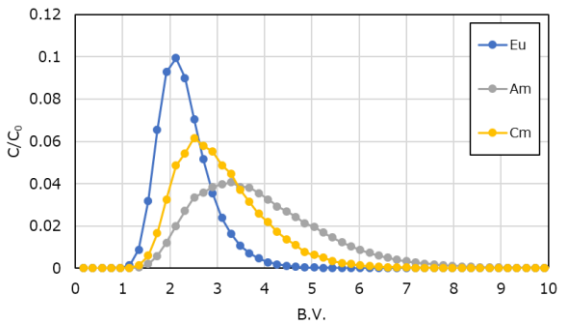


図 2. ホット条件下の吸着溶離曲線(金属:Eu, Am, Cm 硝酸濃度:0.1 mol/dm^3 流量:0.11 ml/min)

3. 結果・考察

コールド及びホット条件下の吸着溶離曲線を図 1 及び 2 にそれぞれ示す。溶離の順序は Ru≧La>Eu>Nd>Cm>Am となった。Ru、La 及び Eu は 2 BV 付近にピークを持つシャープな吸着溶離曲線を示し、吸着せずに速やかに溶離した。一方、Am 及び Cm は Ru、Ln に比べて遅れて溶離し、1～8 BV の範囲で広範な曲線を描いた。硝酸濃度 0.1 mol/dm^3 でのバッチ試験の K_d は MA>Ln であるため、カラム試験においても同様の傾向が反映されたと推察される。

本研究成果は平成 30 年度～令和 3 年度文科省 国家課題対応型研究開発推進事業原子力システム研究開発事業「合理的な MA 回収工程の構築に向けた溶媒抽出／低圧損抽出クロマトグラフィを組み合わせたハイブリッド型プロセスの開発」による成果である。

*Tatsuya Emori[1], Keisuke Morita[1], Ban Yasutoshi[1], Hiromori Sato[2], Tsuyoshi Arai[2], Yuichi Sano[1]
[1]JAEA, [2]Shibaura Inst. of Tech.

合理的な MA 回収工程の構築に向けた溶媒抽出／低圧損抽出クロマトグラフィを組み合わせたハイブリッド型プロセスの開発 (15) HONTA 吸着材に吸着された希土類に対する共存元素の構造学的影響

Hybrid Process Combining Solvent Extraction and Low Pressure Loss Extraction Chromatography for a Reasonable MA Recovery
(15) Structural effect on rare earths by coexisting elements in HONTA adsorbent

*箕輪 一希[1]、藤田 惇ノ介[1]、松浦 治明[1]、渡部 創[2]、佐野 雄一[2]
[1]東京都市大，[2]JAEA

抄録：溶媒抽出および抽出クロマトグラフィ法を組み合わせたマイナーアクチニドを分離する方法の開発を進める一連の研究で、プロセス上流からもたらされる希土類、MA に共存する Mo, Zr, Pd の吸着に対する影響を評価するために、HONTA 吸着材に共吸着された各々の元素に着目した広域 X 線微細構造解析を行ったところ、希土類の近傍は Zr 等の元素共存により局所構造に対する影響はほとんど見られない一方、Zr 等の局所構造は共存希土類により影響を受け、より吸着材との相関距離が短縮した。

キーワード：抽出クロマトグラフィ，HONTA，希土類，ジルコニウム，広域 X 線吸収微細構造

1. 緒言

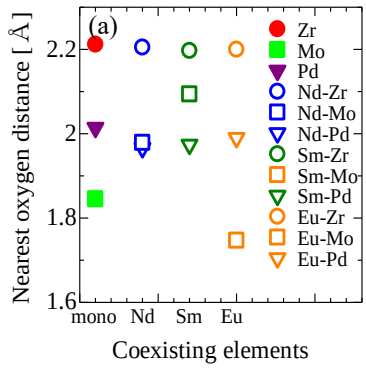
使用済み核燃料に含まれる MA はそれから発生する強い放射線と崩壊熱の原因となり、長期的な視野に立てば安定的な放射性廃棄物処分を考える上で大きな障害となりうる。その MA を回収する手段として従来から行われている溶媒抽出法と開発中の抽出クロマトグラフィ法を組み合わせるハイブリッド型プロセスが検討され、種々の成果を挙げてきた[1]。本研究では上流の TBP を用いた溶媒抽出群分離プロセスを経ても混在する Mo,Zr,Pd 等の核分裂生成物が下流の抽出クロマトグラフィ法による MA と希土類の相互分離に対する影響を評価するため、NTA アミド抽出剤の一つ、ヘキサオクチルニトリロトリアセトアミド（HONTA）抽出剤を担持した吸着材を用い吸着試験を実施し、それぞれの元素の視点からその吸着機構の検討を試みた。

2. 実験

ゾルゲル法で調製した多孔質シリカ粒子をそれぞれ担体として、スチレンジビニルベンゼンポリマーを架橋度 15 %の条件にて被覆し HONTA 抽出剤を 5 wt%となるように含浸させたものを吸着材とした。共存効果の比較には硝酸濃度は 0.1M に固定し、吸着材と Ln(III)（Nd, Sm, Eu）および金属元素(Zr, Mo. Pd)のそれぞれ一種類を 1:1 のモル比で 20 mM になるように混合させた吸着溶液を、固液比 1：10 の割合で 3 時間振とうした後に、固液分離し乾燥させた。固相部分については SPring-8 BL22XU、KEK PF　BL27B、あいち SR BL11S2 にて EXAFS 測定を行い、錯体構造の評価を、液相部分については芝浦工業大学の ICP-OES を用いて吸着率評価を行った。

3. 結果と考察

希土類も吸着する 0.1 M 硝酸濃度における吸着量を単元系の場合と比較すると、希土類、Zr, Mo. Pd 双方で吸着量が低下し、お互いが吸着サイトを潰し合っている様子が示唆される。得られた EXAFS 構造関数の第一近傍相関をフィッティングにより構造パラメータを取得し比較すると、希土類の方が単元系と比較しての第一近傍元素との距離、および第一近傍元素の配位数の変化があまりみられず、むしろ、共存元素である Zr や Pd の方が、第一近傍との距離が共存により短縮し、配位数も低下する傾向が見られた（Fig.1 参照）。溶質を含まない 0.1 M 硝酸で洗浄した後の吸着材をさらに EXAFS 測定したところ、希土類の一部が溶離し構造関数が単元系の場合に類似することより、共存元素は希土類の吸着溶離挙動にはあまり影響を及ぼさないものの、吸着材の繰り返し使用によってその元素の吸着が蓄積し効率を低下させる恐れのあることから、なるべく上流のプロセスにて除いておくことが望ましいことが分かった。講演では荷電粒子誘起発光分光による Eu 含有試料を対象とした評価結果も合わせ、共存元素による希土類の吸着溶離の妨害機構について解説する。



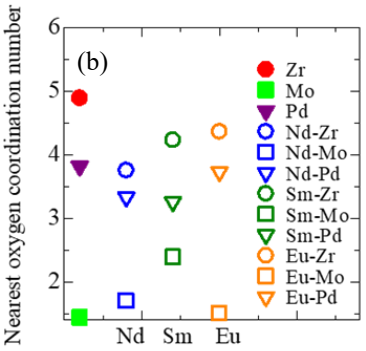


Fig.1 Zr,Mo,Pd の第一近傍元素との距離および配位数

謝辞
本研究成果は令和 3 年度文科省 国家課題対応型研究開発推進事業原子力システム研究開発事業「合理的な MA 回収工程の構築に向けた溶媒抽出／低圧損抽出クロマトグラフィを組み合わせたハイブリッド型プロセスの開発」による成果である

参考文献

[1] 佐野雄一他、2022 年日本原子力学会秋の大会

*Kazuki Minowa[1], Junnosuke Fujita[1], Haruaki Matsuura[1], Sou Watanabe[2], Yuichi Sano[2]
[1]Tokyo City Univ., [2]JAEA

合理的な MA 回収工程の構築に向けた溶媒抽出／低圧損抽出クロマトグラフィを組み合わせたハイブリッド型プロセスの開発
（16）フローシート設計及び評価

Hybrid Process Combining Solvent Extraction and Low Pressure Loss Extraction Chromatography for a Reasonable MA Recovery
(15) Flowsheet Design & Evaluation

*佐野 雄一[1]，新井 剛[2]，中谷 清治[3]，松浦 治明[4]，国井 茂[5]
[1]JAEA，[2]芝浦工大，[3]筑波大，[4]東京都市大，[5]ケミクレア

TBP を利用した溶媒抽出法による MA(III)＋Ln(III)共回収フローシート及び低圧損操作が可能な大粒径多孔質シリカ担体を使用した HONTA 含浸吸着材を用いた擬似移動層型クロマトグラフィによる MA(III)／Ln(III)分離フローシートを設計した。これまでに提案されている溶媒抽出法または抽出クロマトグラフィのみから成るプロセスと比較して廃棄物発生量や安全性・経済性の面で優位性があることを確認した。

キーワード：マイナーアクチニド，溶媒抽出，抽出クロマトグラフィ，TBP，HONTA

1. 緒言

経済性・安全性に優れた実用性に富む高レベル放射性廃液（HLLW）からの MA(III)回収方法の提示を目的に、①PUREX プロセスにおいて取り扱いが確立されている安価な TBP 抽出剤と水相／有機相間の相分離性に優れる遠心抽出器を用いて MA(III)と 3 価ランタニド（Ln(III)）の共回収を行う溶媒抽出工程、及び②圧力損失を低減させた吸着材を用いた抽出クロマトグラフィによる MA(III)／Ln(III)分離工程を組み合わせたハイブリッド型の MA(III)回収プロセスの研究開発を進めてきた。これらの研究開発成果を踏まえて、①及び②のフローシート条件を具体化するとともに、既報の MA(III)回収プロセスとの比較評価を行った。

2. フローシート設計

2-1. 高濃度 TBP 溶媒を用いた遠心抽出器による MA(III)＋Ln(III)共回収工程

高濃度 TBP 及び硝酸イオン濃度条件を中心とした MA(III)、Ln(III)及びその他の核分裂生成物（FP）の抽出・逆抽出挙動や速度の調査結果及び遠心抽出器を用いた向流多段試験結果をもとに構築・検証したプロセスシミュレーションコードによりフローシート条件を検討した。抽出溶媒となる 50 vol% TBP／n-ドデカン中の酸濃度や流量の調整、白金族元素等を対象とした再抽出段の設置により、MA(III)の廃液への移行を抑えつつ後段の MA(III)／Ln(III)分離工程において影響を及ぼす FP 元素との分離が可能であることを確認した。

2-2. HONTA 含浸吸着材を用いた低圧損抽出クロマトグラフィによる MA(III)／Ln(III)分離工程

大粒径多孔質シリカ担体を使用した HONTA 含浸吸着材を用いた MA(III)、Ln(III)及びその他 FP の吸着・溶離挙動や速度の調査結果やカラム分離試験結果をもとに構築・検証したプロセスシミュレーションコードによりフローシート条件を検討した。擬似移動層型（SMB）クロマトグラフィの採用により MA(III)のみを連続的に分離・回収できることを確認した。

3. フローシート評価

過去に報告されている溶媒抽出法（抽出剤として TDdDGA 及び HONTA を使用）あるいは抽出クロマトグラフィ（吸着材として CMPO 及び HDEHP 含浸吸着材を使用）による MA(III)回収プロセスの HLLW 処理量（700 L/d）や MA(III)回収率（99 %）及び除染係数（100）(1)と同条件における MA(III)製品・廃液の発生量及び回収施設のコスト評価結果を表 1 に示す。ハイブリット型プロセスでは製品・廃液発生量を 1/5～1/6 程度にまで削減可能であり、これにより濃縮設備の負荷が低下するため施設コストが抑制される。また、MA(III)＋Ln(III)共回収工程については、前段の PUREX 工程で使用される TBP やその再生設備等を共用（再利用）することで経済性に優れた施設設計が可能となる。さらに、MA(III)／Ln(III)分離工程については、既存のエアリフトを利用した常圧（重力）下での送液及びクロマト分離操作が可能であり、高圧操作時の安全対策等を考慮した設備設計が不要となる。

表 1　各 MA(III)回収法における製品・廃液発生量及びコスト評価

MA(III)回収法	液量比			コスト（相対値）	
	供給液	MA(III)製品溶液	廃液	建屋等投資費	運転・保守費
ハイブリッド法	1	5	12	1	1
溶媒抽出法（TDdDGA＋HONTA）	1	30	60	2.4	1.3
抽出クロマト法（固定層）（CMPO＋HDEHP）	1	25	65	2.3	1.4

(1)林ら、日本原子力学会 2018 年秋の大会[2J16]

本研究成果は平成 30 年度～令和 3 年度文科省 国家課題対応型研究開発推進事業原子力システム研究開発事業「合理的な MA 回収工程の構築に向けた溶媒抽出／低圧損抽出クロマトグラフィを組み合わせたハイブリッド型プロセスの開発」による成果である。

*Yuichi Sano[1], Tsuyoshi Arai[2], Kiyoharu Nakatani[3], Haruaki Matsuura[4] and Shigeru Kunii[5]
[1]JAEA, [2]Shibaura Inst. of Tech., [3] Univ. of Tsukuba, [4]TUC, [5]Chemicrea Inc.

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

[1D12-16] Aqueous Reprocessing and Pyroprocessing

Chair:Masaumi Nakahara(JAEA)

Wed. Sep 7, 2022 4:10 PM - 5:30 PM Room D (E1 Bildg.2F No.23)

[1D12] Development of new extractants for MA / RE separation in SELECT process

*Hideya Suzuki[1], Kojiro Shimojo[1], Tatsuya Emori[1], Nao Tsutsui[1], Tatsuya Kurosawa[1], Mitsunobu Shibata[1], Tomohiro Kawasaki[1], Yasutoshi Ban[1] （1. Japan Atomic Energy Agency）

4:10 PM - 4:25 PM

[1D13] Effect of branched side chains on the extraction and phase separation properties of cyclic monoamide extractants for selective separation of U(VI)

*Hiroki Kita[1], Masanobu Nogami[1], Kenji Shirasaki[2], Chikage Abe[2] （1. Kindai Univ., 2. Tohoku Univ.）

4:25 PM - 4:40 PM

[1D14] Effect of solid catalyst on the hydrothermal decomposition of solvent degradation products from reprocessing process.

*Tetsuo Honma[1], Mayu Shimosawa[1], Tatsuya Horimai[2], Kiyoshi Anzai[2], Takeshi Tsukada[2] （1. NIT Hachinohe College, 2. JNFL）

4:40 PM - 4:55 PM

[1D15] A study on the removal of fission products from LiCl-KCl molten salt used in electrorefining

*Yoshiharu Sakamura[1] （1. Central Research Institute of Electric Power Industry）

4:55 PM - 5:10 PM

[1D16] Development of spent salt treatment technology using zeolite

*Koichi Uozumi[1], Masatoshi Iizuka[1], Hirohide Kofuji[2] （1. CRIEPI, 2. JAEA）

5:10 PM - 5:25 PM

©Atomic Energy Society of Japan

SELECT プロセスにおける MA/RE 分離のための新しい抽出剤の開発

Development of new extractants for MA / RE separation in SELECT process

*鈴木 英哉，下条 晃司郎，江森 達也，筒井 菜緒，
黒澤 達也，柴田 光敦，川崎 倫弘，伴 康俊
日本原子力研究開発機構

新しい抽出剤テトラオクチルニトリロ酢酸ジアセトアミド (TONAADA)、*n*-ヘキシル基型 (THNAADA)、及び 2-エチルヘキシル基型(B-TONAADA)を用い、マイナーアクチノイド(MA)と希土類元素(RE)の相互分離(MA/RE 分離)について検討した。その結果、いずれの抽出剤も良好な MA/RE 分離性能を示し、硝酸溶液中から MA を効率的に抽出分離できることが明らかになった。

キーワード：マイナーアクチノイド、MA/RE 分離、SELECT プロセス、溶媒抽出、抽出剤、TONAADA

1. 緒言

日本原子力研究開発機構(JAEA)では分離変換技術の確立を目指して、高レベル廃液中からアメリシウム(Am)、キュリウム(Cm)等の MA を回収するための湿式分離技術「SELECT プロセス」(Solvent Extraction from Liquid-waste using Extractants of CHON-type for Transmutation)[1]の研究開発を行っている。酸性溶液中で安定な 3 価陽イオンとなる MA と RE は性質が似ているため、相互分離は極めて困難である。SELECT プロセスでは、分子性抽出剤 HONTA によって比較的良好な MA/RE 分離を達成しているが[1]、さらなる効率化を目指して、新規抽出剤の開発を進めている。本研究では、JAEA で開発した酸性アミド型抽出剤 TONAADA 及び THNAADA、同骨格で分岐側鎖型 B-TONAADA(図 1)を用いて溶媒抽出試験を実施した。

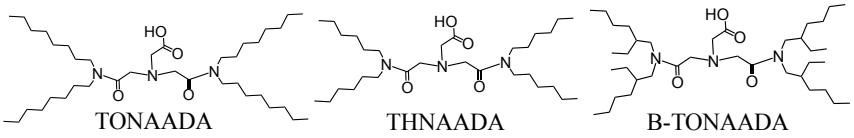


図 1　抽出剤の構造

2. 実験

トレーサー量の ^{241}Am、^{244}Cm、^{152}Eu、及び非放射性 RE を含む硝酸水溶液(水相)と抽出剤を溶解したドデカン溶液(有機相)の等容量を振とう器を用いて混合し、抽出平衡に達した後、遠心分離により相分離した。水相、及び有機相のα線とγ線をそれぞれ計測し、^{241}Am、^{244}Cm、^{152}Eu を定量した。一方、RE は ICP-MS または ICP-AES により濃度測定し分配比及び抽出率を求めた。

3. 結果・考察

B-TONAADA による金属イオン分配比と硝酸濃度の関係を図 2 に示す。有機相の B-TONAADA 濃度を 0.05 mol/L(M)、水相中の硝酸濃度を 0.003～0.6 M とした。いずれの硝酸濃度においても Am, Cm に高い選択性を確認でき、Am とネオジム(Nd)の分離係数は最大 5.1 と良好な値が得られた。また、TONAADA 及び THNAADA の分離性能も B-TONAADA と同程度であることがわかった。

本研究から、3 種の抽出剤は MA に対する選択性、希釈剤への溶解性、反応速度などに優れ、高い実用性を有することが明らかになり、MA/RE 分離プロセスの高効率化の可能性が示唆された。

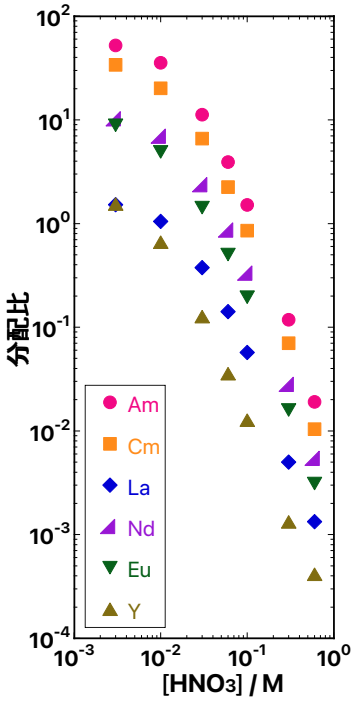


図 2　B-TONAADA による分配比と硝酸濃度との関係

参考文献

[1] Y. Ban, et al., *Solvent Extr. Ion Exch.*, **2019**, 37(7), 489-499.

*Hideya Suzuki, Kojiro Shimojo, Tatsuya Emori, Nao Tsutsui, Tatsuya Kurosawa, Mitsunobu Shibata, Tomohiro Kawasaki and Yasutoshi Ban.
Japan Atomic Energy Agency

U(VI)選択的分離用環状モノアミド抽出剤の抽出特性および相分離性に及ぼす枝分かれ側鎖の影響

Effect of branched side chains on the extraction and phase separation properties of cyclic monoamide extractants for selective separation of U(VI)

*喜多 大輝[1]，野上 雅伸[1]，白崎 謙次[2]，阿部 千景[2]
[1]近畿大学，[2]東北大学

現在開発中の U(VI)選択的分離用環状モノアミド抽出剤に関し、分枝状の側鎖を有するものを新たに導入し、その抽出特性と相分離性を既往の直鎖状側鎖のものと比較した。

キーワード：ウラン，抽出，モノアミド

1. 緒言

原子力のバックエンドにおいて、使用済燃料の大部分を占めている U を他の核種(Pu, Am, Cm, 核分裂生成物(FP)等)から高純度で分離できる抽出剤が世界的に求められている。当研究グループでは、候補抽出剤として耐硝酸性、耐放射線性に優れ、二次廃棄物の発生低減が可能である C, H, O, N 元素のみで構成された環状アミド化合物[1]に対称性を持たせて、直鎖脂肪族炭化水素希釈剤(*n*-ドデカン等)との相溶性、及び Pu(IV)よりも U(VI)に対する選択性向上[2]を目的とした 1,3-ジアルキル-2-ピロリドン(DRP, Fig.1 (R_1, R_2：炭化水素基))に着目している。これまで R_1, R_2 として、R_1=R_2(側鎖の炭素数 ：6, 8, 10)の直鎖アルキル基について検討してきたが、高濃度 U(VI)水溶液([U(VI)]:約 0.5mol/dm^3(=M))を用いた抽出実験において第三相の形成、また炭素数の多い DRP では白色固体の析出が認められた[3]。そこで本研究では、相分離性のより優れた DRP 探索の一環として、分枝状の側鎖を有する DRP である 1,3-ジ(2-エチルヘキシル)-2-ピロリドン(DEhP, R_1, R_2 = -C_8H_{17}, Fig.2)を用い、金属イオン抽出特性と高濃度 U(VI)溶液に対する相分離性について検討し、直鎖状側鎖を有する DRP と比較した。

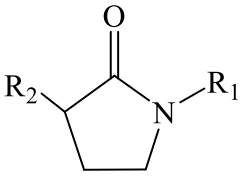


Fig.1 Chemical structures of DRP

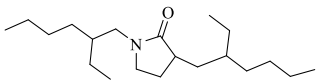


Fig.2 Chemical structure of DEhP

2. 実験

2-1. 金属イオン抽出実験

n-ドデカンで 30vol%に希釈した DRP の一種である DHP (R_1, R_2 = -C_6H_{13}), DOP (R_1, R_2 = -C_8H_{17}), DDP(R_1, R_2 =-$C_{12}H_{25}$), DEhP を有機相(O)、U(VI)および Th(IV)(Pu(IV)の模擬イオン)を各 1ppm 含む 0.1~6M HNO_3 を水相(A)とし、O/A = 1 で接触振盪させた。室温にて 10 分間静置後、両相を分液し、水相中の金属イオン濃度を ICP-MS で測定した。

2-2. 高濃度 U(VI)負荷実験

n-ドデカンで 1.1M に希釈した DHP, DOP, DDP, DEhP を有機相、U(VI)を 0.1, 0.2M 含む 6M HNO_3 を水相とし、2-1 と同様の操作を行い、目視で第三相形成の有無を確認した。

3. 結果と考察

DRP の金属イオン抽出における硝酸濃度依存性を Fig.3 に示す。どの DRP においても分配比 D は硝酸濃度と共に増加し、U(VI)の方が Th(IV)より選択的に抽出された。硝酸濃度 6M における分離係数(=U 分配比/Th 分配比)は DOP が 2.72 で DEhP が 3.97 であり、DEhP の方が U(VI)に対する選択性が高い。

高濃度 U(VI)負荷実験では、0.1M U(VI)において DHP, DDP が第三相を形成した。さらに 0.2M U(VI)において DOP は第三相を形成し、DEhP は二相を維持した。

以上のことから、枝分かれ側鎖を有する DRP は、直鎖状側鎖のものと比較して、U(VI)選択性を維持しつつ U(VI)抽出限界濃度が向上することが示唆された。

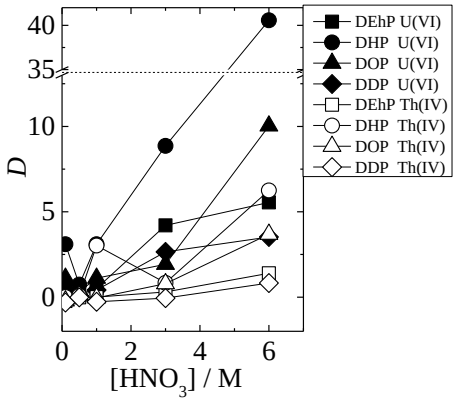


Fig.3 Dependence of nitric acid concentration on metal ion extraction by various DRPs

参考文献

[1] M. Nogami, et al. Sci. China Chem., **55**, 1739-1745 (2012)
[2] M. Nogami, et al. J.Radioanal. Nucl. Chem. , **296**, 423-427 (2013)
[3] M. Nogami, et al.,GIMRT-REMAS 2020, Oct. 2, 2020, Sendai, Japan

*Hiroki Kita[1], Masanobu Nogami[1], Kenji Shirasaki[2] and Chikage Abe[2]

[1]Kindai Univ., [2]Tohoku Univ.

再処理工程から生じる溶媒劣化物の高圧熱水処理に対する固体触媒の影響

Effect of Solid Catalyst on the Hydrothermal Decomposition of Solvent Degradation Products from Reprocessing Process

*本間 哲雄[1]，下沢 舞優[1]，堀米 達哉[2]，安齋 喜代志[2]，塚田 毅志[2]
[1]八戸工業高等専門学校，[2]日本原燃株式会社

再処理工程で生じる溶媒劣化物であるリン酸ジブチル(DBP)のアルカリ廃液中における処理方法として、高圧熱水処理を検討した。特に、高圧熱水中での DBP 分解温度低減を目的に、様々な金属酸化物を触媒とした処理を行った。分解率や反応速度定数の比較、分解生成物の同定から反応機構を検討した。

キーワード：高圧熱水、アルカリ廃液、溶媒劣化物、DBP、固体触媒

1. 緒言

PULEX 法における抽出溶媒であるリン酸トリブチルは放射線により劣化し、リン酸ジブチル(DBP)等の溶媒劣化物を生成し、再使用前に炭酸ナトリウム等の水溶液により洗浄される。洗浄で生じたアルカリ廃液に含まれる DBP は配管閉塞やガラス固化阻害を起こすリスクあり、DBP 対策技術の確立が必要である。本研究では、これまで高温高圧水中での DBP 分解を行い、99%分解率を得るまで 300 °C で 30 分、350℃では 5 分であることを明らかにしてきた。一方、アルカリ廃液中の炭酸ナトリウムが 300 °C 以上で配管閉塞を起こすことが課題であった。そこで本報告では、高温高圧水中での DBP の分解温度低減を目的に、金属酸化物を触媒とした処理により反応速度定数を触媒種毎に比較し、分解生成物を同定し、反応機構を検討した。

2. 実験方法

DBP 分解試験は内容積 6.8 mL の SUS316 製回分式反応器を使用した。原料液には DBP 濃度 5000 ppm とし、NaOH で pH10.2 に調製した溶液を使用した。反応管には DBP 溶液 3.4 g と金属酸化物触媒 0.14 g を仕込み、超音波洗浄器で固体触媒を液中分散させた後に、300 °C に設定した溶融塩浴中に投入して反応させた。使用触媒は購入した試薬をそのまま使用した。反応管投入から所定時間経過後、反応管を氷水浴中へ投入して冷却することで反応を停止させた。反応液は超音波洗浄器で触媒を液中分散させたのちに回収した。DBP 濃度は、反応液を HPLC/RI にて分析し、標準試料のクロマトグラムから絶対検量線法を用いて定量した。反応速度定数は DBP 濃度の一次に従うと仮定して算出し、同条件の実験を 2 回ずつ行った。また、一部の試料は GC/MS(Agilent Technologies 社製 8890/5977B)による生成物分析と定量解析を行った。

3. 結果・考察

図 1 は 300 °C での各種金属酸化物触媒を用いて行った 1 次反応速度定数である。速度定数は α -Al_2O_3 を除く全ての触媒種で無触媒を上回った。故に、ほぼ全ての金属酸化物触媒が DBP 分解反応を促進した。特に、WO_3 > TeO_2 > TiO_2(anatase)の順に大きいが、周期律や比表面積とは相関がなく、今後の検討が必要である。GC/MS から得た分解生成物は、特に 1-Butanol が主生成物である他に 2-Butanol, Hexane が生成し、リン酸モノブチルの生成は僅少であった。アルコールの生成は DBP のエステル結合の切断を示唆すると考えられ、DBP の分解反応は加水分解反応で進行すると考える。

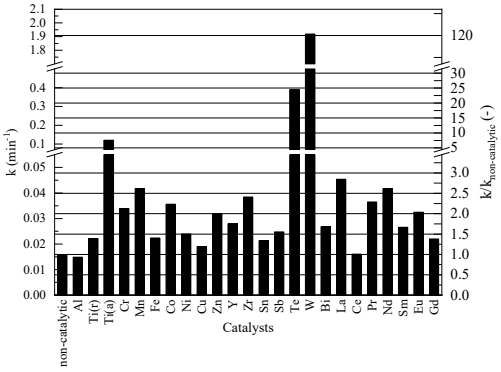


図 1　触媒種毎の反応速度定数及び無触媒との比

*Tetsuo Honma[1], Mayu Shimosawa[1], Tatsuya Horimai[2], Kiyoshi Anzai[2], and Tsuyoshi Tsukada[2]
[1]NIT Hachinohe, [2]JNFL

電解精製で用いた LiCl-KCl 溶融塩からの FP 除去プロセスに関する検討
- 液体 Cd へのバッチ式向流抽出法によるアクチニド／希土類の分離 -

A study on the removal of fission products from LiCl-KCl molten salt used in electrorefining
- Actinide/lanthanide separation by batch-type countercurrent extraction using liquid Cd -

*坂村 義治
電力中央研究所

乾式再処理において、溶融塩中からのアクチニド回収技術として、操作が容易な液体 Cd へのバッチ式向流抽出法を検討し、アクチニドの回収率と化学的性質が似ている希土類からの分離比を計算・評価した。

キーワード：乾式再処理、LiCl-KCl、液体カドミウム、アクチニド、希土類、向流抽出

1. 緒言

高速炉金属燃料の乾式再処理において、電解精製で用いた LiCl-KCl 塩中に蓄積した FP (アルカリ、アルカリ土類、希土類) を除去するためには、まずアクチニドを塩中から回収しなければならない。そのとき、アクチニドの高い回収率と化学的性質が似ている希土類 FP の分離を両立させることが重要であり、液体 Cd への向流抽出が有望なアクチニド回収法とされている。ところが、これまでに基礎的な試験研究は行われてきたものの、向流抽出装置を用いた分離・回収の実証には未だ至っていない。そこで本研究では、操作が容易なバッチ式の向流抽出方法を検討し、アクチニド／希土類の分離比と回収率を計算・評価した。

2. バッチ式向流抽出法の概要とアクチニド／希土類の分離比評価

向流抽出法として、任意の段数の塩浴に対して、容器に入れた Cd-Li 合金を順々に移動させてアクチニドを抽出する方法を考えた。図 1 は、Pu と Nd (分離において最重要な希土類 FP) を含む塩中から Pu を Cd 中に 3 段で抽出する場合の計算例で、図中で Pu や Nd と記した円の面積は相対的な溶解量を表す。Salt #3 は電解精製槽から送られてくる処理塩で、含まれる Pu と Nd のモル量は等しいと仮定した。そして、#1～#3 の各ステップで分離係数 $SF_{Pu/Nd}$ = 22.5 (複数の文献値から推定) と物質収支式 ($3\ Li + Nd^{3+} = 3\ Li^{+} + Nd$、$Nd + Pu^{3+} = Nd^{3+} + Pu$ など) が成立するとして計算を行った。Pu の回収率は、Salt #1 での抽出に用いる Cd 中の Li 量で調節され、ここでは 99.5%となるように設定した。

まず Cd-Li を Salt #1 に入れると、Pu^{3+} と Nd^{3+} が Li により還元されて Cd 中に抽出される。この時点の抽出量は Pu<Nd であるが、Cd が Salt #3 まで移動すれば Pu>>Nd となる。Salt #3 で抽出後の Cd は、電解精製槽にリサイクルされる。平衡状態では、抽出後の Salt #2 と#3 の組成は、それぞれ抽出前の Salt #1 と#2 の組成と一致する。抽出後の Salt #1 は、処理塩の Salt #3 に対して Pu の 0.5% (設定値) と Nd の 90.9%を含んでおり、FP 除去プロセスに移送される。

この抽出法では、Cd 移送時に塩浴の一部が随伴することが避けられない。そこで現実的な条件として、塩浴の 5%が Cd に付着して次ステップの塩浴に混入、さらに Salt #3 の Pu:Nd 比がより小さい場合を想定して再計算を行った。その結果、FP 除去プロセスに移送される Nd 量は、まず Pu:Nd モル比を 1:1→1:5 とすると 90.9%→83.6%、さらに塩浴の 5%が Cd に付着すれば 78.3%に低下した。ここで段数を 5 段に増やすと、89.2%に増加した。このように、容易な向流抽出操作で、希土類の大部分を塩中に残したまま Pu の 99.5%を回収できることが本計算で示された。

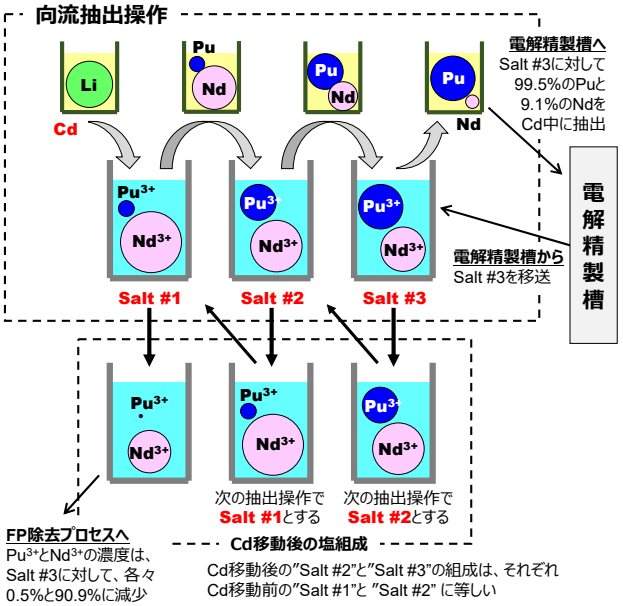


図1 バッチ式向流抽出法の概要 (3段、分離係数$SF_{Pu/Nd}$=22.5)：PuやNdと記した円の面積は、相対的な溶解モル量を表す。
$SF_{Pu/Nd} = (X_{Pu(Cd)} / X_{Pu^{3+}(Salt)}) / (X_{Nd(Cd)} / X_{Nd^{3+}(Salt)})$

*Yoshiharu Sakamura, Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI)

乾式再処理使用済塩のゼオライトによる処理技術の開発
（8）複数種の FP 元素を含む模擬使用済塩へのゼオライト浸漬試験および固化体製造試験

Development of spent salt treatment technology using zeolite
(8) Zeolite immersion experiments in simulating spent salt containing various kinds of FP elements and fabrication of glass-bonded sodalite waste form

*魚住 浩一[1]，飯塚 政利[1]，小藤 博英[2]
[1]電力中央研究所，[2]日本原子力研究開発機構

乾式再処理使用済塩のゼオライトによる処理技術開発の一環として、模擬使用済塩に粒状のゼオライトを浸漬する試験を実施し、ゼオライトによる FP 元素吸挙動を調べた。また、浸漬後の模擬 FP 吸着ゼオライトを用いてガラス結合ソーダライト固化体を製造し、元素分布等を調べた。

キーワード：乾式再処理，使用済塩処理，ゼオライト，セシウム，ストロンチウム，セリウム，ヨウ素，ガラス結合ソーダライト固化体

1. 緒言　使用済燃料の乾式再処理で生ずる使用済塩は、A 型ゼオライトを充填したカラムを通すことで FP を吸着除去することが想定されており、FP 元素を含む模擬使用済塩を用いたカラム試験を実施している[1,2]。しかし、カラム試験では各 FP 元素のゼオライトへの吸着挙動を詳細に把握することが困難なことから、模擬使用済塩にゼオライトを浸漬することで各 FP 元素の吸着挙動を調べた。また、浸漬後のゼオライトを用いてガラス結合ソーダライト固化体を製造し、固化体中の元素分布や、固化に伴うマスロスの有無を調べた。

2. ゼオライト浸漬試験　粒径 2.2mm の A 型ゼオライト粒を装荷した SUS メッシュ製バスケットを FP 元素を含む LiCl-KCl 溶融塩に浸漬し、一定時間の回転後に引き上げることでゼオライトへの FP 元素吸着量の時間依存性を求めた。FP 元素として Cs、Sr を用いたほか、これに Ce や I を加えた試験も実施した。上記 4 種の FP 元素含有塩を用いた試験での FP 元素吸着量の浸漬時間依存性を下図に示す。系内に Ce が共存することで、一旦ゼオライトに吸着された Sr の一部が塩中に放出された。また、上記 3 種の陽イオン FP 共存下では I の有意な吸着は確認されなかった。

3. ガラス結合ソーダライト固化体の製造　上記 4 種の FP 元素を含む模擬使用済塩に浸漬後のゼオライトを粉砕し、新たなゼオライトやガラス粉末との混合後、単軸プレス圧縮下で最高 915℃に昇温することでガラス結合ソーダライト固化体に転換した。固化体断面には各 FP 元素およびガラス結合ソーダライト構成元素がほぼ一様に分布していた。また、本固化体断面の元素組成は、使用した原料の組成や量からの推定値と概ね一致し、固化に伴う顕著なマスロスは無いと判断された。

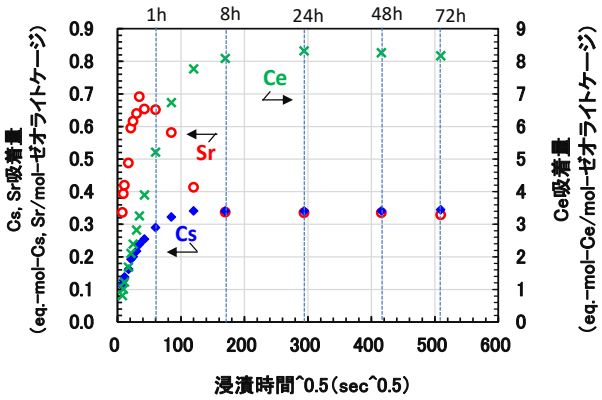


図　Cs、Sr、Ce、I を含む模擬使用済塩中での FP 元素のゼオライト吸着量の浸漬時間依存性

本成果は、経済産業省資源エネルギー庁の委託事業「令和 2 年度高速炉に係る共通基盤のための技術開発事業」、および「令和 3 年度高速炉に係る共通基盤のための技術開発事業」によって得られたものである。

参考文献　[1] 魚住 他、日本原子力学会 2019 年秋の大会、2I16.　[2] 魚住 他、日本原子力学会 2021 年春の年会、3H14.

*Koichi Uozumi[1], Masatoshi Iizuka[1], and Hirohide Kofuji[2]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry, [2]Japan Atomic Energy Agency

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 501-1 Basic Properties

[1E01-04] Basic Reaction, Basic Property

Chair:Hiroki Nakamura(JAEA)

Wed. Sep 7, 2022 2:45 PM - 3:45 PM Room E (E1 Bildg.2F No.24)

[1E01] Reaction of cesium molybdate with silicon oxide coating on stainless steel 304 at 700° C

*Mai Dung Do Thi[1], Yuki Uchida[2], Tadachika Nakayama[1], Hisayuki Suematsu[1] （1. Nagaoka University of Technology, 2. National Institute of Technology, Nagaoka College）

2:45 PM - 3:00 PM

[1E02] Effects of oxygen and carbon on tritium redistribution in zirconium

*Kota Nishihara[1], Yoshitaka Chino[1], Kenichi Hashizume[1], Yuji Hatano[2] （1. Kyushu University Interdisciplinary Graduate School of Engineering Sciencies, 2. Toyama University Hydrogen Isotope Research Center）

3:00 PM - 3:15 PM

[1E03] Measurement of Density and Viscosity of Molten Lead Chloride

*Rika Sato[1], Tsuyoshi Nishi[1], Hiromichi Ohta[1], Takanori Sugawara[2], Kenji Nishihara[2] （1. Ibaraki Univ., 2. JAEA）

3:15 PM - 3:30 PM

[1E04] Demonstration research on fast reactor recycling using low decontaminated MA-bearing MOX fuels

*Kaito Kimura[1], Uno Masayoshi[1], Onitsuka Takashi[1] （1. Univ. of Fukui）

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Reaction of cesium molybdate with silicon oxide coating on stainless steel 304 at 700°C

*Thi Mai Dung Do[1], Yuki Uchida[2] , Tadachika Nakayama[1], Hisayuki Suematsu[1]
1. *Nagaoka University of Technology, Japan*
2. *National Institute of Technology, Nagaoka College, Japan*

Abstract: Cesium silicate, $Cs_2Si_4O_9$, was detected after cesium molybdate (Cs_2MoO_4) was deposited on silicon oxide (SiO_2) coating on SUS. In this study, the reaction behavior and the diffusion mechanism of cesium molybdate into SiO_2 coating on the SUS304 substrate at 700°C will be analyzed.

Keywords: Cesium molybdate, silicon oxide, stainless steel 304, reaction, oxidation, severe accident

1. Introduction

Because of the volatile property, the vaporization behavior of cesium (Cs) and its compounds is one of the most critical issues in nuclear reactor accidents. Cesium hydroxide (CsOH) evaporates at about 400 °C, and cesium molybdate (Cs_2MoO_4) evaporates at about 964 °C, the evaporation of both compounds is unavoidable. Therefore, in the next generation reactor, it is necessary to consider minimizing the number of cesium releases outside.

Recently, many research focused on the reaction of Cs in both forms, CsOH and Cs_2MoO_4, on stainless steel (SUS). Di Lemma et al. [1] declared that Cs might react to silicon (Si) to form cesium silicates or with both Si and iron (Fe) to form cesium iron silicates. This means that SiO_2 could be used to trap Cs. However, in Do et al. [2], with the presence of Cs_2MoO_4, in humid conditions, the oxidation rate of SUS could be faster. Therefore, the reaction between Cs compounds, SiO_2, and SUS must be clarified. In this study, we analyze the possible reaction when Cs_2MoO_4 is deposited on SiO_2 coated on SUS304 at 700 °C in humid conditions.

2. Experimental method.

Cs_2MoO_4 was placed at 1300 °C in a platinum (Pt) boat. The SiO_2/SUS304 specimens (10×10×0.5 mm) were placed in a horizontal alumina tube, behind Cs_2MoO_4, where the temperature was about 700 °C. Pt sheets were placed next to SiO_2/SUS304 to obtain the reaction product. From one side of the alumina tube, Ar gas containing H_2O, heated at 70 °C was injected and flowed through the tube, carried the Cs_2MoO_4 vapor to deposit on the SiO_2/SUS304 specimens. The oxidation time of interest was 1 hr. After heating, the surface of the samples was analyzed by X-ray diffraction and micro-Raman spectroscopy. The elemental distribution was performed by the electron probe microanalyzer (EPMA).

3. Results

On EPMA mapping, it is recognized that cesium silicates have been formed, but it is still not determined the compound since it exists in amorphous form. In addition, in cross-section analysis, cesium silicate was also found under the oxide iron. From the analysis of the Pt surface, which was placed right next to SiO_2/SUS specimen, the deposit was not only Cs_2MoO_4 but also cesium silicate. This phenomenon is explained by the evaporation of Cs_2O, which come from the decomposition of Cs_2MoO_4, and the carrying of cesium silicate. This also helps the iron oxide diffuse to the surface.

References

[1] F.G. Di Lemma, K. Nakajima, S. Yamashita, M. Osaka, Surface analyses of cesium hydroxide chemisorbed onto type 304 stainless steel. Nuclear Engineering and Design. 305 (2016) 411.

[2] T.M.D. Do, S. Sujatanond, T. Ogawa. Deposition behavior of cesium molybdate on type 304 austenite stainless steel in severe accident. Nuclear Science and Engineering. 196 (2022) 584.

ジルコニウム中のトリチウム再分布に対する酸素、炭素の影響

Effects of oxygen and carbon on tritium redistribution in zirconium

*西原 昂汰[1]，千野 純敬[1]，橋爪 健一[1]，波多野 雄治[2]

[1]九州大学大学院総合理工学府，[2]富山大水素研

粉末冶金法によって金属ジルコニウムのみと、酸素あるいは炭素を添加した金属ジルコニウムとを２層に成型、焼成した試料を準備し、トリチウムを溶解させた。その後所定の熱処理を施しトリチウムの再分布させた様子をイメージングプレートを用い観察した。トリチウムの再分布は酸素、炭素、熱処理条件によって変化し、金属ジルコニウム側へ偏ることもあれば逆に酸素、炭素を添加した側へも偏ることが分かった。

キーワード：原子力発電、燃料被覆管、トリチウム

1. 目的

水素脆化が問題となっている原子力発電の燃料被覆管において、水素の固溶や分布は燃料被覆管の寿命に影響する重要な要素である。燃料被覆管の主な材料である Zr に注目し、酸素や炭素を添加させることによって Zr 中の水素挙動にどのような影響を与えるのかを調べることを本実験の目的とする。

2. 実験

2-1. 試料作製

Zr、ZrO_2、ZrC((株)ニラコ)の粉末を使用し遊星ボールミルを用いて Zr に対して不純物元素の割合が 5%または 10%となるように混合した。この粉末試料を用いて一方が Zr、もう一方が $ZrO_{0.05}$、$ZrO_{0.10}$、$ZrC_{0.05}$ または $ZrC_{0.10}$ の不純物層からなる二層試料を粉末冶金法により作製した。二層試料を低速精密切断機で板状(約 3.0mm×約 4.0mm×約 1.0mm)に切断し湿式研磨処理をしたものを水素溶解実験に使用した。

2-2. トリチウム溶解実験とイメージングプレート法

2-1 で作成した板状試料を真空装置内に入れ、10^{-8}torr 程度まで真空引きをした。板状試料を 850℃～900℃程度まで加熱し、30 分その温度を保持した。その後、トリチウムガス(H/T 比：10000)が吸蔵されている Ti を 550℃程度まで加熱し、板状試料に対して約 50wt-ppm のトリチウムガスを放出し、板状試料に溶解させた。この試料をさらに 300℃、600℃で焼鈍することで水素の再分布を行った。焼鈍後、試料表面をダイヤモンドラッピングフィルムで研磨し、アセトン洗浄を施し、約 3 日間イメージングプレート(TR-2025　FUJIFILM 製、以下 IP)に密着させ、暗所に保管することでトリチウムから放出される β 線を曝露した。IP 上に蓄積された情報をバイオイメージングアナライザー(Typhoon FLA 7000:GE Healthcare 製)を用いて読み取った。

3. 結果・結論

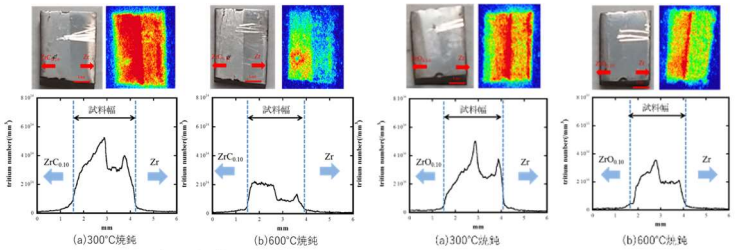


図3.1 Zr+$ZrC_{0.10}$(Ar雰囲気、(a)300 °C、(b)600°C 1時間焼鈍、表面研磨後)の線分析結果

図3.2 Zr+$ZrO_{0.10}$(Ar雰囲気、(a)300 °C、(b)600°C 1時間焼鈍、表面研磨後)の線分析結果

本実験から、トリチウム溶解は添加した元素の影響や熱処理の条件によって水素に対するトラップ効果に差が生じ、試料内での分布に影響を与えることがわかった。今後溶解条件や焼鈍条件を変え実験を行う必要がある。

*Kota Nishihara [1], Yoshitaka Chino[1], Kenichi Hashizume[1] and Yuji Hatano[2]

[1]Kyushu Univ. Interdisciplinary Graduate School of Engineering Sciencies, [2]Toyama Univ. Hydrogen Isotope Research Center

溶融塩化鉛の密度・粘度測定

Measurement of Density and Viscosity of Molten Lead Chloride

*佐藤 理花[1]，西 剛史[1]，太田 弘道[1]，菅原 隆徳[2]，西原 健司[2]

[1]茨城大学，[2]日本原子力研究開発機構

溶融塩化鉛の密度および粘度は溶融塩を用いた加速器駆動核変換システム等を検討する上で必要不可欠な物性値である。本研究では、溶融塩化鉛の密度をセシルドロップ法で、粘度をるつぼ回転振動法で測定するための装置を整備し、測定した溶融塩化鉛の密度および粘度のデータを検証したので報告する。

キーワード：溶融塩化鉛、密度、粘度、セシルドロップ法、るつぼ回転振動法

1. 緒言

溶融塩化物の密度および粘度は溶融塩を用いた加速器駆動核変換システム等を検討する上で必要不可欠な物性値である。しかしながら、一般的に融点が高く、蒸気圧の大きな溶融塩は化学的にも活性なため、これらに伴う困難が高精度な物性値の測定結果が得られない原因となっている。本研究では溶融塩化物の物性値測定の手始めとして塩化鉛を対象とし、セシルドロップ法により密度を、るつぼ回転振動法により粘度を測定し、得られたデータを検証した。

2. 実験方法

本研究ではセシルドロップ法を用いて試料密度の算出を行った。アルミナチューブ台座上のプラチナプレートにサファイア基板を乗せ、その上に黒鉛基板、塩化鉛試料の順で設置した。ハロゲンランプを用いた集光加熱装置により試料を溶融させ、その様子を正面および上面から撮影した。これらの画像から曲線近似により試料の輪郭を抽出し、正面画像および上面画像から体積を算出した。得られた体積と測定前後の試料の質量から密度を算出した。

本研究ではるつぼ回転振動法を用いた粘度測定を行った。試料の酸化を防ぐため、ヘリウム雰囲気下で実施した。また、加熱による有毒ガスの発生を考慮し、水を入れたガス洗浄瓶を用いて発生した気体を洗浄した。本研究では、内径 45mm の石英管を炉心管とし、三段からなる電気抵抗炉を用いることで、安定した広い均熱帯を確保した。記録系は、懸垂系に取り付けられた反射鏡にレーザ光を一定方向から入射し、その反射光をフォト・ディテクターで検出した。この各検出子を通過する反射光の時間間隔を測定し、実測で得た振動曲線から周期と対数減衰率を決定し、粘度を算出した。

3. 結論

測定で得られた 823K における溶融塩化鉛の密度は 4.89±0.05 g/cm^3 となり、文献値[1]に近い値を示した。

780 K から 988 K まで測定した溶融塩化鉛の粘度の対数値を文献値[2]と共に図 1 に示す。図 1 より、温度上昇に伴い、粘度の値が減少する傾向にあることが明らかとなった。このデータから温度をパラメータとした溶融塩化鉛の粘度評価式を作成した。粘度式に関しては当日の発表にて発表することとする。

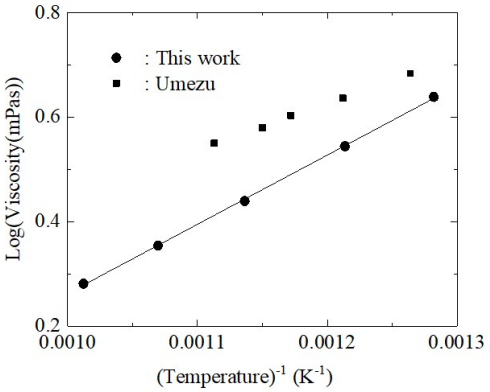


図 1　$PbCl_2$ の粘度の対数値

参考文献

[1] A. Wachter, V. H. Hildebrand: J. Amer. Chem. Soc., 52 (1930) 4655.

[2] 梅津良昭、江島辰彦: 日本金属学会誌、37 (1973) 993-997.

* Rika Sato[1], Tsuyoshi Nishi[1], Hiromichi Ohta[1] , Takanori Sugawara[2] and Kenji Nishihara[2]

[1]Graduate School of Science and Engineering, Ibaraki Univ. [2]Japan Atomic Energy Agency.

マイナーアクチニド含有低除染燃料による高速炉リサイクルの実証研究
(8)Hot Disk 法による照射済みペレットの熱伝導率測定手法の開発

Demonstration research on fast reactor recycling using low decontaminated MA-bearing MOX fuels
(8) Development of a method for measuring thermal conductivity of irradiated pellets by the Hot Disk

*木村　海斗[1]，宇埜　正美[1]，鬼塚　貴志[1]
[1]福井大学

Hot Disk 法を用いて直径 10mm の UO_2 ペレットの熱伝導率を測定するため、本報では、熱伝導率の異なる Al_2O_3（35.6-39.0W/mK）とイットリア安定化ジルコニア（YSZ，2.30W/mK）を用いてセンサー直径や加熱出力等による測定値の変化を調べた。YSZ の熱伝導率をΦ4 および 1mm センサーを用いて測定することができたため、UO_2（9.8W/mK）の測定も行える可能性が見出された。

キーワード：熱伝導率，非定常平面熱源法，ホットディスク，UO_2，照射済みペレット

1. 緒言

Hot Disk 法では試料がセンサー直径に対し十分に大きいという前提で測定が可能であり、試料の温度上昇曲線の解析から熱伝導率、熱拡散率を求める。熱伝導率の異なる 2 つの試料についてセンサー直径、加熱出力等による熱伝導率の測定値の変化を調べた。

2. 実験

2-1. 実験試料・条件

Al_2O_3 と YSZ ペレットを用いて、試料直径を 10mm で固定し、『センサー直径，加熱出力，測定時間，解析区間』を変化させて測定を行った。また、Hot Disk 法の測定値と比較するために Laser Flash 法も用いて測定を行った。

表 1　Al_2O_3 の測定結果

	HD			LF
センササイズ	Φ7mm	Φ4mm	Φ1mm	
熱伝導率(W/mK)	13.5	13.2	12.9	34.7

表 2　YSZ の測定結果

	HD			LF
センササイズ	Φ7mm	Φ4mm	Φ1mm	
熱伝導率(W/mK)	1.74	2.58	2.60	2.23

2-2. 実験結果　表 1，2 は熱伝導率のセンサー直径依存性を示す。また、図 1 にΦ4mm センサーを用いて測定した際の温度変化の時間依存性を示す。表 1 から Laser Flash 法の測定値と比較して全てのセンサー直径において低い熱伝導率の測定値が得られた。一方、表 2 から YSZ 試料においてはΦ4 および 1mm センサーで正しい測定値が得られた。これは Al_2O_3 の場合、試料の熱伝導率が高く、センサーからの熱が試料の端まで速く伝わり温度上昇曲線の解析区間において空気の熱伝導率（20℃で 0.0256W/mK）も測定しているからだと考えられる。また図 1 から、Al_2O_3 の試料温度上昇曲線の傾きが測定区間の後半で増加していることがこれを指示している。一方、YSZ では図 1 において温度上昇曲線の傾きが一定であるため、正しく測定できていることがわかる。

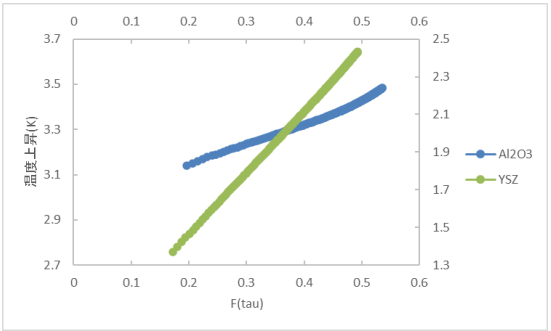


図 1　Al_2O_3 の測定グラフ

結論

Al_2O_3 と YSZ ペレットを用いて Hot Disk 法で測定を行った。Al_2O_3 は熱伝導率、熱拡散率が高すぎて正しい値が得られなかった。一方、YSZ は Al_2O_3 と比較してΦ4 および 1mm センサーでの測定が行えた。これらより、Φ4 および 1mm センサーを用いて UO_2 の熱伝導率が測定できる可能性があると推定される。

*Kaito Kimura[1]，Masayoshi Uno[1]，Takashi Onitsuka[1]
[1]Fukui Univ.

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 501-1 Basic Properties

[1E05-09] Mechanical Learning, AI Aplication

Chair:Kenichi Hashizume(Kyusyu Univ.)

Wed. Sep 7, 2022 3:45 PM - 5:00 PM Room E (E1 Bildg.2F No.24)

[1E05] Development of novel nuclear fuel materials with high thermal conductivity by materials informatics

*Yuji Miyawaki[1], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Masaya Kumagai[2,3], Ken Kurosaki[3] (1. Osaka Univ., 2. SAKURA internet, 3. Kyoto Univ.)

3:45 PM - 4:00 PM

[1E06] Evaluation of high-temperature properties of $(Ca,Sr)F_2$ with machine-learning molecular dynamic

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

4:00 PM - 4:15 PM

[1E07] Acceleration of nuclear fuel development research incorporating artificial intelligence (AI) technology

*Kenji Konashi[1], Yuji Arita[2], Tsuyoshi Yaita[3], Hiromichi Watanabe[4], Kyoichi Morimoto[3], Kazuki Mori[5], Nobuhiko Kato[5] (1. Tohoku University, 2. Fukui University, 3. JAEA, 4. AIST, 5. CTC)

4:15 PM - 4:30 PM

[1E08] Acceleration of nuclear fuel development research incorporating artificial intelligence (AI) technology

*Keisuke Niino[1], Yuji Arita[1], Kenji Konashi[2], Hiromichi Watanabe[3], Tsuyoshi Yaita[4], Hajime Tanida[4], Tohru Kobayashi[4], Kyoichi Morimoto[4], Masashi Watanabe[4] (1. Univ. of Fukui, 2. Tohoku Univ., 3. AIST, 4. JAEA)

4:30 PM - 4:45 PM

[1E09] Acceleration of nuclear fuel development research Incorporating artificial intelligence (AI) technology

*Tsuyoshi Yaita[1], Tohru Kobayashi[1], Hajime Tanida[1], Kenji Konashi[2], Yuji Arita[3], Keisuke Niino[3], Hiromichi Watanabe[4], Kyoichi Morimoto[1], Kazuki Mori[5], Nobuhiko Kato[5] (1. JAEA, 2. Tohoku Univ., 3. Fukui Univ., 4. AIST, 5. CTC)

4:45 PM - 5:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

マテリアルズ・インフォマティクスによる高熱伝導率を持つ新規核燃料材料の開発

Development of novel nuclear fuel materials with high thermal conductivity by materials informatics

*宮脇 侑司[1]，大石 佑治[1]，牟田 浩明[1]，熊谷 将也[2,3]，黒﨑 健[3]

[1]大阪大学，[2]さくらインターネット，[3]京都大学

機械学習によって熱伝導率が高いと予測されたウラン化合物の中から UFe_3B_2 を選択し、アーク溶解と放電プラズマ焼結により高密度単相試料を作製した。熱伝導率の温度依存性をレーザーフラッシュ法により評価し、機械学習の予測結果と比較した。

キーワード：マテリアルズ・インフォマティクス，核燃料物質，ウラン化合物，UFe_3B_2，高熱伝導率

1. 緒言

現在、高融点や安定性などの長所を持つ二酸化ウラン（UO_2）燃料が広く用いられているが、UO_2 には熱伝導率が低いという短所がある。熱伝導率は原子炉の安全性に関わる重要な特性の一つであるため、高熱伝導率かつ他の要件を満たす新規核燃料材料の開発が望まれる。近年、材料科学と情報科学を融合させたマテリアルズ・インフォマティクスが注目されており、原子力分野でも京都大学のグループが機械学習を用いてウラン化合物の熱伝導率を予測した。その結果、UFe_3B_2 などのウラン化合物が UO_2 よりも高い熱伝導率を持つと予測された。本研究では UFe_3B_2 を作製、熱伝導率を評価して機械学習による予測値と比較を行った。

2. 実験方法と結果

UFe_3B_2 の組成となるように秤量し、アーク溶解により塊とした。その後、均一化のため試料を粉砕し、放電プラズマ焼結を行い高密度バルク試料とした。

X 線回折測定により主相として UFe_3B_2、不純物相としてわずかに UO_2 が確認された。また走査電子顕微鏡およびエネルギー分散型 X 線分析により U、Fe、B が均一に分布していることが確認された。これらの結果からほぼ単相の UFe_3B_2 試料の作製に成功したと言える。

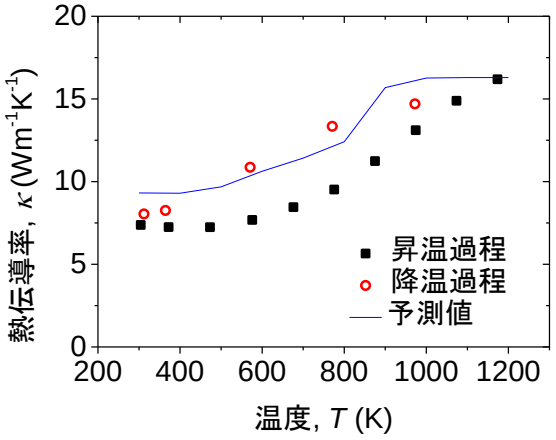


図 1　UFe_3B_2 の熱伝導率と機械学習によって予測された熱伝導率の温度依存性

図 1 にレーザーフラッシュ法による熱伝導率評価結果と機械学習による予測値を示す。評価した熱伝導率は昇温過程と降温過程で差が見られ、ヒステリシス挙動を示した。この挙動には熱膨張の異方性によるマイクロクラックの発生と回復が関係していると考えられる。また評価した熱伝導率は予測値とほぼ一致し、温度依存性も一致したことから、機械学習によって予測された UFe_3B_2 の熱伝導率は妥当と言える。

3. 結論

本研究ではほぼ単相の UFe_3B_2 試料を作製した。評価した熱伝導率とその温度依存性は機械学習による予測とほぼ一致した。このことから UFe_3B_2 に関する予測値は妥当であると言える。この結果は新規核燃料材料の開発における機械学習の有用性を示唆するものである。

本研究は、文部科学省原子力システム研究開発事業新発想型「マテリアルズ・インフォマティクスによる核燃料開発」の一部である。

*Yuji Miyawaki[1], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Masaya Kumagai[2,3] and Ken Kurosaki[3]

[1]Osaka Univ., [2]SAKURA internet, [3]Kyoto Univ.

機械学習分子動力学による$(Ca,Sr)F_2$の高温物性の評価

Evaluation of high-temperature properties of $(Ca,Sr)F_2$ with machine-learning molecular dynamics

*中村 博樹[1]，町田 昌彦[1]，加藤 正人[1]

[1]JAEA

MOX 燃料の代替物質で、融点が低く、結晶構造が同じであるフッ化カルシウムとフッ化ストロンチウムの固溶体$(Ca,Sr)F_2$に対して、機械学習分子動力学を用いて、高温物性を評価した。特に、融点直下で起こる比熱の増大（Bredig 転移）を詳細に調べ、MOX 燃料への応用について考察した。

キーワード：CaF2 , SrF2, 機械学習分子動力学, Bredig 転移

1. 緒言

核燃料の開発においては、二酸化アクチニドの詳細な物性値が必要となるが、様々な制限により、高温での詳細な物性値を測定することが難しい。このような場合、数値計算を用いて測定値を補間していくことで、精度の高い物性値を得られることが期待できる。通常、原子レベルでの数値計算としては古典分子動力学と第一原理計算がよく用いられる。古典分子動力学は大規模シミュレーションが可能だが、経験的なパラメータによってしまうため、信頼性はあまり高くない。一方、経験的なパラメータを必要としない第一原理計算は信頼性が高いが、計算時間がかかる。この両者の利点を活かす手法が機械学習分子動力学法である。この手法では、第一原理計算結果を学習したポテンシャルを作成して、古典分子動力学を行い、高い信頼度で大規模シミュレーションによる物性評価が可能となる。本発表では、MOX 燃料の代替物質として、同じ結晶構造で融点の低いCaF_2とSrF_2の固溶体に対して、機械学習分子動力学による高温物性評価を行う。特に Bredig 転移と呼ばれる高温での急激な比熱の変化に注目し、その現象を解析する。これらの計算結果を実験データと比較することによって、本手法の有効性を確認し、MOX 燃料物質への応用の可能性を議論する。

2. 計算方法及び結果

$(Ca,Sr)F_2$に対して、第一原理計算を行うことで学習データを構築した。この際、精度がよいとされる SCAN 汎関数を採用した。この学習データから機械学習ポテンシャルを作成して、分子動力学を行い、比熱等を評価した。第一原理計算には VASP コード、機械学習には n2p2 コード、古典分子動力学には LAMMPS コードを用いた。図 1 に比熱の計算結果を示した。CaF_2やSrF_2では 1400K 近辺に Bredig 転移のピークが見られるが、$Ca_{0.5}Sr_{0.5}F_2$では 1200K 付近にピークが下がっている。この現象は実験でも観測されている。

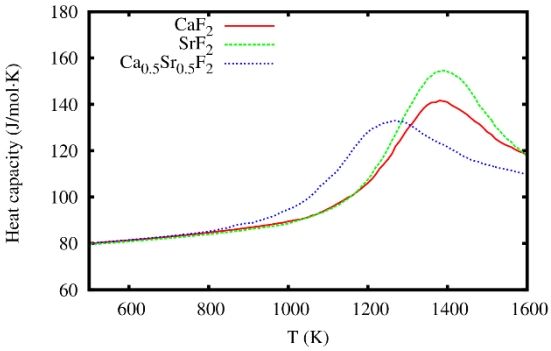


図 1：機械学習分子動力学による$(Ca,Sr)F_2$の比熱。

3. 結論

機械学習分子動力学を用いることで、通常の第一原理計算では評価が困難な固溶体の高温物性を評価することに成功した。本手法では、第一原理計算と同程度の精度で、より大規模なシミュレーションが可能であることが分かり、MOX の燃料物性評価の数値計算手法として有効であると期待される。

---

*Hiroki Nakamura[1], Masahiko Machida[1] and Masato Kato[1]

[1]JAEA

人工知能（AI）技術を取り入れた核燃料開発研究の加速
（5）全体概要

Acceleration of nuclear fuel development research incorporating artificial intelligence (AI) technology
(5) Overview

*小無 健司[1]，有田 裕二[2]，矢板 毅[3]、渡辺博道[4]、森本恭一[3]、森 一樹[5]、加藤 信彦[5]
[1]東北大学，[2]福井大学，[3]JAEA，[4]産総研，[5]CTC

東京電力福島第一原子力発電所の事故以来、核燃料の高温での振る舞いに関心が集まっている。データ科学と呼ばれる研究方法を用いて高温での核燃料の物性を評価する。この方法の妥当性を確認するために、放射光を用いた高温実験を実施する。

キーワード：酸化物，ZrO_2，溶融，人工知能，ニューラルネットワークポテンシャル，分子動力学

1. 緒言

核燃料の融点は、例えば UO_2 を例に取ると 2865 °C (3140 K)と非常に高いため、その実験手法が確立されていない。新しい取り組みとして、人工知能（AI）の手法を用いたデータ科学による理論的な数値計算と放射光からの高輝度X線による構造解析実験を組み合わせた方法が進められている[1,2]。放射光を用いた溶融 UO_2 の X 線回折実験は米国 ANL のグループによって実施されている[1]。しかし、XAFS 試験の報告例はまだ無い。これはガス浮遊した UO_2 をレーザー照射により溶融させる手法が用いられているため試料の半径は 2～3mm の大きさが必要なため XAFS 法で用いる X 線のエネルギーでは試料を透過させることが出来ないためである。UO_2 の XAFS 実験は、試料の抵抗加熱手法を用いて成功しているが、最高温度は 2000K に留まっている[2]。この研究では抵抗加熱法を用いて微小試料を融点以上まで加熱し XAFS 実験試験を実施した。実験結果は、ニューラルネットワークポテンシャルを用いて実施した理論計算結果と比較された。

2. NN ポテンシャルによる分子動力学計算

実験は、UO_2 の模擬物質として ZrO_2 を用いて行われた。図１に NN ポテンシャルによる拡散係数の分子動力学計算結果を示す。蛍石構造の高融点酸化物に見られる融点以下の温度での酸素の活発な移動（２段階溶融）が起きていることが分かる。これを XAFS 実験結果と比較する。

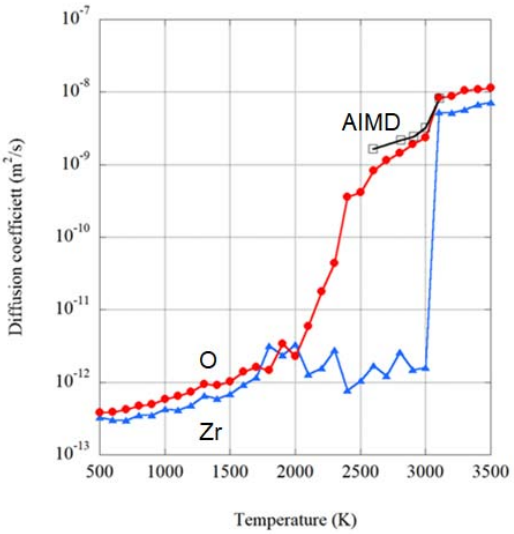


図１　ZrO_2の拡散定数の計算結果

3. まとめ

ZrO_2 でこの手法の有効性が確認出来れば UO_2 に適用できる可能性は高い。

謝辞

本研究発表は、文部科学省　令和2年度および令和3年度の原子力システム研究開発事業「人工知能（AI）技術を取り入れた核燃料開発研究の加速」の成果の一部を含む。

参考文献

[1] Skinner, L. B. et al., ‘Molten Uranium Dioxide Structure and Dynamics’. Science 2014, 346 (6212), 984−987.

[2] D. Prieur et. al. ‘Peculiar Thermal Behavior of UO_2 Local Structure’, Inorg. Chem. 2018, 57, 14890−14894

---

*Kenji Konashi[1] , Yuji Arita[2] , Tsuyoshi Yaita[3] , Hiromichi Watanabe[4] , Kyoichi Morimoto[3] , Kazuki Mori [5], Nobuhiko Kato [5]
[1]Tohoku Univ., [2]Fukui Univ., [3]JAEA, [4]AIST, [5]CTC

人工知能（AI）技術を取り入れた核燃料開発研究の加速
（6）ZrO_2の高温 XAFS 試験方法

Acceleration of nuclear fuel development research incorporating artificial intelligence (AI) technology

(6) Experimental method of high temperature XAFS measurement for ZrO2

*新納　圭亮[1],有田　裕二[1],小無　健司[2],渡辺　博道[3],矢板　毅[4],谷田　肇[4],小林　徹[4],
森本恭一[4],渡部　雅[4]

[1]福井大学,[2]東北大学,[3]産総研,[4]JAEA

溶融した酸化物の構造解析のために、3000 K 程度の高温で試料を保持し、XAFS（X 線吸収端微細構造）測定を実施する方法について検討した。本研究ではタングステン基板を通電加熱する方法を用いて SPring-8 の放射光実験施設での高温 XAFS 測定が可能であることを確認した。

キーワード：高温 XAFS、溶融酸化物

1. 緒言

高温での酸化物の XAFS 測定によって溶融燃料の挙動を予測する手法の開発に取り組んできた[1]が、酸化物燃料を溶融状態にするためには、3000 K 程度の高温が必要であり、その状態で試料を保持し、XAFS 測定を実施する必要がある。本研究では測定試料を塗布したタングステン基板(W 基板)を通電加熱する方法を用いて、SPring-8 の放射光実験施設での高温 XAFS 測定を実施し、その手法の可能性について確認した。

2. 実験概要

測定試験においては、UO_2の模擬物質としてZrO_2を用いて試験を行った。酸化物試料の直接加熱は困難であるため、W 基板(厚さ 1～2mm)上にZrO_2をプラズマ溶射した試料を用い、通電加熱による昇温、XAFS 測定を試みた。透過法では W 基板による X 線の遮蔽を防ぐため、基板中央部にピンホールを開け[2]その部分を X 線が通るよう設計した。また、W 基板による遮蔽の影響がない蛍光法においても高温 XAFS 測定を実施した。

3. 結果および考察

透過法では加熱時に各部分の熱膨張によって W 基板のねじれ等が発生しピンホール位置がずれ、X 線が十分透過しない状態になってしまうため 2050 K が測定の限界であった。一方、蛍光法では熱膨張による位置のずれはほとんど無視できるため 3000K までの加熱時のスペクトルを得ることができた。図 1 に蛍光法による XAFS スペクトルを示す。温度を変化させてもスペクトルに大きな変化は見られないが、詳細については次の発表で詳細検討する。ただし、蛍光法の場合試料表面数十 μm の X 線吸収の情報に敏感であるため、基板や試料内部の温度に比べて試料表面温度は低くなっている可能性があるため、表面温度の把握が必要である。

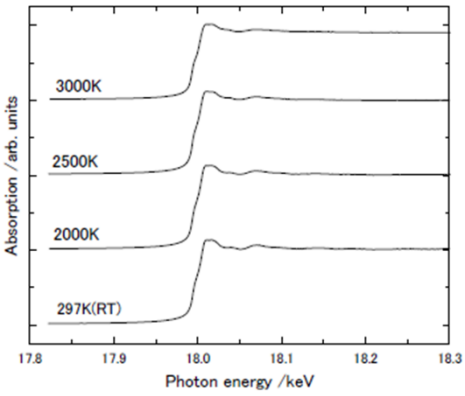


図 1.蛍光法によるZrO_2のスペクトル

参考文献

[1]小無、有田、矢板、渡辺、森本、渡部　日本原子力学会 2021 年秋の大会　1D05

[2]有田、新納、矢板、小林、谷田、森本、渡部、渡辺、樋口、小無　日本原子力学会 2021 秋の大会 1D08

---

*Keisuke Niino[1] ,Yuji Arita[1], Kenji Konashi[2],Hiromichi Watanabe[3];Tsuyoshi Yaita[4],Hajime Tanida[4],Tohru Kobayashi[4], Kyoichi Morimoto[4], Masashi Watanabe[4]

[1]Univ. of Fukui, [2] Tohoku Univ.,[3]AIST,[4]JAEA

本研究発表は文部科学省原子力システム研究開発事業「人工知能(AI)技術を取り入れた核燃料開発研究の加速」の助成を受けたものです。

人工知能（AI）技術を取り入れた核燃料開発研究の加速
（7）放射光 XAFS による ZrO_2 高温融体の構造及び電子状態解明

Acceleration of nuclear fuel development research Incorporating artificial intelligence (AI) technology
(7) Structural and electronic properties of high-temperature melts of ZrO_2 by synchrotron radiation based XAFS

*矢板 毅[1], 小林 徹[1], 谷田 肇[1], 小無 健司[2], 有田 裕二[3], 新納 圭亮[3], 渡辺 博道[4], 森本 恭一[1]
森 一樹[5], 加藤 信彦[5]
[1] JAEA, [2] 東北大学, [3] 福井大学, [4] 産総研, [5]CTC

3000K を超える高温での燃料挙動解明を目的とし、ジルコニウム酸化物の高温における構造及び電子状態解明を放射光 XAFS 法により実施した。この測定をもとに大気圧力下での温度変化による ZrO_2 の相転移、これに伴う構造及び電子状態の変化について紹介する。

キーワード：高温融体，XAFS，ジルコニウム酸化物，構造，電子状態

1. 緒言

ZrO_2 は単斜晶、正方晶、立方晶の 3 つの多形態を持つことが一般に認められている。この理解によれば、温度の上昇に伴って対応する固溶体が、このスキームに沿って多くの相図が構築されるはずである。しかしながら、よく知られた正方晶の第二層は 3 つの結晶系から変化する図には当てはまらず、準安定相として見なさざるを得ないとの報告もある[1]。1960 年代初頭ごろから X 線あるいは中性子線回折などによる構造データに関する報告があるが、殆どが融点とされている 2988K 以下の測定であり、融点を超える高温融体の構造解明は非常に重要であると考えている。本研究は、タングステン基板上における通電加熱により 3000K を超える温度に試料を加熱し、XAFS 測定により構造及び電子状態解析を実施した結果について報告する。

2. 実験概要

測定試料及び加熱炉に関しては、前講演の通り。実験は、SPring-8 BL22XU ビームラインで EXAFS 領域の測定を約 10s 程度で取得可能な QXAFS システムによって測定した。

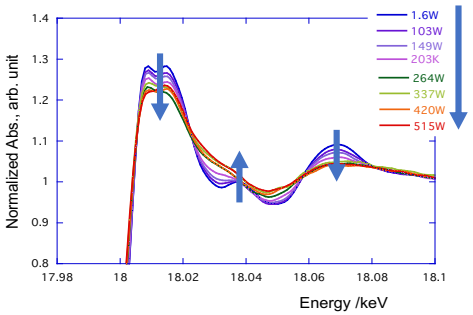


図 1　通電量（W）に対する XANES スペクトルの変化　*矢印は、温度の上昇方向を示す。

3. 結論及び考察

図 1 に通電量が 515W（3000K 超）までの Zr-K 吸収端による XANES スペクトルを示す。1*s*-4*p* による電子励起では、温度変化とともに電子状態の変化が読み取れる。

参考文献

[1] E. R. Andrievskaya, 'Phase equilibria in the refractory oxide systems of zirconia, hafnia and yttria with rare-earth oxides' *J. Eur. Ceram. Soc.* **28**, 2363 (2008).

---

*Tsuyoshi Yaita[1], Tohru Kobayashi[1], Hajime Tanida[1], Kenji Konashi[2], Yuji Arita[3], Keisuke Niino[3], Hiromichi Watanabe[4], Kyoichi Morimoto[1], Kazuki Mori[5], Nobuhiko Kato[5]
[1]JAEA, [2] Tohoku Univ., [3] Fukui Univ., [4] AIST, [5] CTC

本研究発表は文部科学省　原子力システム研究開発事業「人工知能(AI)技術を取り入れた核燃料開発研究の加速」の助成を受けたものです。

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 501-1 Basic Properties

[1E10-11] Glove Material

Chair:Tsuyoshi Yaita(JAEA)

Wed. Sep 7, 2022 5:00 PM - 5:30 PM Room E (E1 Bildg.2F No.24)

[1E10] Feasibility investigation on gloves with self-repairing function

*Tomoomi Segawa[1], Koichi Kawaguchi[1], Katsunori Ishii[1], Takayoshi Makino[1] （1. JAEA）

5:00 PM - 5:15 PM

[1E11] Feasibility investigation on gloves with self-repairing function

*Koichi Kawaguchi[1], Katsunori Ishii[1], Tomoomi Segawa[1], Takayoshi Makino[1] （1. JAEA）

5:15 PM - 5:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

自己修復機能を有するグローブの実現性検討
（1）ハイブリッド材料の概要と試作

Feasibility investigation on gloves with self-repairing function
(1) Outline and trial fabrication of hybrid materials

*瀬川 智臣[1]，川口 浩一[1]，石井 克典[1]，牧野 崇義[1]
[1]日本原子力研究開発機構（JAEA）

自己修復機能を有するグローブの実現性検討として，グローブボックスで使用されるグローブやビニルバッグの素材と自己修復性エラストマーから成るハイブリッド材料の概要及び試作試験結果について報告する．
キーワード：自己修復性エラストマー，ハイパロンゴム，ポリ塩化ビニル，ハイブリッド材料，MOX 粉末

1. 緒言

原子力機構では，革新的な燃料製造技術開発技術として，自己修復機能を有するグローブの実現性の検討を行っている．自己修復機能をグローブに付与するため，図 1 に示すようなハイブリッド積層材料及びハイブリッド混合材料を検討している．

本件では，シリーズ発表の 1 件目として，各ハイブリッド材料の概要と試作試験結果について報告する．

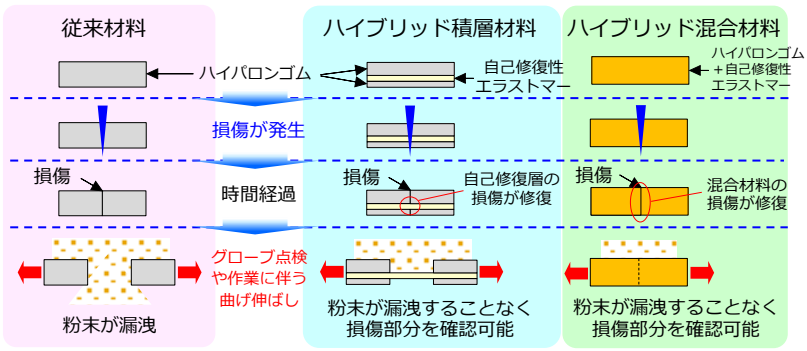
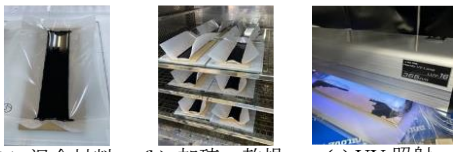


図 1 自己修復性ハイブリッド材料による MOX 粉末漏洩防止の概念

2. 試験方法

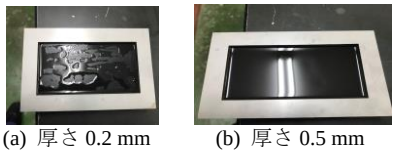
ハイブリッド積層材料の試作試験においては，厚さ 1.0 mm のハイパロンゴムを SUS 板及び型枠で挟み固定後，自己修復性エラストマー（ユシロ化学工業製ウィザードエラストマー）のモノマーを流し込み，紫外線（UV）を 2 時間照射し硬化処理を行った．また，ビニルバッグへの適用性を検討するため，ハイパロンゴムの代わりにポリ塩化ビニルを用いて同様の試験を実施した．

ハイブリッド混合材料の試作試験手順を図 2 に示す．ハイパロンゴムのキシレン溶解液と自己修復性エラストマーモノマーを混合撹拌後，混合材料を縦 200 mm，横 50 mm の型枠に流し込み，加硫・乾燥処理後，UV 照射による硬化処理を行った．


(a) 混合材料　(b) 加硫・乾燥　(c) UV 照射
図 2 ハイブリッド混合材料の試作手順

3. 試験結果

ハイブリッド積層材料試作におけるモノマー塗布時の外観を図 3 に示す．ハイパロンゴムの膨潤やハイパロンゴムがモノマーを弾く傾向が見られたため，ハイパロゴムを金属板に固定するとともに，モノマーを 0.5 mm の厚さで塗布することにより，ハイパロンゴムとポリ塩化ビニルの両方でシート状の積層物を得ることができた．


(a) 厚さ 0.2 mm　(b) 厚さ 0.5 mm
図 3 ハイパロンゴム上へのモノマー塗布

また，ハイブリッド混合材料の試作試験においては，UV 照射により混合材料が硬化していることが確認でき，ハイパロンゴムと自己修復性エラストマーから成るシート状の混合材料の作製に成功した．

4. 結論

ハイブリッド積層材料とハイブリッド混合材料の両概念について，シート状のサンプルの作製が可能であることを確認することができた．ハイブリッド積層材料に関しては，ハイパロンゴムに対する自己修復性エラストマーモノマーの濡れ性の改善が必要と考えられる．ハイブリッド混合材料に関しては，ハイパロンゴムに添加されている黒鉛が UV を吸収し自己修復性エラストマーの重合を妨げる可能性が考えられる．

Tomoomi Segawa[1], Koichi Kawaguchi[1], Katsunori Ishii[1] and Takayoshi Makino[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

自己修復機能を有するグローブの実現性検討

(2) ハイブリッド材料の特性評価

Feasibility investigation on gloves with self-repairing function
(2) Evaluation on properties of hybrid materials

*川口 浩一[1]，石井 克典[1]，瀬川 智臣[1]，牧野 崇義[1]
[1]日本原子力研究開発機構

自己修復機能を有するグローブの実現性検討として，現行のグローブやビニルバッグの素材と自己修復エラストマーから成るハイブリッド材料について，引張強度や自己修復性等の材料特性を評価した。
キーワード：自己修復，グローブ，ビニルバッグ，MOX 燃料，引張強度，突刺し強度

1. 緒言

既存のグローブ材料等と自己修復エラストマーとからなるハイブリッド材料について、材料特性および自己修復特性を評価した結果について報告する。

2. 試験方法

ハイブリッド積層材料について，厚み測定後に，3 号ダンベル型試験片を用いて引張強度試験，φ50 mm の試験片を用いて突刺し抵抗試験，ならびに幅 10 mm の試験片を用いて自己修復性能評価試験を実施した。機械強度の比較対象として厚さ 1.0 mm のハイパロンゴムならびに厚さ 0.5 mm および 1.0 mm の PVC を用いた。ハイブリッド混合材料については，幅 50 mm の試験片を用いて引張強度試験及び自己修復性能評価試験を実施した。

3. 試験結果

ハイブリッド積層材料の各層の厚さは，ハイパロン系がゴム層 1.0 mm および自己修復層 0.38 mm，ポリ塩化ビニル（PVC）系が PVC 層 0.5 mm および自己修復層 0.37 mm であった。ハイパロン系の引張試験結果を図 1 に示す。自己修復層無しのハイパロンゴムと同等の引張荷重および伸びでゴム層が破断し，次いで自己修復層がゴム層のおよそ 2 倍の伸びを示して破断した。一方，PVC 系は，自己修復層無しの PVC と同等の伸びと引張荷重において，PVC 層と自己修復層が同時に破断した。突刺し抵抗試験では，積層材料は基盤材料よりもやや高い突刺し抵抗値を示した。また，ハイパロン系では切断面の再接触後 15 分程度で修復の開始が確認されるのに対して，PVC 系では 8 時間経過しても有意な修復は認められなかった。PVC を基盤材料としてその上で硬化させた自己修復層は，基盤材料からの影響で引張特性および自己修復特性が劣化していると考えられる。

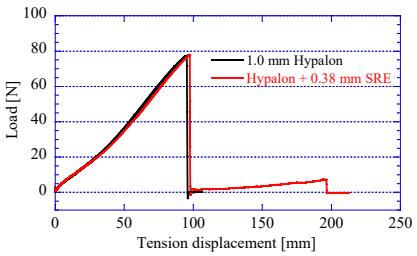


図 1. ハイパロン系の引張試験結果

ハイブリッド混合材料について，引張強度は自己修復エラストマーの添加率の増加とともに低下する傾向が見られた。また，破断時の伸び率は，自己修復性エラストマーの重量添加率が 0～40 %の範囲で，添加率の増加に伴って減少した。さらに，引張試験後の破断面を再接触させたが，自己修復効果は見られなかった。ハイパロンゴムとの混合により，断面接合時に自己修復性エラストマー分子同士が接触できないことや，ハイパロンゴムに添加された黒鉛が UV の透過を妨げて自己修復性エラストマーの重合が不十分であること等が考えられる。

3. 結論

自己修復機能を有するグローブ等を作成するためのハイブリッド材料試作品について特性評価を行った。

ハイブリッド積層材料のうちハイパロン系については，ゴム層の強度を損なうことなく十分な修復速度を有していた。また，ゴム層破断後も自己修復層が大きな伸びを示し，限られた変位において開口損傷しにくいことが期待できる。一方 PVC 系では PVC 層の機械的特性への有意な悪影響は見られなかったものの，自己修復層は期待される性能を示さなかった。基盤材料と自己修復材料の組み合わせが重要である。ハイブリッド混合材料については自己修復性が見られなかった。自己修復エラストマー添加率の増加や，ゴムへの添加剤の見直しが必要である。

* Koichi Kawaguchi[1], Katsunori Ishii[1], Tomoomi Segawa[1] and Takayoshi Makino[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

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

[1F01-04] Multi-physics Simulation 1

Chair:Yoritaka Iwata(Kansai Univ.)

Wed. Sep 7, 2022 10:45 AM - 11:55 AM Room F (E1 Bildg.3F No.31)

[1F01] Development of a cladding burst model under the loss of coolant accident conditions in a spent fuel pool

*Kenta Inagaki[1], Kinya Nakamura[1], Atsushi Ui[1] (1. CRIEPI)

10:45 AM - 11:00 AM

[1F02] A development of Multi-Physics Burnup Analysis System

*Motomu Suzuki[1], Kenta Inagaki[1], Shunsuke Sato[1], Shoichi Kitajima[1] (1. CRIEPI)

11:00 AM - 11:15 AM

[1F03] Numerical investigation of bubble transfer in additive manufacturing technology by a multiphase particle method

*Guangtao Duan[1], Mikio Sakai[1] (1. The University of Tokyo)

11:15 AM - 11:30 AM

[1F04] Development of Advanced Neutronics/Thermal-Hydraulics Coupling Simulation System

*Tomohiro Kamiya[1], Ayako Ono[1], Kenichi Tada[1], Hiroshi Akie[1], Yasunobu Nagaya[1], Hiroyuki Yoshida[1] (1. JAEA)

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

使用済燃料プールの冷却材喪失事故時の被覆管破裂予測モデルの開発

Development of a cladding burst model under the loss of coolant accident conditions in a spent fuel pool

*稲垣 健太[1]，中村 勤也[1]，宇井 淳[1]

[1]電中研

使用済燃料プールで冷却材喪失事故が発生した場合の被覆管の変形を評価し、被覆管破裂のタイミングを予測するモデルを開発した。試験データとの比較によりモデルで予測した破損時の温度は試験データとよく一致することを確認した。

キーワード：使用済燃料プール、冷却材喪失事故、被覆管、破裂、数値モデル

1. 緒言　使用済燃料プール(SFP)で冷却材喪失事故(LOCA)が発生した場合、崩壊熱などにより燃料被覆管が加熱されて破裂し、燃料ペレットと被覆管の間に蓄積された核分裂生成ガスが建屋内に放出される可能性がある。SFP の事故進展挙動を正しく把握する観点から、被覆管破裂のタイミングを正しく予測することが必要である。既往の被覆管破裂モデルは炉内で発生する LOCA を対象としたものであり、SFP-LOCA においては燃料の温度上昇速度が遅いなど炉内とは条件が異なるため、既往モデルをそのまま適用できない。

2. 手法　被覆管の初期形状および最高温部の被覆管温度と燃料棒内圧の時刻歴を入力とし、被覆管の変形(内径、肉厚)と周方向応力を逐次的に評価し、周方向応力が閾値を超えたときに被覆管の破裂発生と判定する、被覆管破裂予測モデルを開発した。クリープひずみの蓄積量評価について、被覆管材(Zry-4 or Zry-2)、温度、周方向応力によって領域を分割し、それぞれの領域で経験的に得られた異なるクリープひずみ速度評価式を用いることで、被覆管の変形を精度よく評価することを可能とした。破裂時の応力閾値は中村らが実施した被覆管破裂試験[1]から得られた破裂時の応力データを内挿して温度の関数として定式化したものを用いた。

3. 結果　燃料棒の初期内圧を 2–8MPa とした未照射の Zry-4 および Zry-2 の管サンプルを 0.0004–0.04 K/s で昇温し破裂させる被覆管破裂試験[1]を対象として開発したモデルの妥当性を確認した。モデルで評価された周方向応力の時刻歴を図 1 に示す。おおよそ 900K で周方向応力が増大し、破裂応力閾値を超える結果となった。Zry-4 と Zry-2 の両方について、モデルによる破裂温度予測値と試験結果はよく一致した(図 2)ことから、本モデルの妥当性が確認された。

4. 結言　SFP で LOCA が発生した場合の被覆管破裂温度を精度よく予測するモデルを開発した。本モデルは未照射材を対象としたものであり、今後実機の使用済燃料への適用を可能とするために水素吸収、酸化膜、照射損傷の影響を考慮したモデルの拡張を行う。

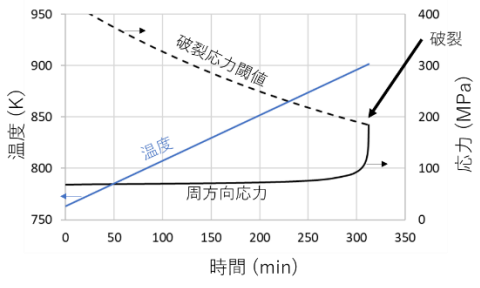


図 1　Zry-4 管サンプルの破裂試験時（内圧 8MPa，昇温速度 0.004K/s）の周方向応力のモデルによる評価値

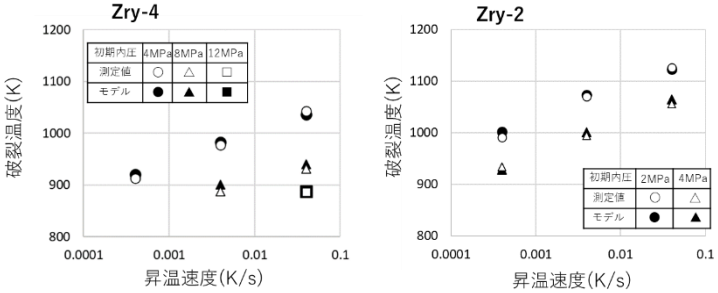


図 2　被覆管破裂温度の試験結果と開発したモデルによる予測値の比較

参考文献　[1] K. Nakamura, Top Fuel 2019.

*Kenta Inagaki[1], Kinya Nakamura[1], Atsushi Ui[1]

[1]CRIEPI

マルチフィジックス燃焼計算システムの開発
（4）熱水力計算機能の整備

A development of Multi-Physics Burnup Analysis System
(4) Implementation of Thermal-Hydraulics Calculation Function

*鈴木 求[1]，稲垣 健太[1]，佐藤 駿介[1]，北島 庄一[1]
[1]電中研

複数集合体体系や全炉心体系を対象とする大規模燃焼計算や核熱結合計算等を行うための燃焼計算システムの開発を進めている。本報では熱水力計算機能の整備および検証について報告する。

キーワード：燃焼計算、熱水力計算、核-熱結合計算、COMPASS、FEMAXI、FRAPCON

1. 緒言　電中研では燃焼に伴う燃料組成変化、出力分布変化、燃料及び冷却材の温度変化、燃料の照射変形等を取り扱うことができるマルチフィジックス燃焼計算を実現することを目指し、複数集合体体系および全炉心体系を対象にした効率的な大規模燃焼計算や、熱水力計算などとの結合計算を実施できる燃焼計算システム COMPASS の開発を進めている[1-3]。前報までは、燃焼計算システムの基幹となる燃焼計算モジュール及び核計算モジュールを整備し、それらの機能の検証を進めてきた。本報告では燃料棒の温度分布を計算するための熱水力計算機能の整備および検証について報告する。

2. 熱水力計算機能の整備　マルチフィジックス燃焼計算における熱水力計算では、燃焼による燃料組成変化に対して影響の大きい燃料ペレット内の温度分布、冷却材温度及び密度を計算し、適切に核計算に反映する必要がある。そこで、軽水炉の燃料挙動解析コード FEMAXI[4], FRAPCON[5]の計算モデルを参考に、1 次元の燃料棒熱水力計算機能を実装した。また、COMPASS システムでは核計算や熱水力計算等において幾何形状等の情報を統一的に利用する形式を採用している。本報の熱水力計算機能の実装に合わせて、整備済みの核計算機能との連携が可能となるように、制御モジュール及び核計算モジュールの機能についても改良を加えた。

3. 検証計算　整備した熱水力計算機能について、FEMAXI, FRAPCON の計算結果と比較することで検証を実施した。ここでは、燃料ペレット内の発熱密度を入力条件とし、燃焼に伴うペレット・被覆管の機械的変形による影響を無視するために、未燃焼状態を対象とした。計算例として、COMPASS と FRAPCON を用いて計算した PWR 燃料棒の燃料、被覆管、冷却材温度分布の結果を図 1 に示す。COMPASS の結果は燃料中心、燃料表面、被覆管表面、冷却材温度のいずれにおいても FRAPCON と同程度の結果が得られており、熱水力計算が適切に機能していることが確認できた。

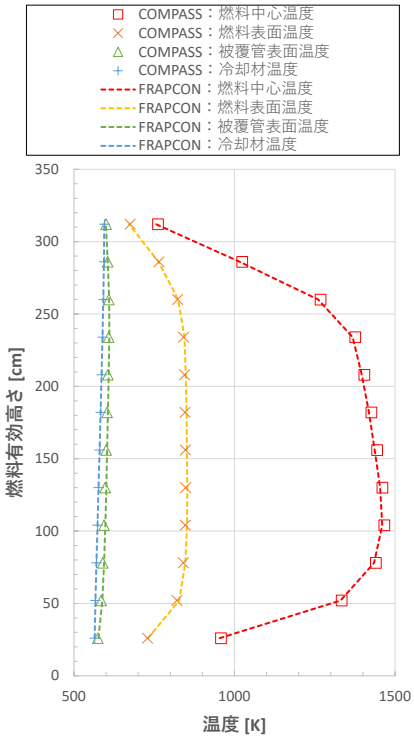


図 1　COMPASS と FRAPCON で計算した燃料中心、燃料表面、被覆管表面、冷却材温度（PWR 燃料棒ケース）

4. 結言　マルチフィジックス燃焼計算システムの構築のために、燃料棒を対象とした 1 次元熱水力計算機能を整備した。整備した機能の検証として、FEMAXI, FRAPCON の計算結果と比較することにより、燃料棒を対象とした熱水力計算が適切に機能していることを確認した。

参考文献　[1] 2021 年春 1B04, [2,3] 2022 年春 2D03, 2D04, [4] JAEA-Data/Code2013-014, [5] NUREG/CR-7022

*Motomu Suzuki[1], Kenta Inagaki[1], Shunsuke Sato[1], Shoichi Kitajima[1]
[1]CRIEPI

Numerical investigation of bubble transfer in additive manufacturing technology by a multiphase particle method

*Guangtao Duan and Mikio Sakai
The Univ. of Tokyo

Abstract

The bubble transfer from the powder bed to the melt pool in additive manufacturing is investigated by coupling the moving particle semi-implicit (MPS) method and the discrete element method (DEM). It is found that bubble radius and laser beam shapes could significantly affect the bubble entrapment behaviors in the melt pool.

Keywords: MPS method, Multiphase flow, Bubbles; DEM; Additive manufacturing

1. Introduction

Additive manufacturing (AM) is a new technology with rapid progress, and its applications in nuclear engineering are increasing fast. The parts by fabricated AM face the high-porosity problem, which may be due to the porosity in the powder feedstock. This study investigates the transfer of the bubbles from the granules into the melt pool.

2. Numerical methods

An improved moving particle semi-implicit (MPS) method [1] is employed to simulate the melt-pool dynamics. The surface tension, Marangoni effect, recoil pressure due to fast vaporization, granule melting, and laser heat source, are implemented in the simulations. The consistent MPS schemes are used to discretize the governing equation.

The bubble dynamic is simulated by the discrete element method (DEM). The drag, buoyance, lift, thermocapillary force [2], and the added-mass effect are considered for the bubble motion. The influence of the melt flow on bubble dynamics is only considered in this study. Initially, frozen bubbles were seeded inside the granules and the substrate. When the nearby solid was fully melted, the bubble was activated and began to move.

3. Simulations and discussion

The influence of bubble radii (i.e., 1, 2, 5, 10 μm) on entrapment was investigated. Most activated bubbles were discharged at the main depression region due to the large thermocapillary force [2]. It is found that the trapped ratio of bubbles increased significantly as the bubble size decreased, due to the increasing drag force.

The influence of round, horizontal-oval, and transverse-oval laser-beam shapes on the bubble entrapment was discussed. It is found that the horizontal-oval laser beam generated the lowest trapped ratio of bubbles. This happened because the bubbles had longer pathway to be discharged when the horizontal oval laser beam was used.

4. Conclusions

The bubble behaviors inside the melt pool in additive manufacturing were investigated by coupling the MPS and DEM methods. It is found that (1) the bubble entrapment happened more frequently as the bubble size decreased; (2) the horizontal oval laser beam produced lower trapped ratio of bubbles compared the round laser beam.

5. Acknowledgement

This research was supported by the MEXT Quantum Leap Flagship Program (MEXT Q-LEAP) under Grant No. JPMXS0118067246.

References

[1] Duan G, & Sakai M., An enhanced semi-implicit particle method for simulating the flow of droplets with free surfaces, Comput. Methods Appl. Mech. Eng. 389 (2022) 114338.

[2] Hojjatzadeh S.M.H. et al., Pore elimination mechanisms during 3D printing of metals, Nat. Commun. 10 (2019) 1–8.

先進的核熱連成シミュレーションシステムの開発
（5）マルチフィジックスシミュレーション用プラットフォーム JAMPAN の開発

Development of Advanced Neutronics/Thermal-Hydraulics Coupling Simulation System

(5) Development of a Platform JAMPAN for Multiphysics Simulation

*神谷 朋宏[1]，小野 綾子[1]，多田 健一[1]，秋江 拓志[1]，長家 康展[1]，吉田 啓之[1]

[1] JAEA

JAEA では、先進的核熱連成シミュレーションを実現するために、高い拡張性およびモジュール性を有するマルチフィジックスシミュレーション用プラットフォーム JAMPAN を開発中である。本報告では、JAMPAN の概要と、それを用いた MVP と JUPITER による核熱連成シミュレーションの例について報告する。

キーワード：JAMPAN, 核熱連成シミュレーション, MVP, JUPITER

1. JAMPAN の概要

JAEA では、核熱連成シミュレーションの実現に向けて、マルチフィジックス用プラットフォーム JAEA Advanced Multi-Physics Analysis platform for Nuclear systems (JAMPAN)の開発を 2021 年より開始した。原子炉内では、中性子輸送、熱流動などの様々な物理現象が影響を及ぼしあっている。さらに、原子炉の解析や設計では、単一集合体、全炉心のように対象によってスケールが大きく異なる。したがって、JAMPAN には、異なる物理現象や異なるスケールを対象とした独立コード（MVP、JUPITER など）を効率的に連成させるために、高い拡張性およびモジュール性が求められる。

JAMPAN は、高い拡張性及びモジュール性を有するように、データコンテナとそれに着脱可能な物理コンポーネントから構成される。図 1 に JAMPAN の概略図を示す。JAMPAN では、独立コードが各物理現象に対応した物理コンポーネントに接続され、各独立コード間のデータのやり取りがデータコンテナを介して行われる。中性子輸送、熱流動などの様々な物理現象の連成を実施するために、物理コンポーネントはデータコンテナに自由に着脱できる。物理コンポーネントの役割は、独立コードの入力を作成すること、独立コードの出力を読み取りデータコンテナへ格納することである。入力作成および出力読取は、独立コードに依存しない共通モジュールと、各独立コードに対応した専用モジュールによって行われる。共通モジュールを持つことで、独立コードの置き換えや追加は専用モジュールを実装するだけで実現できる。

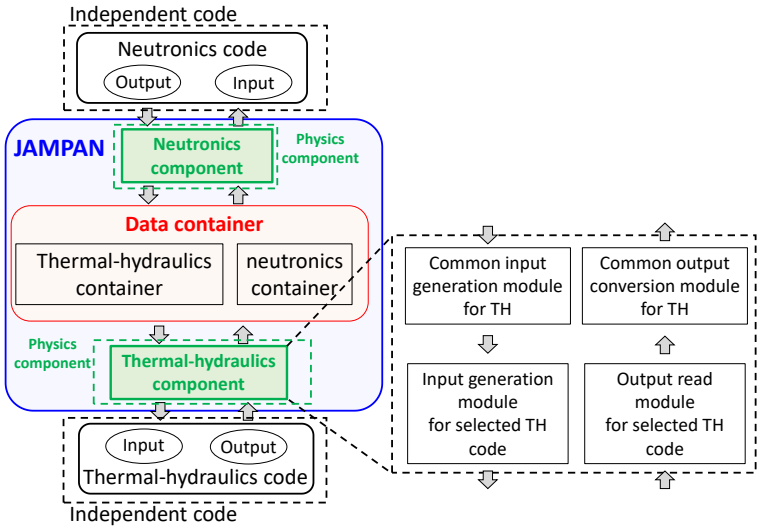


図 1　JAMPAN の概略図

2. 核熱連成シミュレーション例

JAMPAN を用いた MVP/JUPITER の核熱連成シミュレーションの例として、4×4 燃料棒体系での解析を行った。その結果、JAMPAN による核熱連成シミュレーションにより、複雑な気液二相流挙動を反映した出力分布が得られることを確認した。

謝辞

本研究成果は、日本原子力研究開発機構のスーパーコンピュータ「HPE SGI8600」を利用して得られたものである。

*Tomohiro Kamiya[1], Ayako Ono[1], Kenichi Tada[1], Hiroshi Akie[1], Yasunobu Nagaya[1], Hiroyuki Yoshida[1]

[1]JAEA.

General Meeting

[1F_GM] The 32nd General Meeting of Computational Science and Engineering Division

Wed. Sep 7, 2022 12:05 PM - 12:55 PM Room F (E1 Bildg.3F No.31)

[1F_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Wed. Sep 7, 2022 12:05 PM - 12:55 PM Room F)

[1F_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

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

[1F_PL] Application of Reduced Order Model in digital technology

Chair: Masaaki Suzuki (Chukyo Univ.)

Wed. Sep 7, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room F (E1 Bildg.3F No.31)

[1F_PL01] Application of reduced order model in structural analysis to data assimilation

*Soma Watabiki[1], Atsuki Oba[1] (1. KKE)

[1F_PL02] Pattern extraction from large scale plasma turbulence simulation data with Principal Component Analysis

*Yuuichi Asahi[1] (1. JAEA)

[1F_PL03] Application examples of Reduced Order Model to reactor physics calculation

*Tomohiro Endo[1] (1. Nagoya Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

2022年秋の大会

計算科学技術部会セッション

デジタル技術における縮約モデル
Application of Reduced Order Model in digital technology

（1）構造解析における縮約モデルのデータ同化への応用

(1) Application of reduced order model in structural analysis to data assimilation

*綿引 壮真[1]，大峡 充己[1]
[1]構造計画研究所

1. はじめに

近年、多くの分野でデジタルツイン、CPS、BIM などのデジタル空間と現実世界の情報を融合する試みが加速している。一方で、デジタル空間と現実世界の間に存在するギャップを埋める方法論は未だ確立していないことから、これらのシステムを重要な意思決定に適用するにはまだ多くの課題がある。また、センシング技術の発展により多くの観測情報がリアルタイムに得られるようになってきているが、観測可能な情報には物理的・経済的な限界がある。さらに、将来の状態を予測するためには何かしらの予測モデルが必要となる。近年では、データから直接予測モデルを構成する機械学習技術が盛んに用いられるようになってきている。しかし、現象をブラックボックスとしてモデル化する機械学習技術は、物理的解釈や信頼性の担保、適切な学習データセットの準備などまだ多くの課題がある。データ同化は、力学などの物理法則に基づく数値シミュレーションに対し観測データを融合することで、高精度に現象やパラメータを推定・予測する技術である。物理法則に基づくシミュレーションをベースとしているため、推定結果に対する物理的な解釈が可能であり、観測データは必ずしも時空間的に密である必要はないという点で機械学習に対して優位である。このデータ同化技術は特に数値気象予報分野で発展してきた方法論であるが、気象以外のさまざまな分野のシミュレーションに対しても適用することが可能であり、近年では工学分野への適用にも広がりを見せている。しかし、計算機環境に制約のある現場で比較的規模の大きなモデルに対してリアルタイムにデータ同化を適用するには計算コストの高さが課題となり、コストの高い数値シミュレーションを代替するような縮約モデル(Reduced Order Model, ROM)を用いた計算コストの削減に需要が高まっている。本講演では、特に構造解析分野におけるデータ駆動型手法に基づく縮約モデルのデータ同化技術への応用に関する取り組みを紹介する。

2. リアルタイムデータ同化システム

2-1. データ同化アルゴリズム

データ同化とは、数値シミュレーションにおける初期・境界条件、モデルパラメータなどの不確かな要素を、観測値を用いて修正する数理統計手法である。データ同化のアルゴリズムは、逐次型と非逐次型に大別することができる。逐次型アルゴリズムは、ある観測データを逐次的に取り込み、その都度シミュレーションのパラメータを更新する。逐次型アルゴリズムとしては、Ensemble Kalman Filter (EnKF) [1)]や Particle Filter (PF)がその代表例として挙げられる。非逐次型アルゴリズムは、ある有限時間区間の観測データをまとめて取り込み、その区間の観測データを良く再現するような初期状態を推定する。非逐次型アルゴリズムは、四次元変分法や Ensemble Smoother (ES) [2)]、Ensemble Smoother with Multiple Data Assimilation (ES-MDA) [3)]が代表例として挙げられる。本講演では、逐次的に状態を推定することができ、シミュレーションモデルとして商用ソフトウェアなどの汎用コードを非侵襲で利用することができる EnKF に着目する。

2-2. データ駆動型縮約モデリング

データ駆動型縮約モデリングは、方程式を陽に用いることなくシミュレーションの入力と結果等のデータセットから直接、入出力の間にある関係性を縮約したモデルを作成する技術である。本講演では、特に固有直交分解 (Proper Orthogonal Decomposition, POD) を用いた縮約モデルを利用した例を紹介する。POD では、モデルパラメータを変更したいくつかのシミュレーション結果を各列に並べた行列を特異値分解することでモード分解し、支配的な空間構造を抽出することで次元を縮約する [4)]。さらに、放射状基底関数 (Radial Basis

Function, RBF) 補間を用いて、入力と各モード係数をシームレスに対応させる補間関数を作成することで、入力値に対して高速に結果を出力する POD-RBF による縮約モデルを構築することができる [5]。

2-3. デジタル画像相関法

デジタル画像相関法 (Digital Image Correlation, DIC) は画像解析を用いて物体の変位やひずみを非接触で計測する技術である [6]。計測対象箇所にパターン追跡のための模様を塗料やシールなどを用いて付与しておき、カメラで撮影した画像を画像解析することでパターンの変化を物理量に変換する。対象に応じてカメラやレンズ、照明を変更することで、移動体や振動する物体、大変形や破壊などの多様な現象を計測することができる。また、速度や加速度、ひずみ速度や主ひずみなど、一つの計測システムから同期した複数の物理量を同時に面的に取得することができる。DIC を利用することで、データ同化に多くの計測データを取り込むことができることから、データ同化システムの構成自由度や推定精度を向上させることができる

2-4. データ同化システムの例

構造解析の縮約モデルを用いたリアルタイムデータ同化システムの例を図 1 に示す。対象物の計測箇所に画像計測のためのパターンを塗布し、カメラで撮影した画像を DIC で分析することで、表面の変位およびひずみを逐次取得する。図の例ではフォースゲージで入力荷重を取得可能な状況を示しているが、目的に応じて様々なセンサデータを組み合わせて利用できる。事前にパラメータ・入力を変化させた複数の解析結果を用いて POD-RBF による ROM を事前に構築しておき、この ROM と観測データをデータ同化に利用することで、リアルタイムに構造解析モデルのパラメータ推定と、この推定結果のパラメータを用いた予測が可能である。図 1 のシステムでは、データ同化アルゴリズムとして逐次型の EnKF、ROM の構築には POD-RBF を利用し、構造解析のデータセット作成には並列非線形 FEM 構造解析プログラム FrontISTR [7]を利用した。

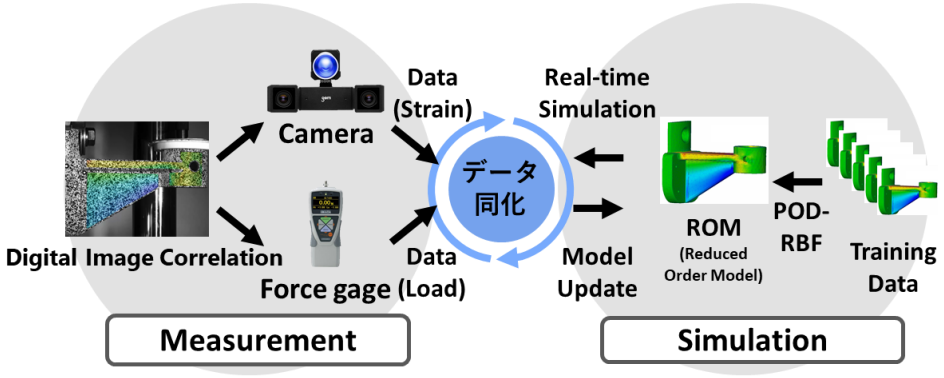


図 1 構造解析モデルの縮約モデルを用いたリアルタイムデータ同化システムの例

参考文献

1) Evensen, G., *The Ensemble Kalman Filter: Theoretical Formulation and Practical Implementation*., Ocean Dynamics 53 (4), pp. 343-367., (2003).

2) van Leeuwen, P. J., Evensen, G., *Data assimilation and inverse methods in terms of a probabilistic formulation*., Monthly Weather Review 124, pp. 2898-2913., (1996).

3) Emerick, A.A., Reynolds, A.C., *Ensemble smoother with multiple data assimilation*, Comput. Geosci Computers & Geosciences 55 (June): pp. 3-15., (2012).

4) Sirovich, L., *Turbulence and the Dynamics of Coherent Structures. I - Coherent Structures*, Quarterly of Applied Mathematics, Vol. 45, No. 3, pp. 561-571, (1987).

5) Ostrowski, Z., R. A. Białecki, and A. J. Kassab., *Solving Inverse Heat Conduction Problems Using Trained POD-RBF Network Inverse Method*., Inverse Problems in Science & Engineering 16 (1), pp. 39-54, (2008).

6) Sutton, M. A., J. J. Orteu, and H. Schreier., *Image Correlation for Shape, Motion and Deformation Measurements: Basic Concepts, Theory and Applications*, Springer, (2009).

7) 一般社団法人 FrontISTR Commons, “FrontISTR”, 2022 July 13, [Japanese], https://www.frontistr.com/, (cited 2022 August 4).

*Soma Watahiki[1] and Atsuki Oba[2]

[1] Kozo Keikaku Engineering Inc.

2022年秋の大会

計算科学技術部会セッション

デジタル技術における縮約モデル
Application of Reduced Order Model in digital technology

（2）大規模核融合プラズマ乱流シミュレーションデータの主成分分析

(2) Pattern extraction from large scale plasma turbulence simulation data with Principal Component Analysis

*朝比　祐一[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

磁場閉じ込め核融合装置の炉心プラズマの閉じ込め性能は乱流輸送によって支配される。高温の炉心プラズマは無衝突性を有するため、非 Maxwell 的な速度分布を示す。そのため、乱流輸送の予測には、第一原理的シミュレーションであるジャイロ運動論的シミュレーションが実験、理論解析問わず幅広く利用される。計算は空間 3 次元、速度 2 次元、時間 1 次元の合計 6 次元空間内で行われ、膨大なシミュレーションデータが生成される 。従来研究では、3 次元空間の流体モーメントなどにおけるパターン形成と乱流輸送との関連性が議論されて来たが、高速粒子研究などからは位相空間内で形成されるパターンと突発的な輸送現象との関連性が示唆されている。しかし 5 次元乱流シミュレーションにおいては、データの大規模性かつ高次元性ゆえどのようなパターンが輸送へ寄与しているか調べるのは困難であった。

本研究では、主成分分析(PCA)による次元削減によって頻出する位相空間内構造の抽出を行った。図 1 は、PCA によって空間 3 次元（径方向r、ポロイダル方向θ、トロイダル方向φ)、速度 2 次元 $(v_\parallel, w)$それぞれ磁力線平行方向、垂直方向速度と対応)、時間 1 次元の合計 6 次元の揺動分布関数時系列データから抽出した位相空間$(\varphi, v_\parallel, w)$3 次元の基底の$w=0$ 断面を 16 主成分まで示す。成分 1，2，13，14，15 などはφ 方向に有限の波数を持ち、$v_\parallel$方向に対称なバルーニングモードと呼ばれる成分であるとわかった。これらと対応する空間係数(空間 2 次元、時間 1 次元)は、磁場強度分布やバルーニングモードなどプラズマ物理でよく知られた構造と対応していることが明らかとなった。本手法では、可視化困難であった 5 次元の時系列データが、各主成分について 3 次元位相空間構造と 3 次元時空間（空間 2 次元、時間 1 次元）構造が同時に得られていることに注意されたい。

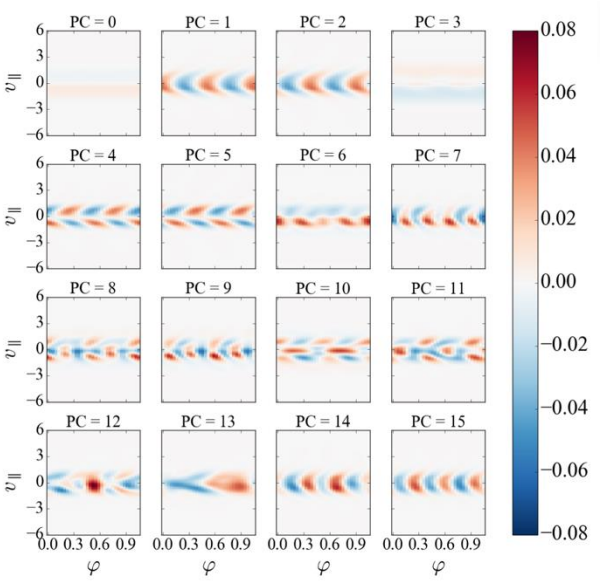


図 1：3 次元位相空間基底の$w=0$ 断面。横軸はトロイダル方向φ、縦軸は磁力線平行速度方向$v_\parallel$となる。図上の数字は何番目の主成分かを示す。

講演では、この手法により 10^{12} 程度から 3×10^{9} 程度まで自由度を削減しつつ、データの分散を 83%程度表現できることを示す。また、圧縮したデータから主成分ごとの熱輸送を計算し、どの主成分（つまり位相空間構造）が突発的な熱輸送へ寄与しているかを示す。

*Yuuichi Asahi[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

2022年秋の大会

計算科学技術部会セッション

デジタル技術における縮約モデル
Application of Reduced Order Model in digital technology

（3）炉物理計算に対する ROM の適用例

(3) Application Examples of Reduced Order Model to Reactor Physics Calculation

*遠藤 知弘[1]
[1]名古屋大学

1. 緒言

炉物理分野では、ボルツマン輸送方程式に基づくことで体系内を飛び交う中性子の集団的な挙動をモデル化し、中性子実効増倍率k_{eff}や体系内の中性子束(核分裂反応率)の空間分布といった炉心特性を数値計算により予測する。炉物理分野における中性子輸送計算手法のうち、最も正確度の高い数値解法として「連続エネルギーモンテカルロ計算」が挙げられる。ただし、モンテカルロ計算は乱数を利用した確率論的な手法であるため、統計精度が良い数値解を得るためには、極めて多数の中性子を追跡するような高コストな計算を実施せねばならない。また、例えば、実機原子炉の数値解析を燃料ペレット単位で詳細に計算しようと試みた場合、扱うべき情報量のビッグデータ化に加え、対象領域が微細になるほど統計精度が悪化する(領域を通過/領域内で衝突する中性子の頻度が減少する)といった課題にも直面することになる。すなわち、現状の計算機性能をもってしても、実機原子炉を対象とした「連続エネルギーモンテカルロ計算」を用いた詳細な数値解析は、極めて挑戦的な計算とならざるを得ない。

さらに、炉物理計算の分野においては、(i)炉心に装荷する燃料集合体配置の最適化問題、(ii)感度解析(入力パラメータの変化が数値解析結果に与える影響の評価)、(iii)不確かさの定量評価(入力パラメータの不確かさ等に起因した数値解析結果の不確かさ評価)、(iv)データ同化(積分実験データ等の測定結果を融合させた、入力パラメータや数値解析結果の改善)といった取り組みもなされている。これらを実施する際には、高コストな数値解析を多数回実施することは実用的ではないため、低計算コストで実用的に許容される計算精度の数値解析手法の開発・実用化が強く望まれる。

炉物理分野では、その時点で利用可能な計算機性能に応じて、比較的精度良く高速に中性子輸送計算を実施するために、決定論的な数値解析手法(空間メッシュや中性子エネルギー・飛行方向を離散化、あるいは関数展開して数値解を得る手法)において、様々な工夫がなされてきた。このような過去に編み出されてきた工夫は、炉物理計算コードの開発を通じて研究者が培ってきた「工学的知見に基づいた縮約モデル(ROM)」と呼んでもよいかもしれない。本発表では、これまでに開発されてきた炉物理計算特有の「工学的知見に基づいた ROM」について概説を行う。さらに、近年、炉物理計算分野において研究開発が取り組まれている ROM として、我々の研究グループにおける研究事例について紹介を行う。

2. 工学的知見に基づいた ROM

炉物理計算で解くべきボルツマン輸送方程式は、位置$\vec{r}$、中性子エネルギーE、中性子飛行方向$\vec{\Omega}$、時刻tを変数とした角度中性子束$\psi(\vec{r},E,\vec{\Omega},t)$に関する微積分型方程式である。炉物理計算の特徴として、(a)空間的な非均質性(燃料棒、燃料集合体、炉心)、(b)対象とする中性子エネルギー範囲の広さ($\sim 10^{-5} < E < \sim 10^{6}$ eV)、(c)微視的核反応断面積の入射中性子エネルギー依存性(共鳴断面積、それによる中性子束エネルギースペクトル$\phi(E)$の歪み)、(d)角度中性子束の方向依存性(多峰性、不連続点)、(e)即発中性子寿命と遅発中性子先行核の平均寿命の時間スケールの違い、といった点が挙げられる。従って、各変数それぞれを極めて詳細に離散化(差分化)するような決定論的手法を考えた場合には、計算コストが高すぎて実用的な手法とはならない。このような難問を克服するため、偉大なる先人達は炉物理計算の特徴を巧みに捉え、以下で挙げるような「工学的知見に基づいた ROM」を編み出してきた[1]。

多段階計算：最終的に解きたい 3 次元炉心計算を特に工夫なく詳細に離散化した場合、その計算コストは極めて高くなる。そこで、炉心の幾何形状(燃料棒を格子状に並べた燃料集合体、複数の燃料集合体を配置した炉心)に注目し、①燃料棒単位の 1 次元 or2 次元セル計算→②2 次元集合体計算→③3 次元炉心計算といった形で、詳細条件で離散化しやすい小規模体系から、粗い条件で離散化した大規模体系へと、段階的に計算を実施する方法論が編み出された。ここで①→②、②→③の計算に移るにあたって「反応率保存」の原理に基づいて、空間均質化およびエネルギー群縮約した実効的な核反応断面積を評価することで、粗く離散化した空間メッシュ・エネルギー群でも精度良い解が得られるように工夫している。なお、②集合体計算において、③3 次元炉心計算で現れ得る様々な条件下のベース条件下での核種燃焼計算・ブランチ計算(減速材温度の変化・燃料温度の変化・制御棒有無など)を実施しておき、得られた結果に基づいて「炉心解析用の集合体断面積テーブル」を作成しておく。この断面積テーブルは、3 次元炉心計算において各燃料集合体の状態変化を忠実に計算する代わりに、低コストの定数テーブルで再現を試みようとするアプローチであり、炉物理分野における工学的な ROM の一例となっている。

等価原理に基づく共鳴計算：①セル計算では、「等価原理」と呼ばれる方法に基づくことで、非均質体系における燃料棒内の中性子束エネルギースペクトル$\phi(E)$を真面目に解く代わりに、その計算と等価な条件となるよう「背景断面積σ_{b}」を与えた簡易式(例：$\phi(E) \propto \left(\sigma_{\mathrm{t},r}(E)+\sigma_{\mathrm{b}}\right)^{-1}E^{-1}$)によって、断面積の共鳴核反応による$\phi(E)$の形状を極めて効率良く推定する方法論が編み出されている。これは計算機性能が低かった時代において、燃料棒内の核種組成や燃料棒セル配置の非均質性が$\phi(E)$に及ぼす効果を「背景断面積σ_{b}」というパラメータを介して縮約したモデルであり、偉大な先人達が考案した「共鳴計算に対する工学的な ROM」の先駆けであると言えるだろう。

拡散近似、SP_3 近似：③3 次元炉心計算において、角度中性子束の飛行方向依存性を考慮した「輸送計算」により数値解を得るには高い計算コストを要する。そこで炉物理計算分野では「拡散近似」が極めて効果的に活用されてきた。拡散近似は、中性子輸送方程式において角度中性子束$\psi(\vec{\Omega})=\psi(\theta,\varphi)$を直交関数(球面調和関数$Y_{lm}(\theta,\varphi)$)で展開し、$l=1$次までの成分までを考慮した ROM($P_1$ 方程式、$\psi(\vec{\Omega}) \approx \left(\phi+3\vec{J}\cdot\vec{\Omega}\right)/4\pi$)に基づいて導出することができる。直交関数展開に基づいた ROM の場合、展開次数l,mを多くすることで更なる計算精度向上が見込めるものの、計算コストは高くならざるを得ない。そこで炉物理計算分野では、計算精度と計算コストの両立を図った高度な ROM として、$l=3$次までの角度中性子束展開係数のうち一部のみを考慮した Simplified P_3(SP_3)近似といった巧妙な方法も編み出されており、3 次元 pin-by-pin 炉心計算コードにおいて活用されている。

近代ノード法：③3 次元炉心計算では、計算コストを低減しつつ、粗い空間メッシュ(ノード)分割でも離散化誤差を低減できるような数値計算手法として、近代ノード法と呼ばれる一種の ROM が開発され活用されている。近代ノード法では、例えば、粗い空間メッシュ内における中性子束空間分布$\psi(\vec{r})$を空間変数に関する多項式や解析式(例：三角関数、指数関数)の足し合わせで巧みに表現することで、離散化誤差の低減を図っている。加えて、拡散近似に基づいた中性子流計算において、集合体不連続因子と呼ばれる画期的なパラメータを導入することで、多段階計算(②2 次元集合体計算→③3 次元炉心計算)による近似誤差を減らす工夫も編み出されている

一点炉動特性方程式：③3 次元炉心計算において、臨界状態($k_{\mathrm{eff}}=1$)の炉心核特性は、k_{eff}固有値方程式の基本モード成分に対応した固有値・固有関数の数値解を求めることにより推定できる。一方、過渡変化時における炉心動特性についても、詳細な 3 次元炉心計算により予測できなくはないが、さらに多くの計算コストが必要となる。そこで炉物理計算分野では、臨界状態近傍の炉心動特性を高速に推定する手法として、「一点炉動特性方程式」と呼ばれる ROM が活用されている。一点炉動特性方程式では、「中性子束の相対的な空間分布やエネルギー分布が、k_{eff}固有値方程式の基本モード形状(過渡変化前の臨界時)と同じである」とみなし、中性子束の大きさ(∝基本モード成分の展開係数)のみが変化する、といった ROM により炉内中性子束分布の時間変化をモデル化している。

一次摂動論に基づいた感度係数評価：入力パラメータの不確かさに起因した不確かさ定量評価やデータ同化による計算精度改善を効率良く実施するためには、感度係数評価(多数ある入力パラメータのうち、

どの入力パラメータが計算結果にどれだけ大きな影響を及ぼすのか評価すること)が重要となる。炉物理計算における入力パラメータとして、微視的核反応断面積などの「核データ」が重要な役割を果たしているが、エネルギー群数~10^2で分割して感度解析を行うことを考えると、膨大な数の核データを 1 つずつに微小変化させて感度係数評価を行う手法(直接摂動法)はあまりに非効率である。そこで炉物理計算分野では、一次摂動論に基づくことで、例えば、k_{eff}の感度係数評価の場合であれば、未摂動条件におけるk_{eff}固有値計算および、その随伴固有値計算を 2 回だけ実施し、核データの変化に対してk_{eff}が線形に変化すると近似した ROM により、核データに対する感度係数を極めて効率良く評価している。

3. 近年の炉物理計算に対する ROM 適用例

過去の炉物理計算分野では、工学的知見に基づいた ROM が活用されており、現在においても効率的かつ有効なアプローチである。計算精度の更なる向上を目指す場合には、ROM により近似誤差を低減できるよう、より詳細な計算手法の開発・採用を目指すこととなる。ただし、計算手法の詳細化は必然的に計算コストの増加を招くため、扱う情報量や計算時間の増加を抑制しつつも高精度な数値解を得られるような打開策が強く望まれる。

近年の炉物理計算分野では、主に他分野(例：流体解析分野)で研究開発がなされている ROM(例：固有直交分解)を、炉物理計算手法として応用する取り組みもなされている。ROM を応用する計算対象に応じて詳細なアルゴリズムは変わることになるが、筆者なりに整理すると、基底展開に基づく ROM 適用の大まかな流れは以下のとおりとなる。

(1) 解くべき対象について、過去に実施した類似の計算条件iで得られた結果(例：中性子束分布ベクトル$\vec{\phi}_i \in \mathbb{R}^{N\times 1}$)を集約するか、あるいは比較的低コストの数値計算手法を用いて様々な条件iで予め計算を実施することで、snapshot データ行列$\boldsymbol{\Phi} = \left[\vec{\phi}_1 \quad \vec{\phi}_2 \quad \cdots \quad \vec{\phi}_I\right] \in \mathbb{R}^{N\times I}$を準備する。

(2) 解析的な直交関数系(例：三角関数、ルジャンドル多項式、球面調和関数)の代わりに、snapshot データ行列$\boldsymbol{\Phi}$に対するデータ駆動型アプローチにより、解くべき対象の問題を効率良く展開可能な正規直交基底ベクトル$\vec{u}_k$を求める($k = 1,2,\cdots$)。例えば、行列$\boldsymbol{\Phi}$を特異値分解(SVD)および低ランク近似することで($\boldsymbol{\Phi} = \mathbf{U}\boldsymbol{\Sigma}\mathbf{V}^{\mathrm{T}} \approx \mathbf{U}_r\boldsymbol{\Sigma}_r\mathbf{V}_r^{\mathrm{T}}$)、正規直交ベクトル$\vec{u}_k$を$r$列並べた行列$\mathbf{U}_r$を求める。

(3) 解くべき対象の元々の情報量Nよりもrが十分小さければ、別の条件jにおける結果$\vec{\phi}_j$は、r個の展開係数$\vec{\varphi}_j \in \mathbb{R}^{r\times 1}$を用いて、$\vec{\phi}_j \approx \mathbf{U}_r\vec{\varphi}_j$と少ないデータ数で再構成できる。

(4) (3)で述べた基底展開に基づくことで、入力パラメータに対して展開係数$\vec{\varphi}$を関数化/モデル化するか、あるいは、入力パラメータの変化に応じて、縮約された展開係数$\vec{\varphi}$に関する方程式を解くことにより、別の条件jにおける展開係数の数値解$\vec{\varphi}_j$を効率良く求め、$\vec{\phi}_j$を再構成する。

一例として、我々の研究グループにおいて取り組んできた ROM 研究事例について以下で紹介する。

炉定数テーブルの圧縮：pin-by-pin 炉心計算で用いるような燃料棒単位の炉定数(多群微視的断面積など)テーブルに対して、SVD を適用することで基底を求め、その展開係数を状態変数(燃焼度、温度など)に対してモデル化する。これにより、炉定数テーブルのデータ量および再構成コストを削減する[2]。

共鳴計算：燃料棒内における中性子束エネルギースペクトル$\phi(E)$について、超詳細エネルギー群の中性子輸送方程式の数値解を厳密に解く代わりに、各エネルギーg群単位でエネルギーに関する基底$u_{g,k}(E)$で展開し、その展開係数に関する方程式を解くことで、求めたい$\phi(E)$を効率良く再構成する[3], [4]。

炉心計算(固有値計算・動特性計算)：中性子束の空間分布および時間変化$\phi(\vec{r},t)$について、詳細空間メッシュ分割の炉心計算を実施する代わりに、空間変数に関する基底$u_k(\vec{r})$で展開し、その展開係数に関するk_{eff}固有値計算や時間微分方程式を解くことで、低計算コストで精度良く$\phi(\vec{r},t)$を再構成する[5], [6]。さらに、燃料棒単位で非均質な炉心計算を効率良く解く数値解法として、Global/Local 反復解法(詳細空間メッシュ分割の集合体計算(Local 計算)と、粗い空間メッシュの炉心計算(Global 計算)を解が収束するまで繰り返す方法)に対する ROM の応用について、現在研究を進めている[7]。

感度係数評価: 詳細エネルギー群で分割されたg群の微視的断面積に対する任意核特性(k_{eff}, 反応度係数, 相対出力, 燃焼後の各核種重量など)の感度係数$S(E)$について、膨大な入力パラメータの数だけ直接摂動法を実施する代わりに、$S(E)$をエネルギーに関する基底$u_k(E)$の和で展開した ROM で表現し、その展開係数、すなわち「基底$u_k(E)$方向の感度係数」を少数回の forward 計算により効率良く推定する[8]。

参考文献

[1] D. G. Cacuci (Ed.), *Handbook of Nuclear Engineering*, Springer US, Boston, MA (2010).

[2] M. Yamamoto et al., "Compression of Cross-Section Data Size for High-Resolution Core Analysis Using Dimensionality Reduction Technique," *Nucl. Sci. Eng.*, **195**(1), pp.33–49 (2021).

[3] R. Kondo et al., "A New Resonance Calculation Method Using Energy Expansion Based on a Reduced Order Model," *Nucl. Sci. Eng.*, **195**(7), pp.694–716 (2021).

[4] R. Kondo et al., "Improvements in Computational Efficiency for Resonance Calculation Using Energy Spectrum Expansion Method," *Nucl. Sci. Eng.*, **196**(7), pp.769–791 (2022).

[5] K. Tsujita et al., "Fast Reproduction of Time-Dependent Diffusion Calculations Using the Reduced Order Model Based on the Proper Orthogonal and Singular Value Decompositions," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **58**(2), pp. 173–183 (2021).

[6] K. Tsujita et al., "Efficient Reduced Order Model Based on the Proper Orthogonal Decomposition for Time-Dependent MOC Calculations," *J. Nucl. Sci. Techonol.*, DOI:10.1080/00223131.2022.2097963 [to be published].

[7] M. Ito et al. "Neutron Diffusion Calculation in Heterogeneous Geometry Based on Local/Global Iteration Using Proper Orthogonal Decomposition," *Proc. PHYSOR2022*, Pittsburgh, PA, May 15–20, 2022.

[8] R. Katano et al., "Sensitivity Coefficient Evaluation of an Accelerator-Driven System Using ROM-Lasso Method," *Nucl. Sci. Eng.*, DOI:10.1080/00295639.2022.2067447 (2022).

---

*Tomohiro Endo[1]

[1]Nagoya Univ.

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

[1F05-09] Multi-physics Simulation 2

Chair:Akemi Nishida(JAEA)

Wed. Sep 7, 2022 2:45 PM - 4:05 PM Room F (E1 Bildg.3F No.31)

[1F05] Analysis of SIA cluster transformation in fcc-Cu by on-the-flu kinetic Monte Calro

*Yojiro Yamamoto[1], Sho Hayakawa[1], Taira Okita[1] (1. University of Tokyo)

2:45 PM - 3:00 PM

[1F06] MD-FEM coupling method for modelling mesoscale phenomena

*Hideaki Tagawa[1], Taira Okita[1], Mitsuhiro Itakura[2], Kazuya Goto[3] (1. UTokyo, 2. JAEA, 3. PExProCS, LLC.)

3:00 PM - 3:15 PM

[1F07] Quantification of nonlinear ultrasonic mixing response to radiation-induced defects using molecular dynamics

*Nayuta Matsuda[1], Syou Mori, Taira Okita[1] (1. UTokyo)

3:15 PM - 3:30 PM

[1F08] Validation Study on FELMI for a Gas-Liquid-Solid Flow

*Rui LI[1], Daisuke YAMADA[1], Mikio SAKAI[1] (1. Utokyo)

3:30 PM - 3:45 PM

[1F09] Implicit scheme implemented to the spectral calculations for nonlinear hyperbolic evolution equations

*Yoritaka Iwata[1], Yasuhiro Takei[2] (1. Kansai University, 2. Mizuho Research &Technologies)

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

逐次活性化探索を用いた kinetic Monte Carlo 法による Cu 中の自己格子間原子クラスタ形態変化の解明

Analysis of transformation of SIA clusters in Cu by kinetic Monte Carlo with saddle point search algorithm

*山本 耀二郎[1]，早川 頌[2]，沖田 泰良[1]
[1]東京大学, [2]テネシー大学

各時間ステップで発生しうるイベントとその活性化エネルギーを算出する on-the-fly kinetic Monte Carlo (kMC) 法に於いて，定期的に活性化エネルギーの閾値を設定することで，分子動力学（MD）法よりも数桁長い時間スケールで，結晶欠陥の複数回の拡散を伴う微細組織の発達過程を再現する方法を構築した．

キーワード：分子動力学法，積層欠陥ループ，on-the-fly kinetic Monte Carlo，結晶欠陥，カスケード損傷

1. 序論

各時間ステップの原子配置に応じて起こりうるイベントとその活性化エネルギーを算出する on-the-fly kMC 法では，事前予測不可能かつ，且つ発生までに要する時間が長い現象でも，原子レベルの正確性を有したシミュレーションが可能である．中でも SEAKMC 法[1]は，鞍点探索で考慮する領域を限定し，計算コストを大幅に削減させた手法である．一方で，kMC 共通の課題として，大小様々な活性化エネルギーが混在する系では，注目するダイナミクスに直接寄与しない活性化エネルギーの小さいイベント(flicker event)のみが選択されることがある．本研究では，この解決のため，一定遷移回数ごとに活性化エネルギーの閾値を設定し，該当ステップでのみ flicker event を無視して安定形態への変化を促進する手法を構築した．また，同法を導入した SEAKMC により，高エネルギー粒子入射によって Cu 中に形成した自己格子間原子（SIA）集合体が安定形態に変化するメゾ時間スケールの現象を再現した．

2. 計算手法

入力値の SIA 集合体形成過程として，MD の既往研究結果（600K, 付与エネルギー50keV）である付与後約 100ps の原子配置を用いた[2]．この入力値に対して, SEAKMC を適用した．また，鞍点の逐次活性化探索では dimer 法を用いた．鞍点探索において 5step に一度 0.4eV を活性化エネルギーの閾値として設定し，0.4 eV 以下のイベントの発生確率を 0 として求めた．

3. 結果

図 1 には，一例として，不安定な 3 次元 SIA 集合体が Frank loop に変換する過程での系のエネルギー推移を示す．一時的なエネルギー上昇も伴いながら，最終的には3eV程度も低いエネルギーの安定形態へ変化する過程を再現でき，且つこの変換は MD よりも 100 倍長い 8.6 ns 程度を要することが分かった．本手法により、SIA 集合体の安定形態への変化を従来より 40 倍程度高い確率で観測できた．

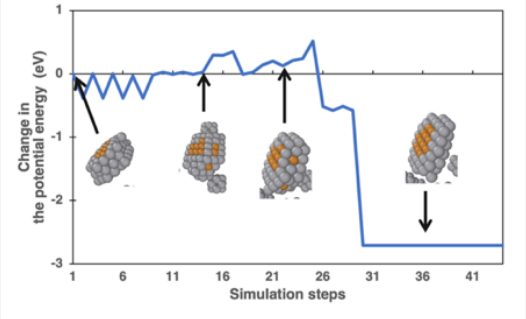


図 1 エネルギーの推移と原子配置

参考文献

[1] H. Xu, Y. N. Osetsky, R. E. Stoller, J.Phys.: Condens. Matter., 84, 375402-1 – 375402-10(2012).

[2] S. Hayakawa, T. Okita, M. Itakura, T. Kawabata, K. Suzuki, J. Mater. Sci. 54 (2019) 11096–11110.

*Yojiro Yamamoto[1], Sho Hayakawa[2] and Taira Okita[1]　[1]Univ of Tokyo.　[2]Univ of Tennessee.

メゾスケール現象モデル化のための分子動力学—有限要素法連成解析

MD-FEM coupling method for modelling mesoscale phenomena

*田川　秀明[1]，沖田　泰良[1]，板倉　充洋[2]，後藤　和哉[3]

[1]東京大学，[2]日本原子力研究開発機構，[3]合同会社 PExProCS

分子動力学（MD）法と有限要素（FEM）法の境界領域に二重解像度要素を配置する手法は，MD 法の精度を保ちつつ，空間スケールを大幅に拡張できる連成解析法として期待されている．同手法を設定した系の外力応答を解析し，MD 法のみの場合との比較においてその精度を検証した．

キーワード：固体材料，分子シミュレーション，マルチスケール

1. 緒言

照射脆化や局所化塑性変形等,原子配列変化を伴う結晶性材料の理論的解析には分子動力学（MD: Molecular Dynamics）に代表される原子論的分析が必要となるが，課題として計算量の大きさが挙げられる．MD-FEM 連成解析は，計算量に依る空間スケールでの課題を解決するために，系の中でも原子配列が乱れている結晶欠陥の中心付近のみを MD により計算し，周辺は有限要素法（FEM: Finite Element Method）を適用することで，MD と材料挙動変化の観点で同等の精度を保ったまま計算量を大きく削減する手法である．この連成解析の方法の一つとして，2 領域の境界に二重解像度要素（DRE : Dual Resolution Element）を配置する手法は，計算上の制約条件を大きく削除した汎用性の高い手法であると考えられる．本研究では，DRE を実際に配置した系を用いて，外力応答を解析し，MD 計算のみの系と比較により，その精度並びに計算速度を検証した．

2. 検証

MD-FEM 連成解析では，x方向に中心付近を MD 領域，その他を FE 領域，さらに境界として DRE 領域を設定した$1000\text{Å} \times 100\text{Å} \times 50\text{Å}$の 3 次元計算セルにおいて$x$方向に縦波振動を導入した時の挙動を解析した．なお，導入振動の振幅は対象原子の格子定数の0.2倍とした．MD 計算のみの系では，同じ大きさのセルにおいて，計算速度とともに，中心付近の原子の変位からその計算精度を比較した．対象を Cu とし，MD 領域における原子間ポテンシャルとして既往研究[2]を，更に FEM では同ポテンシャルの弾性定数を用いることで整合性を保った．また，温度を 0.1K，タイムステップを 5.0×10^{-16}s として Velocity Verlet アルゴリズムにより時間を進展させた．

3. 結果

DRE を用いた MD-FEM 連成解析は，MD のみの解析とほぼ同等の精度で，計算量を大幅に削減できることが示された．本技術を，軽水炉圧力容器鋼等，特に重要な原子炉機器に対して適用することにより，劣化挙動をより精緻に把握することが期待される．

参考文献

[1] 藤田智，東京大学博士論文 (2010)，[2] S.M. Foiles et al., Physical Review B 37, 10378 (1988)

*Hideaki Tagawa[1], Taira Okita[1], Mitsuhiro Itakura[2] and Kazuya Goto[3]

[1]University of Tokyo., [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]PExProCS, LLC.

照射誘起欠陥に対する非線形超音波混合応答の分子動力学法による定量化

Quantification of nonlinear ultrasonic mixing response to radiation-induced defects using molecular dynamics

*松田 那由多[1]，森 承宇，沖田 泰良[1]

[1]東京大学

ナノオーダの微細組織形成を検出する非破壊検査技術を科学的根拠に基づき構築するために，分子動力学法を用いて結晶欠陥を導入した系の混合周波数応答変化を定量化した．

キーワード：非破壊検査，格子欠陥，音響非線形パラメータ

1. 緒言

結晶性材料内部に形成する転位，析出物等のナノ組織を非線形超音波（NLU）応答により検出する技術は，軽水炉圧力容器鋼の照射脆化[1]等，様々な分野で適用が試みられてきた．また，NLU で頻繁に用いられてきた第 2 次高調波発生（SHG）よりも信頼性・再現性が高いことが期待される周波数混合も近年提案されている[2]．科学的根拠に基づいた非破壊検査技術の構築には，ナノ組織と信号変化の関係を物理メカニズムに基づき解析することが求められる．特に，分子動力学（MD）法は原子レベルの挙動から同関係を把握することができる強力な手法である[3]. 本研究では, MD を用いて周波数混合と SHG の NLU 応答の整合性を検証し，Fe を対象とした完全結晶，並びに結晶欠陥導入時の混合周波数応答を定量化することを目的とする．

2. 計算方法

MD 計算は LAMMPS[4]を用い，Fe 原子間ポテンシャルは[5]によって与えた．x[100] 217nm, y[010] 5.7nm, z[001] 5.7 nm で y, z 方向周期境界，x 方向自由境界，0K で常圧のセルを設定し，x=0nm 原子に時間強制変位を与えることで周波数の異なる２つの弾性波（周波数 f_1, f_2，振幅 a）を導入した．セル内には，0～1%の濃度で原子空孔をランダムに分布させた．波動伝搬後，原子面の変位時系列データに対して，それらの平均値を高速フーリエ変換等の周波数解析を行うことにより，周波数 $f_1 \pm f_2$ 成分の振幅 $a_\pm$を定量化し，非線形パラメータ $\beta_\pm$を以下の式によって求めた．

$\beta_\pm = \frac{a_\pm}{4a^2 k_1 k_2 x_D}$.　k_1, k_2: 導入周波数の波数，x_D: 波の伝播距離

3. 結果と考察

弾性論では β は周波数や伝播距離に依存しない一方，本計算では周波数・伝播距離の増大に伴って減衰が大きくなることがわかった．また，各々の伝播距離での振幅 a を用いることにより, 減衰を補正できることも明らかとなった（図 1）. 更に, SHG, 混合成分の各々の手法で算出される β は良い一致を示した．これらの結果から，ナノ組織検出性を有する非破壊検査技術に対する周波数混合の高い適用可能性が期待できる．

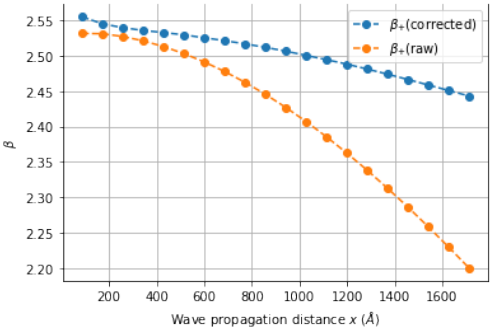


図 1　非線形パラメータ β の伝播距離依存性

参考文献

[1] K. H. Matlack et al., J. Appl. Phys., 111, 054911 (2012).
[2] N. Li et al., NDT & E Int., 79, 63 (2016).
[3] W. Setayawan et al., J. Appl. Phys., 124, 035104 (2018).
[4] S. Plimpton, J. Comp. Phys., 117, 1 (1995).
[5] G. Bonny et al., Philos. Mag., 89, 34 (2009).
[6] S. Mori et al., Materialia, 22, 101371 (2022).

*Nayuta Matsuda[1], Syou Mori, and Taira Okita[1]

[1]Univ. of Tokyo

Validation Study on FELMI for a Gas-Liquid-Solid Flow

*Rui Li[1], Daisuke Yamada[1] and Mikio Sakai[1]
[1]The University of Tokyo.

To understand the three-phase flows in the sloshing molten fuel pool formed during a postulated Core Disruptive Accident (CDA) of a Sodium-cooled Fast Reactor (SFR), applicability of FELMI is proved through numerical examples.

Keywords: DEM-VOF, FELMI, Molten Fuel Pool, Coarse Grained DEM

1. Introduction

Motivated by benefiting the fast reactor severe accident evaluation, numerical simulations were conducted to investigate the gas-liquid-solid flows in the sloshing molten fuel pool formed during a postulated Core Disruptive Accident (CDA) of a Sodium-cooled Fast Reactor (SFR). In this study, the applicability of the coarse-grained DEM-VOF is demonstrated to simulating the three-phase flow.

2. Numerical methods and calculation conditions

In the present study, the motion of solid particles is tracked by the Discrete Element Method (DEM) and gas-liquid interface is simulated by the Volume of Fluid (VOF) model. A combination of the Sign Distance Function (SDF) and Immersed Boundary Method (IBM) is implemented to reconstruct the arbitrary wall boundaries. This combined SDF/IBM wall boundary makes the calculation simple, yet accurate. The feasibility of FELMI (Mori & Sakai, 2021), including the SDF/IBM wall boundary models, has been fully verified.

The computational domain was a cuboid volume filled with liquid. In the original case, 540,000 particles with a diameter of 0.2mm were generated uniformly first, and then fell under gravity to form the initial packing structure. Air was injected from the bottom center of the computational domain. The CFD grid size was set equivalently in all the cases, and the grid size was sufficiently larger than the particle diameter. Ten cases had been performed, in which the cases were grouped according to the fluid viscosity. The liquid viscosity of high-viscosity group was ten times higher than that of the low-viscosity group. Each case group consisted of five different particle configurations, namely the original particle, the coarse-grained particle with coarse grain ratio being 2.0 and 3.0, and the simply magnified particles with magnification being 2.0 and 3.0.

3. Results and discussion

The simulation results show that the particles are widely distributed in the computational domain, regardless of the liquid viscosity. After being carried to the free surface, particles descend slowly in the liquid and move towards the center of computational domain. A small portion of particles will be transported to the free surface again by rising bubbles. These phenomena were successfully captured by the coarse-grained particle cases. On the other hand, the distribution of simply magnified particles is obviously not as wide as that of the original ones, and they descend rapidly after being brought to the free surface. These results show that the coarse-grained model successfully reproduces the characteristics of particle motion in sloshing molten fuel pool, while simply magnifying particles fail to do so. It is concluded that the FELMI successfully simulate the three-phase flow in high-viscosity system and the applicability of coarse-grained model is well demonstrated.

Acknowledgement

This study was financially supported by JSPS KAKENHI 21K19760.

陰的解法による非線形双曲型発展方程式のスペクトル型精密解法

Implicit scheme implemented to the spectral calculations
for nonlinear hyperbolic evolution equations

*岩田 順敬[1]，武井浩康[2]
[1]関西大学，[2]みずほリサーチ&テクノロジーズ

非線形双曲型発展方程式の数値計算について、安定かつ高精度なスキームを提案する。サイン・ゴルドン方程式を例にとり、いくつかのスキームとも比較しながら、与えられた時間刻み幅Δt に対して一定時間を計算した際の誤差の大きさを示す。

キーワード： 陰的解法、スペクトル法、精密計算、非線形双曲型発展方程式

1. 緒言

非線形双曲型発展方程式の数値計算においては、放物型発展方程式とは異なり拡散に起因した平滑化効果が望めないことから、少しの誤差や不連続性が計算途中で増長されたり、減衰することなく保持されたりすることが一般的である。その意味で、非線形双曲型発展方程式を必要とされる精度で計算するためには、安定性と計算精度についてより厳しい条件が課せられることになる。

2. 時間発展問題のための高精度計算スキーム

安定性のために時間方向には陰的解法を用い（採用スキームは常に安定でA安定なスキームに分類される）、高精度計算を実現するために空間方向にはスペクトル法を用いた高精度計算スキーム[1]を示す。

3. 結論

サイン・ゴルドン方程式に対するベンチマーク計算の結果は、図 1 のようになる。

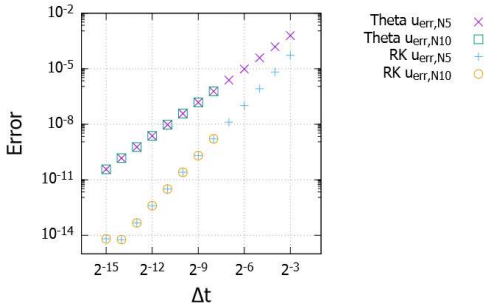


図 1. 時間刻み幅に対する相対誤差（初期値の振幅を 1 のオーダーにとる）

参考文献

[1] Yasuhiro Takei, Yoritaka Iwata, Numerical scheme based on the implicit Runge-Kutta method and spectral method for calculating nonlinear hyperbolic evolution equations, Axioms 2022, 11(1), 28

---

*Yoritaka Iwata[1], and Yasuhiro Takei[2]

[1]Kansai University, [2]Mizuho Research & Technologies

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

[1F10-13] Computational Science for Nuclear Safety

Chair:Mikio Sakai(UTokyo)

Wed. Sep 7, 2022 4:05 PM - 5:10 PM Room F (E1 Bildg.3F No.31)

[1F10] Data assimilation application to CFD simulation of thermal flow in a large containment vessel facility CIGMA

*Masahiro Ishigaki[1], Yoshiyasu Hirose[2], Satoshi Abe[2], Toru Nagai[3], Tadashi Watanabe[1] (1. Univ. of Fukui, 2. JAEA, 3. Nagoya Univ.)

4:05 PM - 4:20 PM

[1F11] Application of Surrogate Models for Statistical Safety Evaluation

*Ikuo Kinoshita[1] (1. INSS)

4:20 PM - 4:35 PM

[1F12] Standard Guideline for the Seismic Response Analysis Method Using Three-dimensional Detailed Model of Reactor Buildings

*Byunghyun Choi[1], Akemi Nishida[1], Tadahiko Shiomi[1], Manabu Kawata[1], Yinsheng Li[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:35 PM - 4:50 PM

[1F13] Development of the Multi-Phase Multi-Component Thermal-Hydraulic Simulation Method for MCCI based on MPS Method

*Fukuda Takanari[1], Yamaji Akifumi[1], Takei Haruki[1], Yamashita Susumu[2], Yoshida Hiroyuki[2] (1. Waseda Univ., 2. JAEA)

4:50 PM - 5:05 PM

©Atomic Energy Society of Japan

大型格納容器実験装置 CIGMA 内熱流動解析へのデータ同化の適用
—観測データの配置に関する検討—

Data Assimilation Application to CFD Simulation of Thermal Flow
in a Large Containment Vessel Facility CIGMA
Study on the Arrangement of Observation Data

*石垣　将宏[1]，廣瀬　意育[2]，安部　諭[2]，永井　亨[3]，渡辺　正[1]
[1]福井大学，[2]日本原子力研究開発機構，[3]名古屋大学

本研究では，大型格納容器実験装置 CIGMA 実験を対象とした，外面冷却による自然対流挙動の CFD 解析に対し，データ同化手法の 1 つである局所アンサンブルカルマンフィルタを適用する。観測データ配置に関する感度解析を行い，観測データ配置がデータ同化に及ぼす影響について検討する。

キーワード：データ同化，格納容器，アンサンブルカルマンフィルタ，CIGMA

1. はじめに　過酷事故時の格納容器内熱流動挙動の安全評価においては，容器内ガス挙動を正確に評価することが重要である。格納容器内では 3 次元的な流動が支配的となるため，数値流体力学（CFD）による解析が有効であり，その高度化が必要となる。そこで，観測データとシミュレーションデータの双方を用いたデータ同化を CFD 解析に適用することで，高精度の解析の実現が期待できる。本研究では，大型格納容器実験装置 CIGAM 内の熱流動挙動の CFD 解析に対し，データ同化を適用した。観測データの配置に関する感度解析を行い，データ同化に対する観測データの配置の影響について検討する。

2. 解析手法　CIGMA 装置は直径 2.5m，高さ 11m の円筒形の試験部を有する。この円筒試験部内に空気・ヘリウムによる密度成層を形成した条件での外面冷却時の挙動を解析対象とする。初期にヘリウムの体積分率 39%，温度約 400K の層を上部に形成する。容器上部壁面を 300K，下部壁面を 400K にし，自然対流を発生させる。この条件でのシミュレーションをデータ同化における真値とする。一方，真値に対し，誤差を有する境界条件（上部壁面 303K，下部壁面 404K）でのシミュレーションをベースケースとする。ベースケースのシミュレーションに対し，データ同化手法の 1 つである局所アンサンブルカルマンフィルタ[1]を適用する。観測データは温度およびヘリウムの質量分率の値とした。観測点は，水平断面内で放射状に配置した面を複数高さで設定した。水平面内で 9 点有するものを c9，17 点有するものを c17 とし，高さ方向に 6 断面設定したものを z6，13 断面設定したものを z13 と表示する。本研究では，c9-z13，c17–z13, c17-z6 配置でのデータ同化を行った。冷却開始時刻を 0 秒とし，510 秒以降のシミュレーションデータに対し，2.5 秒おきにデータ同化を適用した。

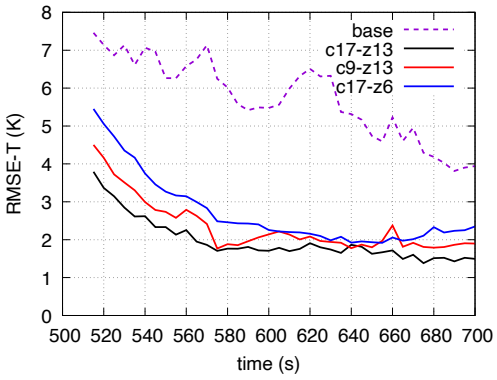


図 1.　温度の RMSE

3. 結果　図 1 に真値に対する各シミュレーションの温度の Root Mean Square Error (RMSE)を示す。ベースケース（破線）と比較して，データ同化により RMSE が低下し，解析結果が改善された。観測点数が最大である c17–z13 配置で RMSE が最小となった。同程度の観測点数である c17-z6，c9-z13 の配置で，前者の RMSE の方が大きいことから，高さ方向に観測点数を増加させることが精度向上に必要であることが示唆される。

参考文献　[1] Hunt, B.R. et al., Physica D 2007, 230, pp. 112–126.

謝辞　本研究の成果は，名古屋大学 HPC 計算科学連携研究プロジェクトの支援によるものです。

*Masahiro Ishigaki[1], Yoshiyasu Hirose[2], Satoshi Abe[2], Toru Nagai[3], and Tadashi Watanabe[1], [1]Univ. of Fukui, [2]JAEA, Nagoya Univ[3].

統計的安全評価における代替統計モデルの適用
(7) 実機条件に対する不確かさのベイズ推定

Application of Surrogate Models for Statistical Safety Evaluation

(7) Bayesian modeling and inference for uncertainty analysis of PWRs

*木下 郁男

原子力安全システム研究所

RELAP5 コードによる燃料被覆管最高温度の統計的安全評価に対して、代替統計モデルの適用性を検討している。本報では、PWR プラントにおける小破断 LOCA 時高圧注入系不作動事象のアクシデントマネジメント策を対象に、代替統計モデルによる不確かさ解析のベイズ推定を行い、95%累積確率値の予測区間を算出した。

キーワード：統計的安全評価，代替統計モデル，ベイズ推定，Stan，RELAP5

1. 緒言　代替統計モデルは、解析コードの入力と計算結果との関係を近似するように少数の解析結果から学習されたモデルである。代替統計モデルを統計的安全評価に適用するにあたっては、学習データ以外のデータに対する予測精度の確認が必要である。本報では、PWR プラントにおける小破断 LOCA 事象を対象に、RELAP5 による不確かさ解析のベイズ推定を行い、95%累積確率値(95%値)の予測区間を算出した。

2. 解析方法　解析対象は PWR プラントの小破断 LOCA 時高圧注入系不作動事象(3 インチ破断)とした。本事象のアクシデントマネジメント策に対し、RELAP5 コードの計算モデルの不確かさ(10 パラメータ)を変化させた統計解析(1024 サンプル)を行い、被覆管最高温度(PCT)の不確かさを評価した。本研究では、確率的プログラミング言語 Stan [1]を用いて、代替統計モデルによる不確かさ解析のベイズ推定を行った。線形 2 次回帰と RELAP5 計算との誤差をガウス過程回帰で評価し、これらの回帰モデルの和として予測モデルを定義した。

3. 解析結果　図 1 に、学習データ数 93 の代替統計モデルに対して、Stan により計算した PCT の累積確率分布と 90%ベイズ予測区間を示す。破線は各データに対するベイズ推定による 5%点および 95%点の累積確率分布である。93 サンプルでは、RELAP5 計算と比較して 95%値を過大評価している。

図 2 に、95%値を目標値とした適応的サンプリング[2]を繰り返して更新した学習データ数 113 の代替統計モデルに対して、Stan により計算した PCT の累積確率分布と 90%ベイズ予測区間を示す。適応的サンプリングにより、95%値の評価精度が向上していることが分かる。

表 1 に、代替統計モデル(113 サンプル)による PCT の不確かさ解析の統計量を示す。ベイズ推定による 95%点の 95%累積確率値(1441.2K)は、順序統計法(93 サンプル)による評価における最大値(1460.0K)と 2 番目に大きい値(1382.5K)の間の値となった。ベイズ推定と順序統計法との比較には、学習データのサンプリングを変化させた統計的な検討が必要である。

参考文献 [1] Stan Development Team, Stan User's Guide, Ver. 2.28, https://mc-stan.org. [2] 木下郁男，2019 年春の年会, 2K08.

*Ikuo Kinoshita, INSS

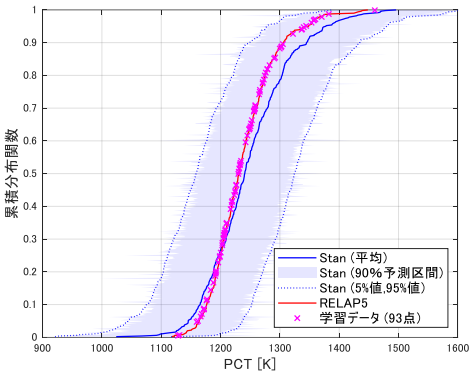


図 1　PCT の累積分布関数（学習データ数 93）

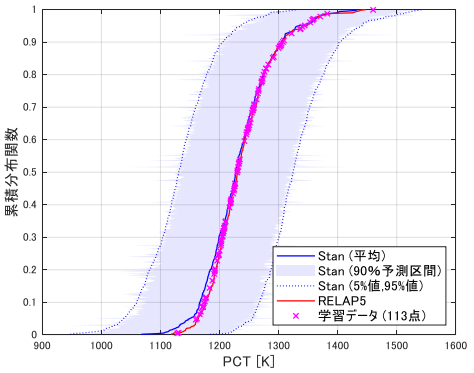


図 2　PCT の累積分布関数（学習データ数 113）

表 1　PCT の不確かさ解析の統計量

評価法	統計量	PCT [K]
代替統計モデル（ベイズ推定）	95%値	1337.0
	95%/95%値	1441.2
順序統計法（93 サンプル）	最大値	1460.0
	2 番目に大きい値	1382.5
RELAP5	95%値	1342.4

原子炉建屋の 3 次元詳細モデルを用いた地震応答解析手法に関わる標準的解析要領

Standard Guideline for the Seismic Response Analysis Method Using Three-dimensional Detailed Model of Reactor Buildings

*崔 炳賢[1]，西田 明美[1]，塩見 忠彦[1]，川田 学[1]，李 銀生[1]
[1] 日本原子力研究開発機構

本稿では、本研究で整備した 3 次元地震応答解析手法、標準的解析要領の内容を示す。

キーワード：3 次元詳細モデル，地震応答解析，原子炉建屋，標準化，解析要領

1. はじめに

原子力施設の耐震安全性評価は、従来質点系モデルを用いて行われてきたが、建屋の局所応答を含めた 3 次元的な詳細な地震時応答を十分に再現できないことが課題となっており、3 次元詳細モデルを用いた地震応答解析手法の活用が期待されている。しかしながら、建屋の 3 次元詳細モデルを用いた地震応答解析は、複雑で高度な技術を必要とすることから、その結果は解析者によりばらつきが大きく、観測記録の再現性にも問題があった[1]。この問題を解決するため、まずは地震時の建屋応答に対して影響が大きい重要因子を明らかにし、各重要因子のモデル化方法を明確にすることで、原子力施設の建屋を対象として 3 次元詳細モデルを用いた地震応答解析手法を整備した。さらに、建屋の 3 次元詳細モデルを用いた地震応答解析のための一般的な手法や考え方、技術的根拠などを取りまとめ、標準的な解析要領として整備した。

2. 3 次元詳細モデルを用いた地震応答解析手法及び標準的解析要領の整備

まず、文献[1]で公開されているプラント情報をもとに原子炉建屋の 3 次元詳細モデルを整備した。そして、建屋の 3 次元詳細モデルを用いた地震応答解析手法に関係する重要因子を選定し、3 次元詳細モデルに対してそれぞれ数値解析を実施し、建屋応答への影響度合いを明らかにした。これらの検討により、各重要因子に対する 3 次元詳細モデルのモデル化方法を明確にした。また、観測記録との比較により、3 次元詳細モデルを用いた耐震解析手法の精度向上を実現した。さらに、この解析手法が一般的に広く使われ耐震安全性評価の精度向上に役立てられるように、解析的検討により得られた知見を重要因子ごとに整理し、標準的解析要領として整備した（図 1）。本解析要領は、本文、解説、及び解析事例で構成されており、建屋の 3 次元詳細モデルを用いた地震応答解析の実施手順、推奨事項、留意事項、技術的根拠等が含まれている。

図 1. 標準的解析要領の構成

3. 結論

本解析要領の普及により建屋の 3 次元詳細モデルによる地震応答解析手法の信頼性向上につながることが期待される。また、本解析要領は、今後も継続して最新知見を反映し、適宜改訂を行う予定である。

本解析要領は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託事業「原子力施設等防災対策等委託費（高経年化を考慮した建屋・機器・構造物の耐震安全評価手法の高度化）」の成果の一部である。

参考文献

[1] IAEA, Review of Seismic Evaluation Methodologies for Nuclear Power Plants Based on a Benchmark Exercise, IAEA-TECDOC-1722, 2013.

*Byunghyun Choi[1], Akemi Nishida[1], Tadahiko Shiomi[1], Manabu Kawata[1] and Yinsheng Li[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

MPS 法に基づいた MCCI における多相多成分伝熱流動解析手法の開発

Development of the Multi-Phase Multi-Component Thermal-Hydraulic Simulation Method for MCCI based on MPS Method

*福田 貴斉[1]、山路 哲史[1]、武井 遥来[1]、山下 晋[2]、吉田 啓之[2]
[1]早稲田大，[2]JAEA

多成分への拡張が容易で複雑な液-液界面を正確に追跡できる MPS 法の新たな界面張力モデルと、気泡の通過が液-液界面に与える影響を小さな計算コストで考慮できる簡易気泡モデルを開発した。そして、これらを統合した溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）における多相多成分伝熱流動の解析手法を開発した。

キーワード：MPS 法, JUPITER コード, 多相多成分流, 界面張力, MCCI, VULCANO VF-U1 実験

1. 背景・目的

軽水炉過酷事故時の溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を模擬した VULCANO VF-U1 実験の後に確認されたデブリ中の多成分の分布機構を数値解析で示すことができれば、MCCI の現象理解を深めることができる。従来は固・液・気三相の複雑な相互作用と多成分界面追跡を統合した伝熱流動解析が困難であったため、デブリ成分の分布を MCCI の現象履歴から説明できなかった。Moving Particle Semi-implicit (MPS)法は固液相変化を伴う界面の追跡が容易であり、多成分界面追跡を伴う解析に適している。しかし、従来の MPS 法では多成分流動における正確な界面張力の模擬が困難であり、また気泡の通過が界面に及ぼす影響を考慮するためには大きな計算コストが伴った。本研究ではこれらの新たなモデル開発と、それらを統合した MPS 法による多相多成分伝熱流動解析手法を開発した。

2. 手法開発

2-1. Cohesion-Free Potential(CFP)モデルの開発

複雑な界面形成を伴う多成分流動の界面張力の考慮には界面曲率の評価が不要なポテンシャルモデルが適しているが、従来のモデルでは全ての流体粒子に粒子間引力を作用させるため粒子が凝集し、圧力が過大評価されたり流動が阻害されたりすることが知られていた[1][2]。そこで、界面付近の異成分粒子間にのみ斥力を作用させることで流体粒子の非物理的な凝集を伴わずに界面張力を考慮できる CFP モデルを開発した[2]。

2-2. 簡易気泡モデルの開発

一般に気液混相流解析では大きな計算コストをかけて気液界面が計算される。しかし、MCCI 進行時の伝熱流動現象とその後の多成分デブリ分布の関係を検討するためには気液界面の挙動を詳細に計算する必要はなく、気泡の上昇運動が液-液界面に及ぼす影響さえモデル化できれば十分と考えられる。そこで、そのような近似の目的で気泡を本来の 1000 倍の密度の仮想的な粒子で模擬する簡易気泡モデルを考案し、気-液界面を直接解く Volume Of Fluid (VOF)法に基づく JUPITER コード[3]により検証した。

3. 開発した多相多成分伝熱流動解析手法による MCCI 解析

上述の開発モデルを MPS 法による MCCI 解析手法に統合し、非均質なデブリ成分の分布形成過程を包括的に考慮する多相多成分伝熱流動解析手法を開発した。そして VULCANO VF-U1 実験[4]を解析し、実験後の凝固金属成分の分布の特徴を再現した。

参考文献

[1] Zhu, Y., et al., Ann. Nucl. Energy 148, 107753, 2020. [2] Fukuda, T., et al., Prog. Nucl. Energy, 150, 104311, 2022.[3] Yamashita, et al., Nucl. Eng. Design 322, 301–312, 2017, [4] Bouyer, V., et, al., ERMSAR2019, Prague, 2019.

---

*Takanari Fukuda[1], Akifumi Yamaji[1], Haruki Takei[1], Susumu Yamashita[2], Hiroyuki Yoshida[2]
[1]Waseda Univ., [2]JAEA

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

[1G01-04] Advanced Reactor Design

Chair:Tadafumi Sano(Kindai Univ.)

Wed. Sep 7, 2022 10:15 AM - 11:20 AM Room G (E1 Bildg.3F No.32)

[1G01] Evaluation of physical properties of Be_2-CsF using machine learning molecular dynamics simulations for developing nulcear transmutation targets

*Tenta Noki[1], Hiroki Shishido[1], Hidetoshi Hashizume[1] (1. Tohoku University)

10:15 AM - 10:30 AM

[1G02] Core characteristics and generation cost evaluation of heavy-water-cooled reduced-moderation thorium breeder reactor with radial and axial blankets

*Yuki Sakurai[1], Tomoatsu Shinohara[1], Hiroki Ishida[2], Tetsuya Inoue[1], Naoyuki Takaki[1] (1. Tokyo City Univ, 2. Toshiba Plant Systems &Services Corporation)

10:30 AM - 10:45 AM

[1G03] Simplified reprocessing and synthetic wave CANDLE burning method to maximize uranium resource utilization

*Tomohiro Yamashita[1], Naoyuki Takaki[1] (1. TCU)

10:45 AM - 11:00 AM

[1G04] The optimization of Pu layout in SiC matrix fuel compact HTTR core for higher power density operation

*Yosuke Nishimura[1], Koji Okamoto [1] (1. The University of Tokyo)

11:00 AM - 11:15 AM

©Atomic Energy Society of Japan

核変換ターゲット開発に向けた 機械学習分子動力学計算による BeF_2-CsF の物性評価

Evaluation of physical properties of Be_2-CsF using machine learning molecular dynamics simulations for developing nuclear transmutation targets

*軒 天太[1]，宍戸 博紀[1]，橋爪 秀利[1]
[1]東北大学

本研究では，核変換ターゲットの開発に向けた物性値評価手法として，機械学習を用いた分子動力学(MD)法の適用可能性について検討する．対象となる溶融塩に対して機械学習 MD 計算を行い，従来の古典 MD 計算との比較を行った．

キーワード：高レベル放射性廃棄物，分離変換，長寿命核分裂生成物，溶融塩，密度汎関数理論

1. 背景

長寿命核分裂生成物(LLFP)を含む高レベル放射性廃棄物を核融合炉溶融塩ブランケットへ添加する核変換システムが提案されている．ブランケット全体の中で極めて限られた領域に LLFP を大量に含有する核変換ターゲットを配置することを検討してきた．先行研究では核変換ターゲットに対して古典 MD 計算をもちいて物性値の評価を行ったが，核変換により核種が変化し原子間の相互作用ポテンシャルが関数化されていない原子の組み合わせが生じることで従来の古典 MD 計算では物性値の評価が困難となる．本研究では，対象となる系に対して第一原理 MD 計算を行い，得られた結果を用いて機械学習を行い相互作用ポテンシャルの代替となるものを作成し，機械学習ポテンシャルを用いた古典 MD 計算を行うことで対象となる溶融塩の物性値を評価した．

2. 数値解析手法

計算対象となる系は BeF_2 72 原子とし，第一原理計算プログラム Quantum ESPRESSO[1]を使用した．平面波のカットオフエネルギーは 50 Ry，電荷カットオフは 200 Ry，サンプル k 点メッシュは 1×1×1，SCF 計算の収束条件は 10^{-6} Ry とした．その後，第一原理 MD 計算から得られたデータから DeePMD-kit[2]により機械学習を行い，機械学習ポテンシャルを用いた古典 MD 計算により密度値を評価した．機械学習 MD 計算では BeF_2 576 原子に対して計算を行った．

3. 結果

結果を表に示す．第一原理 MD 計算より得られた密度値は文献値に近いものであったが，第一原理 MD 計算の結果を機械学習して行った MD 計算では差異のある密度値が得られた．これは機械学習に用いるデータ数が少なく，学習用と検証用のデータに分ける際にデータの偏りが生じてしまっていたことが要因として考えられる．

表．1100 K における BeF_2 の密度(g/cm^3)

文献値[3]	第一原理 MD	機械学習 MD
1.96	1.97	2.09

参考文献

[1] P. Giannozzi et al., J. Phys.: Condens.Matter 21, 395502 (2009)

[2] Han Wang et al., Computer Physics Communications 228 (2018):178-184

[3] Vincent Sarou-Kanian et al., Physical Chemistry Chemical Physics, Issue 48 (2009)

*Tenta Noki[1], Hiroki Shishido[1] and Hidetoshi Hashizume[1]

[1]Tohoku Univ.

径軸方向ブランケット付き重水冷却低減速トリウム増殖炉の炉心特性及び発電原価評価

Core characteristics and generation cost evaluation of heavy-water-cooled reduced-moderation thorium breeder reactor with radial and axial blankets

*櫻井 祐希[1], 篠原 知篤[1], 石田 大樹[2], 井上 徹也[1], 高木 直行[1]
[1] 東京都市大学, [2] 東芝プラントシステム株式会社

限りあるウラン資源を有効利用するために、増殖炉の開発が行われている。本検討では、燃料増殖可能な低減速トリウム炉の炉心設計を行い、核特性及び発電原価を評価した。

キーワード：低減速炉, 重水炉, 増殖炉, トリウム, 発電原価

1. 緒言

水を冷却材に用いる低減速増殖炉は、水炉の技術・知見の応用が可能であることから、より迅速な増殖炉導入が見込める。先行研究[1][2]で実施された炉心仕様を参考に、軸径方向ブランケット付き重水冷却低減速トリウム増殖炉(RHWR:Reduced-moderation Heavy Water Reactor)の解析を行い、核特性及び発電原価評価を行った。

2. 解析条件及び結果

設計にあたり、軽水炉と同等の燃焼度を有すること、負の反応度係数を持つことを目標とした。全炉心体系の炉心仕様を表 1 に示す。熱出力、炉心サイズは 1200MWe 級 PWR を参考に決定し、転換比を高めるために軸、径方向ブランケットを配置した。一方、U-233 燃料増殖炉では Pu-239 炉に比べてボイド反応度を小さくできる傾向があるため、ボイド反応度低減策として用いられる内部ブランケットや上下部中性子吸収体は設定しない。解析は燃料交換を考慮しない 1 バッチ炉心条件で行い、増殖性能評価には Fissile Inventory Ratio (FIR)を用いた。解析コードは MVP-3.0、MVP-BURN、核データは JENDL-4.0 を使用した。

表 1 炉心諸元

炉心仕様		
熱出力[MWt]		3411
炉心直径[cm]		363
炉心高さ[cm]		370
炉心圧力[MPa]		15
軸ブランケット厚[cm]		21.1
集合体数/炉心		271
集合体仕様		
集合体ピッチ[cm]		21.68
ピン本数/集合体		169
燃料ペレット直径[cm]		1.19
被覆管厚[cm]		0.119
平均線出力[kW/m]		20.7
組成		
燃料 (温度[K])		$(Th+^{233}U)O_2$ (900)
減速材/冷却材 (温度[K])		D_2O (614)
被覆管		Zircaloy-4
HM インベントリ [t]	燃料	158
	径ブラ	28
	軸ブラ	18

対象の低減速 Th 炉について、^{233}U 富化度をパラメータとした際の臨界性と FIR を図 1 に示す。富化度が 9.5wt%以下の場合、燃焼末期での FIR>1 となり、増殖炉として成立する見込みを得た。またこの時の炉心取出燃焼度を線形反応度モデルで算出した結果 70.4 GWd/t となった。

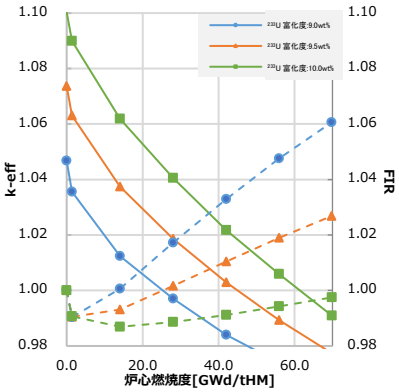


図 1 臨界性と増殖性能

発電原価は耐用期間均等法を用いて算出した。本 RHWR は取出燃焼度が高いため、建設費を現行軽水炉の 1.3 倍以下に収める事ができれば MOX 燃料利用軽水炉より安価となることが分かった。(図 2)

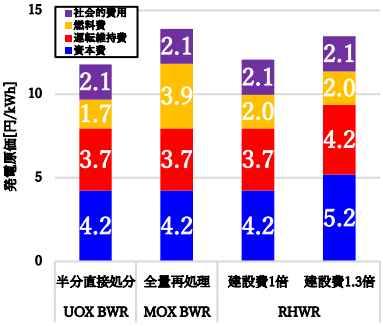


図 2 建設費をパラメータとした発電原価

3. 結言

ブランケットを有する重水冷却低減速トリウム増殖炉を対象に核特性評価を行った。結果として、負の反応度係数を持ちながら、炉心部取出燃焼度 72.0GWd/t を達成する増殖炉成立の見込みを得た。

参考文献

[1] 石田他、日本原子力学会 2020 年秋の大会 1I04「トリウム燃料が成立する減速条件に関する基礎研究」
[2] N.Takaki, “Core Design and Deployment Strategy of Heavy Water Cooled Sustainable Thorium Reactor”, Sustainability, 4(8), 1933-1945, 2012

*Yuki Sakurai[1], Tomoatsu Shinohara[1], Hiroki Ishida[2], Tetsuya Inoue[1] and Naoyuki Takaki[1]
[1]Tokyo City Univ., [2]Toshiba Plant Systems & Services Corporation

簡素化再処理および合成波型 CANDLE 燃焼法による U 資源利用率の最大化

Simplified reprocessing and synthetic wave CANDLE burning method to maximize uranium resource utilization

*山下 智裕[1], 高木 直行[1]

[1]東京都市大学

合成波型 CANDLE 燃焼とは、中間ブランケットにより上下に分割されたアクティブ炉心の燃焼波が時間とともに炉心中央に伝搬し一つの燃焼波となる燃焼法である。本検討では、合成波型 CANDLE 燃焼法概念の提案とその性能評価を行った。

キーワード：CANDLE 炉, 燃焼波, 合成波

1. 緒言

燃料をシャッフリングすることで燃焼波を炉心中心に定在させるブリードバーン高速炉(B&B 炉)の研究が行われている[1]。一般に高速炉では、燃料集合体は高速中性子の照射により変形するため、シャッフリングは行われない。そこで本研究では、燃料シャフリングなしに、資源有効利用のため高燃焼度を達成するように、燃焼波が上下アクティブ炉心から中間ブランケットへと移動する合成波型 CANDLE 炉を検討した。

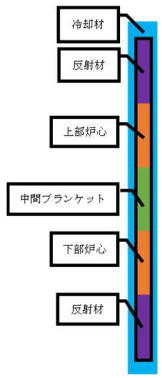


図 1　燃料配置図

2. 解析方法・条件

合成波型 CANDLE 炉の軸方向燃焼挙動を調べるため、ピンセルモデル(図 1) を対象に、径方向を反射、軸方向を吸収条件とした燃焼解析を行った。Pu 富化度、アクティブ炉心高さ、中間ブランケット高さをパラメータとしてサーベイを行い、50 年の燃焼期間で燃焼反応度スイングが小さくなるよう、炉心体系を決定した。解析コードには、連続エネルギーモンテカルロコード MVP3.0 及び MVP-BURN、核データライブラリには JENDL-4.0 を用いた。アクティブ炉心の燃料は U-Pu-Zr の三元合金、ブランケット燃料には U-MA-Zr の合金を想定した。MA を添加した理由は、U-238 に比べ一度の中性子吸収により核分裂性物質へと素早くビルドアップし、出力を増大させる効果を持つためである。

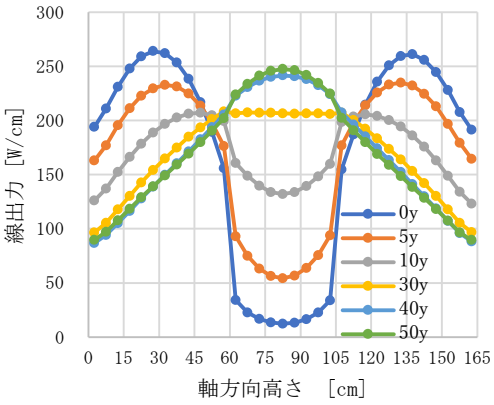


図 2　燃焼波の時間変化

3. 解析結果・考察

パラメータサーベイの結果、燃焼反応度スイングが最も小さくなる炉心仕様は、Pu 富化度 12.5%、アクティブ炉心高さ 60cm、中間ブランケット高さ 45cm であり、反応度スイングは 2.57%となった。

燃焼初期ではアクティブ炉心のみで出力を担っていたが、ブランケットでの核分裂性物質の増加に伴い、燃焼末期にかけて、燃焼波は中間ブランケットへと伝搬した(図 2)。天然 U ブランケットに MA を添加することにより、 アクティブ炉心から中間ブランケットへの出力伝搬が促進され、燃焼が均一化された。その結果、中間ブランケットでの燃焼度が高まり、炉心全体での平均燃焼度は 22%となった(図 3)。

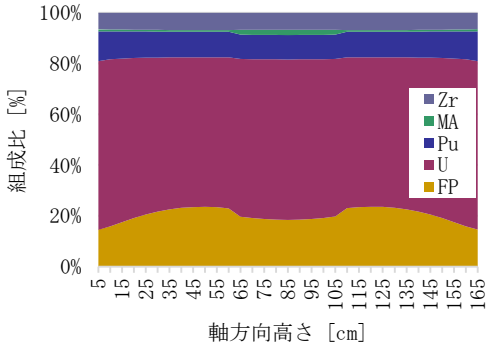


図 3　50 年燃焼時の軸方向組成分布

4. 結言

合成波型 CANDLE 炉は、燃焼波を MA 添加中間ブランケットへ速やかに伝搬させることで、複雑な再処理/シャッフリングなしに、燃料資源を有効利用できる可能性がある。

参考文献

[1] Van Khanh Hoang et, al. “Feasibility of Sodium-Cooled Breed-and-Burn Reactor with Rotational Fuel Shuffling”, Nuclear Science and Engineering., 196, 1, 109 (2022).

*Tomohiro Yamashita[1] and Naoyuki Takaki[1]
[1]Tokyo City Univ.

SiC マトリクス燃料コンパクトを用いた高出力密度化 HTTR 炉心における プルトニウム配置の最適化に関する研究

The optimization of Pu layout in SiC matrix fuel compact HTTR core for higher power density operation

*西村 洋亮[1]，岡本 孝司[1]

[1]東京大学

小型モジュール高温ガス炉の高出力密度化運転を想定して, HTTR 炉心[1]での Pu 燃料の最適配置を調べた. 燃料は, U 燃料核外側第 1 層に, Pu-YSZ をコートした QUADRISO 粒子を用いた. モンテカルロ核計算コード Serpent 2 上で 3 次元 HTTR 全炉心計算を行なった.

キーワード：HTTR, SiC matrix fuel compact, Pu coat, QUADRISO, serpent 2.

1. 緒言

Serpent2 において臨界計算および燃焼度計算を行った. その結果を以下の Figs. 1-2 に示す.

2. 計算結果

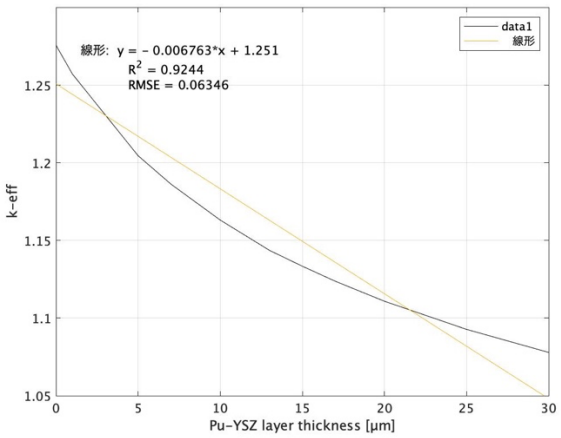


Fig. 1 Pu-YSZ コートの厚みと実効増倍係数の関係

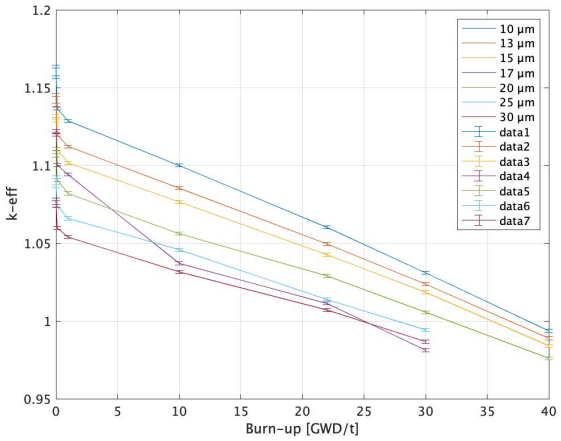


Fig. 2 Pu-YSZ コートの厚みと燃焼度の関係

Fig.1 より，Pu-YSZ コートの厚み増加に伴って負の反応度が印加されることが分かった． これは Pu 特有の強い自己遮蔽効果に起因すると考えられる． 単位厚みあたりの反応度価値はおよそ −1. 04 ［$/μm］と見積もられた． 余剰反応度の制限値を満たすためには， 10 ［μm］以上の厚みが必要だと考えられる． Fig. 2 より， 燃焼度は 15［μm］以下の厚みで 35［GWD/t］に到達することが分かった.

3. 結論

Pu-YSZ コートを 10 [μm]以上の厚みで配置することにより, SiC 燃料コンパクトを使用した高出力密度化 HTTR 炉心の核的成立性を確認した.

参考文献

[1] John D. Bess and Nozomu Fujimoto, Benchmark Evaluation of Start-Up and Zero-Power Measurements at the High-Temperature Engineering Test Reactor, Nuclear Science and Engineering, Volume 178, 2014.

*Yosuke Nishimura[1], Koji Okamoto[1]

[1]The University of Tokyo

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

[1G05-06] Molten Salt Reactor

Chair:Naoyuki Takaki(TCU)

Wed. Sep 7, 2022 11:20 AM - 11:55 AM Room G (E1 Bildg.3F No.32)

[1G05] Research and development of a small chloride molten salt fast reactor

*Yoshihisa Tahara[1], Satoshi Chiba[1], Hiroyasu Mochizuki[1] （1. Tokyo Tech）

11:20 AM - 11:35 AM

[1G06] Research and development of a small chloride molten salt fast reactor

*Haruka Hirano[1], Yoshihisa Tahara[1], Satoshi Chiba[1], Hiroyasu Mochizuki[1] （1. Tokyo Tech ）

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

小型塩化物溶融塩高速炉の研究開発
(1) 核熱結合計算による炉内出力分布の評価

Research and development of a small chloride molten salt fast reactor

(1) Evaluation of power distribution by a coupling calculation of neutronics and thermal-hydraulics

*田原 義壽[1], 千葉 敏[1], 望月 弘保[1]

[1]東工大 ゼロカーボンエネルギー研究所

溶融塩炉では燃料物質が炉内および1次系ループ内を移動するため、核計算と熱流動計算による結合解析が必要である。このため、核熱結合解析により炉内出力分布を求めその効果を評価した結果、核熱結合計算により出力分布はわずかながら炉心下部に移動することが分かった。

キーワード：溶融塩炉、高速炉、塩化物、熱水力、結合計算

1. 緒言：蓄積する使用済み燃料を有効利用し、持続的にエネルギーを供給するとともに廃棄物の処理処分の負荷を低減するために MA を消滅する溶融塩小型高速炉を開発している[1]。ここでは、炉内を流れる燃料塩による発熱が炉形状を考慮した熱流動特性にどのように影響されるかを把握するために核計算と結合してその効果を調べた。その結果、出力分布は炉心下部へ僅かに移動することが分った。

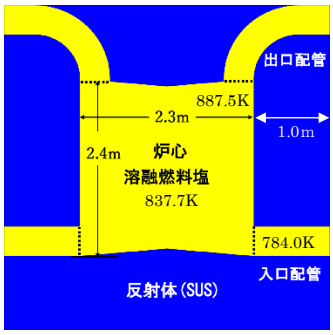


図 1 炉心の縦断面

2. 解析条件：炉心は図 1 に示す 700MWt の小型溶融塩高速炉である。初装荷燃料は PWR 使用済燃料組成(UO_2 燃料、濃縮度 3.9wt%、取出し燃焼度 45GWd /t、冷却 10 年)[2]を持つ溶融塩[47.6NaCl-22.4$MgCl_2$-14.7UCl_3-6.3UCl_3-9TRUCl_3(数値は mol%)][3]とした。反射体はステンレス鋼である。RELAP ではモデリング上、炉心上下の円錐を無視しているため、核計算では炉心を直径 2.3m高さ 2.2mの円柱とし、厚さ 1.0mの反射体を巻いた。

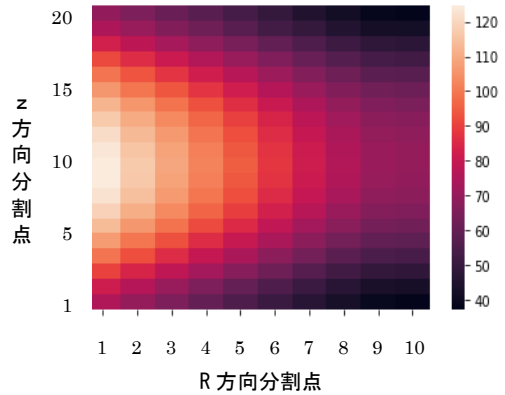


図 2 炉心の縦断面の出力分布(核熱結合あり)

3. 解析手法：RELAP5-3D では初期出力分布として径方向は零次の Bessel 関数、軸方向は余弦関数を用いて流動計算を行い炉内の温度分布を求めている[4]。得られた各領域（軸方向等間隔 20 領域、径方向等体積 10 領域）の温度分布を基に溶融塩の密度分布を求めた。連続エネルギーモンテカルロコード SERPENT2[5]で炉心部燃料領域を 200 に分割し各領域の原子核数密度を与えると共にドップラー温度補正を行い、炉内出力分布を求めた。核断面積ライブラリは付属の ENDF/B-VII である。

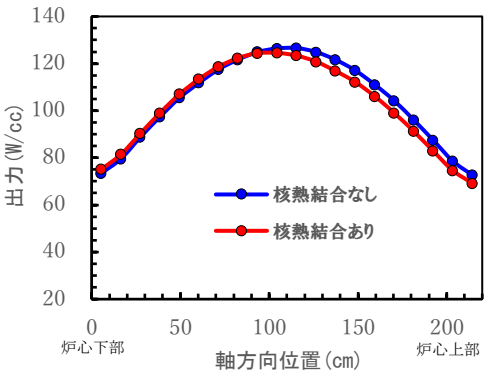


図 3 炉心中心 z 軸方向出力分布

4. 解析結果：得られた出力分布の縦断面を図 2 に、炉心中心 z 軸方向の出力分布を図 3 に示す。RELAP による炉心の平均温度は 837.7K であり、炉内全領域がこの温度で均一である場合を“核熱結合なし”として炉心中心の z 軸方向出力分布を図 3 に示す。核熱結合ありの出力ピークは無しの場合に比べ 11 cm炉心下部側に現れ 124.5(W/cc)である。この様に、核熱結合計算により得られた出力分布は核熱結合が無い場合に比べ全体的に若干炉心下部に移動することが確認された。これは主に核分裂の巨視的断面積が炉内密度分布の変化により炉心上部で低下、炉心下部で増加したことによる。

参考文献：[1]小型塩化物溶融塩高速炉の超ウラン元素燃焼性能の評価、田原、千葉、望月、2022 原子力学会春の年会、1D07. [2] Y. Ando, H. Takano, “Estimation of LWR Spent Fuel Composition, JAERI-Research 99-004, (1999). [3] Benes, O. and Konings, R.J.M., “Thermodynamic evaluation of the NaCl-$MgCl_2$-UCl_3-$PuCl_3$ system,” J. of Nuclear Materials, 375, 202-208. [4] H. Mochizuki, “Neutronics and thermal-hydraulics coupling analysis using the FLUNT code and the RELAP5-3D code for a molten salt fast reactor,” Nucl. Eng. Des. 368 (2020) 110793. [5] Leppänen, J., et al. (2015) "The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013." Ann. Nucl. Energy, 82 (2015) 142-150.

*Yoshihisa Tahara[1], Satoshi Chiba[1] and Hiroyasu Mochizuki[1]
[1]Laboratory for Zero-Carbon Energy, Tokyo Institute of Technology.

小型塩化物溶融塩高速炉の研究開発
(2)制御棒価値の最適化に関する予備検討

Research and development of a small chloride molten salt fast reactor

(2) Preliminary investigation of optimum control rod worth

*平野はるか[1]，田原義壽[1]，千葉敏[1]，望月弘保[1]

[1]東工大

溶融塩炉は固有の安全性が極めて高く、1 次系流量(または温度)を調節することにより炉心反応度の制御が可能であるが、原理の異なる機能と冗長性の観点からは制御棒を設置することも有効であると考えられる。制御棒の反応度が瞬時に添加される事故(RIA：Reactivity-Initiated Accident)が生じた場合の炉心の動特性解析から、設計検討中の溶融塩炉の安全性を確認し、制御棒価値の最適化の予備検討を行う。

キーワード：溶融塩炉，高速炉，塩化物，制御棒価値，動特性

1.緒言：東工大では、使用済み燃料の有効活用や廃棄物の処理処分の負担軽減の観点から、MA を変換する溶融塩小型高速炉の設計検討を実施している[1]。制御棒を設置する場合、RIA に対する安全性の評価や制御棒価値の最適化の検討が必要となる。本研究では一次系を流れる燃料塩が炉心に与える影響を考慮し、一点炉近似で RIA 時の炉内の動特性を解析した。

2. 解析条件：炉心は 700MWth の小型溶融塩炉である(図 1)。燃料塩は炉心をτ_c(2.4595s)、炉外ループをτ_l(2.6909s)かけて循環する。RIA 時の添加反応度は、検討中の制御用反応度 0.93%$\Delta\rho$[1]を目安に 0.93、0.36、0.18%$\Delta\rho$を想定した。ここで、本炉心の 1$の反応度は 0.22%$\Delta\rho$である。

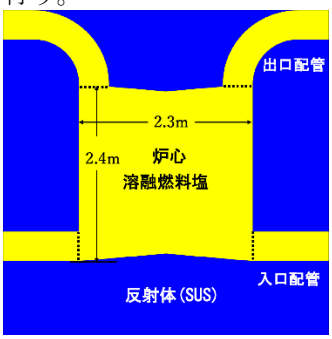


図 1 炉心の縦断面

3. 解析手法：一点炉動特性方程式(1)(2)、温度変化の式(3)の連立微分方程式を行列指数法にて解く python プログラムを作成した。燃料塩がループを通過するために遅発先行核濃度C_iが変化する効果を式(2)の右辺第 3 項が担い、先行核の崩壊時間が長いために 1 次のテイラー展開を用いて近似した[2]。また、式(4)をもとに繰り返しループを用いて反応度に温度θによるフィードバックをかけた。遅発中性子定数(β^{static})は図 1 の体系で、連続エネルギーモンテカルロコード SERPENT2[3]により求めた。β^{fluid}はβ^{static}および崩壊定数をもとに炉心からの先行核の漏洩を考慮した値である[4]。

$$\frac{dn(t)}{dt}=\frac{\rho(t)-\beta_{eff}^{fluid}}{\Lambda}n(t)+\sum_{i=1}^{6}\lambda_i C_i(t)\ (1),\qquad \frac{dC_i(t)}{dt}=\frac{\beta_{eff,i}^{static}}{\Lambda}n(t)-\lambda_i C_i(t)+\frac{-C_i(t)+C_i(t-\tau_l)e^{-\lambda_i\tau_l}}{\tau_c}\ (2)$$

$$\frac{d\theta(t)}{dt}=\kappa n(t)-\gamma\theta(t)(3),\quad \rho(t)=\rho_{in}(t)-\alpha\big(\theta(t)-\theta(0)\big)(4)$$

4. 解析結果：安全側の評価を与えるため解析は断熱近似($\gamma=0$)で行った。定格出力状態にて 0.93%$\Delta\rho$の反応度が瞬時に添加された場合の温度の時間変化を図 2 に示す。温度は 200 秒程度で収束し、炉心出口温度の最高温度は 1118K である。これは本溶融塩の沸点(1738K 以上)[5]以下である。また、先行研究の健全性に関する炉心出口燃料の安全制限温度[4]以下である。添加反応度が 0.36%$\Delta\rho$、0.18%$\Delta\rho$の場合には、炉心出口の最大温度はそれぞれ 1047K、1029K と低くなる。以上の解析結果から定格出力運転時に最大で 0.93%$\Delta\rho$の反応度が添加される RIA が生じたとしても安全上問題がないと判断できる。

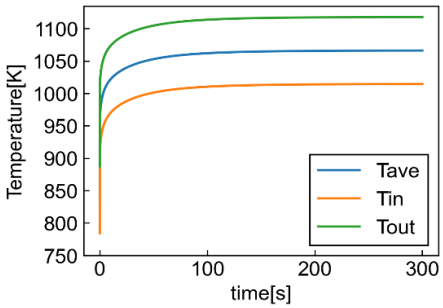


図 2 反応度 0.93%$\Delta\rho$添加時の炉内温度の時間変化：Tave:炉内平均温度、Tin:炉心入口温度、Tout:炉心出口温度

3. 結論：本溶融塩小型高速炉は定格出力運転時に RIA が生じても安全性に問題がないことが示された。今後は上記を踏まえて、炉心の制御性の観点から、運転上最適な制御棒反応度価値の検討を行う。

参考文献：[1]小型塩化物溶融塩高速炉の超ウラン元素燃焼性能の評価、田原、千葉、望月、2022 原子力学会春の年会、1D07. [2] W. H. Sides, Jr, “MSBR CONTROL STUDIES,” ORNL-TM-2489, 1969. [3] Leppänen, J., et al. (2015) "The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013." Ann. Nucl. Energy, 82 (2015) 142-150. [4]Nobuhide SUZUKI, Yoichiro SHIMAZU, "Reactivity-Initiated-Accident Analysis without Scram of a Molten Salt Reactor," Journal of Nuclear Science and Technology, 45:6, 575-581. [5] McMurray, J., Besmann, T., Jerden, J., Williamson, M., Ard, J., Fitzpatrick, B., Piro, M., Graham, A., Taylor, Z., Collins, B., Betzler, B., Qualls, L., Pandya, T., Greenwood, S., Johnson, S., 2018., Multiphysics simulations for molten salt reactor evaluation: Chemistry modeling and database development, ORNL/SPR-2018/864.

*Haruka Hirano[1], Yoshihisa Tahara[1], Satoshi Chiba[1] and Hiroyasu Mochizuki[1]
[1]Laboratory for Zero-Carbon Energy, Tokyo Institute of Technology.

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

[1G07-10] Analysis Method Development 1 Burnup Calculation

Chair:Satoshi TAKEDA

Wed. Sep 7, 2022 2:45 PM - 3:50 PM Room G (E1 Bildg.3F No.32)

[1G07] Improvement of the Predictor-Corrector method for burnup calculations in nuclear fuel containing burnable absorbers

*Fuga Miyazawa[1], Go Chiba[1], Kosuke Tsujita[2], Shuhei Miwa[2] （1. Hokkaido Univ., 2. NEL）

2:45 PM - 3:00 PM

[1G08] Study on fast computation of burnup calculations using MMPA on GPUs

*Yoshinari Harada[1], Hibiki Yamaguchi[1], Akio Yamamoto[1], Tomohiro Endo[1] （1. NAGOYA university）

3:00 PM - 3:15 PM

[1G09] Low-order model for time behavior of atomic number densities with radioactive decay

*Go Chiba[1], Yu Yoshifuji[1], Kosuke Tsujita[2], Shuhei Miwa[2] （1. Hokkaido Univ., 2. NEL）

3:15 PM - 3:30 PM

[1G10] Low-order model for time behavior of atomic number densities with radioactive decay

*Yu Yoshifuji[1], Go Chiba[1], Kosuke Tsujita[2], Shuhei Miwa[2] （1. Hokkaido Univ., 2. NEL）

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

可燃性毒物が含まれた燃料集合体の燃焼計算における予測子・修正子法の高度化

Improvement of the predictor-corrector method for burnup calculation in nuclear fuel containing burnable absorbers

*宮沢 風雅[1]，千葉 豪[1]，辻田 浩介[2]，三輪 周平[2]
[1]北大，[2]原子力エンジ

予測子・修正子法で行われる Corrector 計算の負荷を抑制し、１燃焼ステップの計算コストを低減させた。

キーワード：可燃性毒物，燃焼計算，予測子・修正子法，簡易モデル

1. 背景　可燃性毒物を含んだ燃料集合体に対する燃焼計算手法として予測子・修正子法 （Predictor-Corrector method、PC 法）が広く知られている。この PC 法を改良して当研究室で開発した AOWPC 法[1]では 2.0GWD/t 程度の粗い燃焼ステップで中性子無限増倍率k_∞をおよそ 100pcm 以内の誤差で再現することが可能である。一方で、PC 法では 1 燃焼ステップあたりに 2 回の燃焼計算を行う必要があるため 1 燃焼ステップの計算コストは大きい。従って、この計算コストを低減することができれば、燃焼計算に要する総計算時間を大幅に短縮させる可能性を持つ。本研究の目的として、参照解のk_∞から 100pcm 以内の再現誤差に収めることに加え、Corrector 計算の負荷を極限にまで小さくすることを目指した。

2. 検討手法　本手法では中性子輸送計算のコストを低減させる簡易モデルの導入とその簡易化による誤差を低減させる補正手法を採用する。詳細な計算条件を Original model（om）、簡易化した計算条件を Simplified model（sm）と区別する。sm には、Ray-tracing 条件として角度分割数および Tracing 幅を粗くした条件を設定し、加えて群縮約を用いることで輸送計算 1 回あたりのコスト短縮を図った。これら簡易化による誤差を低減させるために補正が必要となる。Predictor 計算において om および sm それぞれの輸送計算から微視的反応率を算出し、om の微視的反応率を再現するような補正因子を導出した。Corrector 計算では sm のみで輸送計算を行い補正因子を適用した。以下に適用される補正式を示す。

$$\theta^{C,om} = \theta^{C,sm} \times (\theta^{P,om}/\theta^{P,sm})$$

ここでθは一群断面積もしくは全中性子束を示し、P, Cはそれぞれ Predictor 計算、Corrector 計算を表す。

3. 検討結果　検証計算はガドリニア燃料を中心に配置しウラン燃料で取り囲んだ 3x3 マルチセル体系で行った。0.1GWD/t 刻みの AOWPC 法による燃焼計算を行いk_∞の参照解を取得し、検討では 2.0GWD/t 刻みでの燃焼計算を行いk_∞を取得した。簡易モデルには、Ray-tracing 条件の簡易化に関して詳細条件から角度分割数を 1/8 に、Tracing 幅をおよそ 7 倍と最も粗い条件とした。加えて詳細条件の XMAS172 群構造から新たに提案する 20 群構造へと縮約させた。検討計算で得られたk_∞の再現誤差を図 1 に示す。比較として、AOWPC 法(2.0GWD/t)と補正を適用していない結果を併せて示す。図 1 より、簡易モデルのみの結果では、非常に粗い簡易化に対して再現誤差が大きく生じなかった。これは AOWPC 法特有の、過去の数密度・反応率履歴を考慮した Gd 同位体に対する補正によって簡易化による誤差が軽減されたと考えられる。更に補正式を組み込むことで燃焼全体を通して再現誤差 100pcm 以内に収まった。また、計算時間を比較すると AOWPC 法(2.0GWD/t)から 70%程に短縮することが可能となった。

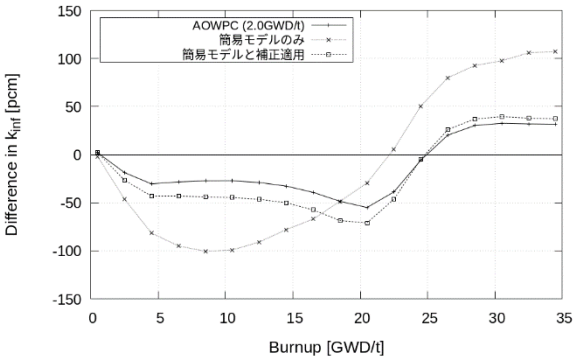


図 1：k_∞の参照解との再現誤差

参考文献　[1] J.Sasuga, et al.,*J.Nucl. Sci. Technol.*58:1134-1144(2021).

---

*Fuuga Miyazawa[1], Go Chiba[1], Kosuke Tsujita[2], Shuhei Miwa[2]
[1]Hokkaido Univ., [2]NEL

GPU を用いた MMPA 法による燃焼計算の高速化に関する検討

Study on fast computation of burnup calculations using MMPA on GPUs

*原田　善成[1]，山口　響[1]，山本　章夫[1]，遠藤　知弘[1]

[1]名古屋大学

燃焼計算の数値解法の一つである Mini-max polynomial approximation(MMPA)法において、GPU の並列処理能力を利用した演算時間の短縮について検討を行った。

キーワード：GPU，**倍精度**，**燃焼計算**，MMPA

1. 緒言　燃焼計算の数値解法の一つである Mini-max polynomial approximation (MMPA)法[1]は、近似誤差の最大値が最小になるように有理式で行列指数を近似する手法である。MMPA 法の利点として、演算時間が比較的短いこと、任意の時間幅を自由に設定できることが挙げられる。本研究では、燃焼計算の演算時間を短縮するために GPU(Graphics Processing Unit)に着目した。GPU は並列処理能力に優れ、単精度浮動小数点数を用いると高速な演算が可能であるが、倍精度浮動小数点数の場合では演算性能が著しく低下するという特徴を有している。そこで本研究では、GPU を用いた MMPA 法による燃焼計算を実装した上で、その演算時間を計測し、単精度による MMPA 法の有効性について検証を行った。

2. 条件　MMPA 法により、燃焼方程式の解析解を以下のように近似することができる。

$$\boldsymbol{n}(t) = a_0\boldsymbol{n_0} + \Sigma_{i=0}^{n} a_i\{(\mathbf{A}t + c\mathbf{I})(\mathbf{A}t - c\mathbf{I})^{-1}\}^i\boldsymbol{n_0}$$

a_iは任意定数cによって定まる係数、tは燃焼時間、$\boldsymbol{n_0}$は初期原子数密度ベクトル、$\mathbf{A}$は燃焼マトリックス、$\mathbf{I}$は単位行列をそれぞれ表す。計算では、近似次数nは 32 次、燃焼時間tは 10^8 秒までを log スケールで 400 分割とした。数値計算では CPU　Intel Core i9-10920X，GPU NVIDIA GeForce GTX 1650 SUPER を使用した。コード作成にあたっては Python を用い、NumPy および CuPy(NumPy と高い互換性を持つ GPU 向け汎用配列数値計算ライブラリ)をそれぞれ使用した。

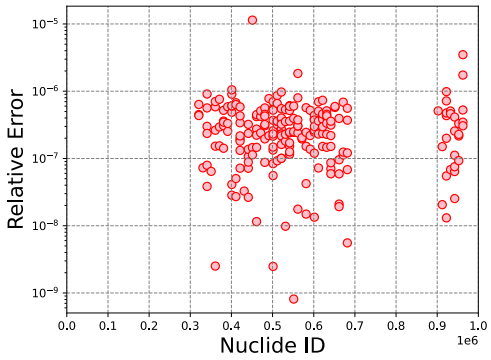


図 1　倍精度計算との相対誤差(221 核種)

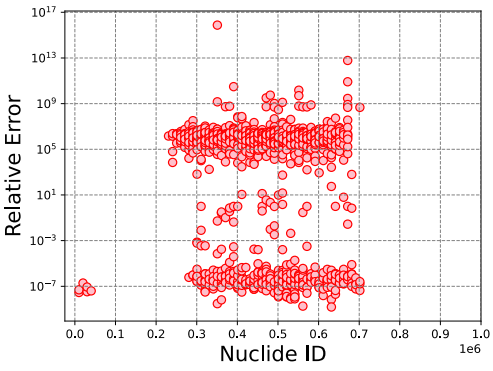


図 2　倍精度計算との相対誤差(1401 核種)

3. 結果　221 核種、単精度の条件では、CPU で 12.7 秒、GPU で 1.97 秒の演算時間であった。また、図 1 より倍精度による計算結果との相対誤差は概ね 10^{-6} 程度であることから、単精度でも十分な精度であることを確認した。次に 1401 核種、単精度の条件では、CPU で 149 秒、GPU で 46.2 秒の演算時間であった。しかし、図 2 より倍精度による計算結果との相対誤差が大きくなることを確認した。原因は和と乗算による丸め誤差であったため、単精度でも MMPA 法が適用できるように、補助変数の導入や計算手法の改良をする必要があると考えられる。

参考文献　[1] Y. Kawamoto et al., *Ann. Nucl. Energy*, **80**, pp. 219–224 (2015).

謝辞　本研究に対してご助言頂いた、北海道大学 千葉 豪 准教授に感謝する。

*Yoshinari Harada[1], Hibiki Yamaguchi[1], Akio Yamamoto[1] and Tomohiro Endo[1]

[1]Nagoya Univ.

原子核の崩壊による原子数密度変動に対する低次元モデルの構築
(3) 漸近解に対する差分への低次元モデルの適用

Low-order model for time behavior of atomic number densities with radioactive decay
(3) Reduced order model for the difference to the asymptotic solutions

*千葉 豪[1], 吉藤 悠[1], 辻田 浩介[2], 三輪 周平[2]
[1]北大, [2]原子力エンジ

瞬時核分裂後の核分裂生成物の崩壊過程における原子数密度変動を対象とした低次元モデルの構築の一環として、数密度の時間漸近解に対する差分に着目した検討を行った。

キーワード：Bateman 方程式、特異値分解、低次元モデル

1. 背景・目的　燃焼中の核燃料には 1,000 を超える核種が含まれ、それら全ての数密度の時間変動を数値計算において追跡することは、全炉心燃焼計算のような大規模計算では現実的ではない。多数の核種の数密度の時間追跡計算をより効率的に行うことを目的として、snapshot POD と Galerkin projection（GP）に基づく方法の検討を行ってきた[1,2]。その結果、燃焼方程式を POD 基底に射影して得られる低次元モデルにおいて、POD モードの時間変化を記述する行列（遷移行列）が正の固有値を持つ場合があり、低次元モデルの解が発散する可能性があることが分かった。そこで本研究では、核種数密度そのものではなく、無限時間経過後の核種数密度の漸近解に対する差分に着目することにより、この問題点を克服することを試みた。

2. 数密度の時間漸近解に対する差分の低次元モデル　本検討では、はじめに燃焼方程式を数値的に解き、数密度ベクトルについてのいくつかの時間点での snapshot を収集する。そこから数密度ベクトルの POD 基底を特異値分解により作成し、燃焼方程式を POD 基底に射影して低次元モデルを作成する。この際、対象とする核種数をN、snapshot の総数をMとしたとき、$M > N$とする。N個の POD 基底に射影した場合、低次元モデルにおける遷移行列と燃焼行列は相似となり両者の固有値は一致する。一方、射影に用いる基底の個数をNより小さくした場合には、遷移行列と燃焼行列の固有値に差異が生じ、遷移行列において正の固有値が生じる場合がある[2]。安定核の数密度は無限時間経過後に一定値に漸近するため、時間に対して数密度が増加する核種があり、このことが正の固有値を生じさせる原因と考えた。そこで、$\boldsymbol{n}(t)$そのものではなく$\boldsymbol{n}(\infty)$に対する差分$\boldsymbol{m}(t) = \boldsymbol{n}(t) - \boldsymbol{n}(\infty)$に対して低次元モデルを構築することで、正の固有値の発生の抑制を試みた。

3. 結果・考察　15 核種からなる簡易的な核種崩壊・変換問題を設定し、これら核種数密度の時間変化について snapshot POD と GP を用いて低次元モデルを作成し、行列指数法で数値的に解いた。ここで、$\boldsymbol{n}(t)$と$\boldsymbol{m}(t)$に着目した 2 ケースの計算を行った。考慮する POD 基底の個数を変化させたときの数密度の絶対誤差の最大値と RMS を図 1 に示す。この問題に対しては、$\boldsymbol{m}(t)$に着目することでより効果的に低次元化が行えることが分かった。

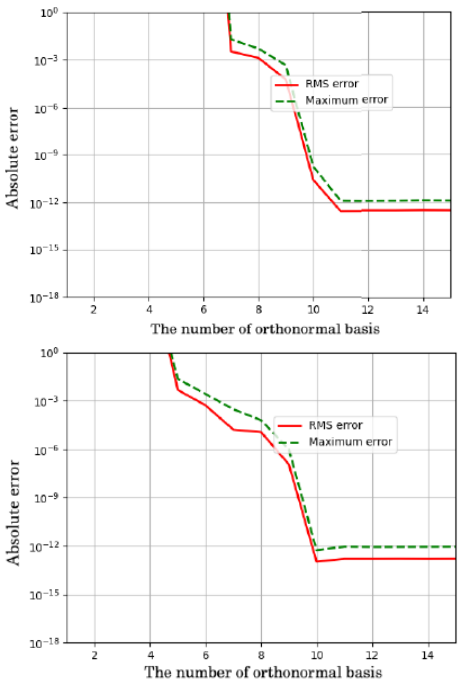


図 1 数密度の絶対誤差の最大値と RMS（上：$\boldsymbol{n}(t)$、下：$\boldsymbol{m}(t)$）

参考文献 [1] 吉藤、他、2021 年秋の大会、[2] 吉藤、他、2022 年春の年会

* Go Chiba [1], Yu Yoshifuji [1], Kosuke Tsujita [2], Shuhei Miwa [2]
[1] Hokkaido University, [2] Nuclear Engineering, Ltd

原子核の崩壊による原子数密度変動に対する低次元モデルの構築
(4) 種々のモード間の比較

Low-order model for time behavior of atomic number densities with radioactive decay

(4) Comparison between different modes

*吉藤 悠[1], 千葉 豪[1], 辻田 浩介[2], 三輪 周平[2]

[1]北大, [2]原子力エンジ

瞬時核分裂後の崩壊過程のみを考慮した原子数密度変動を対象に、snapshot POD と Galerkin projection に基づく手法と、DMD に基づく手法のそれぞれで数密度計算を行い、近似解の誤差の比較を行った。さらに、POD モード、DMD モード、α モードの形状の比較を行った。

キーワード：Bateman 方程式、DMD、α モード、POD モード

1. 目的・概要　Bateman 方程式の解を、精度を低下させることなく高速に得ることを目的とした、低次元なモデル（縮約モデル）の構築の一環として、snapshot POD + Galerkin projection（POD-GP）の検討を行った。また、この手法では計算が安定しない結果となったため、燃焼計算への適用事例のある DMD の検討を行い、POD-GP と誤差の比較を行った。加えて、POD モード、DMD モード、α モードの形状の比較を行った。なお、U-235 の瞬間的な核分裂反応から発生する核分裂生成物の中から選定した 15 核種の崩壊過程のみを考慮した原子数密度変動を対象とした。また、時間ステップは $t_0, t_1, \cdots, t_{L-1}, t_L$ $(L = 100)$、時間スケールは 100 秒、ステップ幅は 1 秒で一定とした。

2. POD-GP と DMD の比較　まず元の方程式を解くことで、考慮した全ての時間ステップでの対象核種の数密度ベクトルを取得し、それらを列ベクトルとして組み合わせて数密度行列 $\boldsymbol{N}$ を作成した。POD-GP では、$\boldsymbol{N}$ を特異値分解することで、数密度ベクトル群が張る空間の POD モードを取得した。そして、元の方程式を POD モードが張る部分空間に射影して縮約モデルを作成し、それを解くことで数密度行列の近似解を取得した。DMD では、t_0からt_{L-1}までの数密度ベクトル群と、t_1からt_Lまでの数密度ベクトル群を作成し、それらを用いて行列指数を推定した。その後、推定された行列指数を固有値分解し、DMD モードを取得した。そして、低次で打ち切った DMD モード群を用いて計算を行い、数密度行列の近似解を取得した。POD-GP と DMD のそれぞれについて、各モード数で得られた近似解の絶対 RMS 誤差を**図 1** に示す。今回のような短い時間スケールにおいては、POD-GP の方が精度が良いことが分かった。また、DMD ではモード数 8 で急激に誤差が減少したが、それ以外のモード数では、モード数が増えても誤差は一定であった。

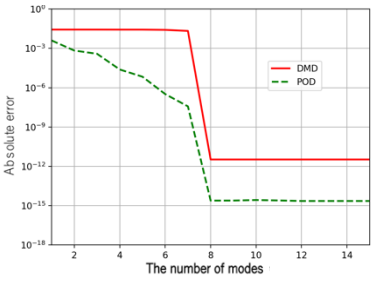


図 1：モード数と絶対 RMS 誤差の関係

3. 各モードの形状の比較　最初に燃焼行列を固有値分解することで α モードを取得した。その後、POD モード、DMD モード、α モードの形状を可視化し、比較を行った。その結果、α モードは独立した燃焼チェーンに対して順に寄与を与えていることが分かった。また、DMD モードは基本的には崩壊定数が大きい核種から順に寄与していき、その後はさまざまな核種に対して寄与を与えていることが分かった。さらに、POD モードは数学的な操作によって作られた基底により、さまざまな核種に寄与を与えていることが分かった。モード図の例として、DMD モード図を**図 2** に示す。

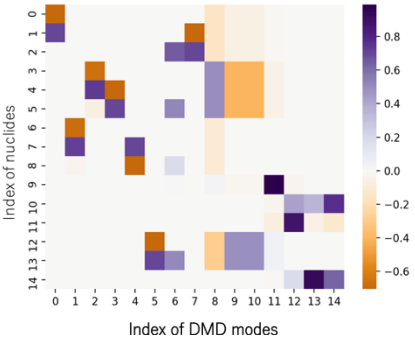


図 2：DMD モード図

* Yu Yoshifuji [1], Go Chiba [1], Kosuke Tsujita[2], Shuhei Miwa [2]

[1] Hokkaido University, [2] NEL

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

[1G11-13] Analysis Method Development 2 Transport Calculation

Chair:Kenichi Tada(JAEA)

Wed. Sep 7, 2022 3:50 PM - 4:40 PM Room G (E1 Bildg.3F No.32)

[1G11] Treatment of scattering sources in numerical calculations of the radiative transfer equation with discrete ordinates methods

*Ryosuke Shimizu[1], Go Chiba[1] (1. HokkaidoUniv.)

3:50 PM - 4:05 PM

[1G12] Application of neutron transport calculation method to accelerate photon transport analysis considering reflection and refraction

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

4:05 PM - 4:20 PM

[1G13] Study on the accuracy of POD basis expansion based on the Wilks' method

*Shunya Teratani[1], Masato Ito[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya University)

4:20 PM - 4:35 PM

©Atomic Energy Society of Japan

離散座標法による輻射輸送方程式の数値計算における散乱源の取扱い手法に関する研究 (3) 直接角度表示法とルジャンドル展開法の包括的な比較

Treatment of scattering sources in numerical calculations of the radiative transfer equation with discrete ordinates methods

(3) Comprehensive comparison between DAR method and Legendre expansion method

*清水　亮輔[1]，千葉　豪[1]

[1] 北海道大学

輻射輸送方程式の数値解を離散座標法により求めた。離散座標法における散乱源の取り扱い手法である DAR 法とルジャンドル展開法の包括的な比較を行った。

キーワード：離散座標法、輻射輸送方程式、散乱源、輸送近似

1. 背景　輻射輸送方程式（RTE）の数値解法の 1 つである離散座標法（Sn 法）における散乱源の計算方法は分野により異なる。光イメージング分野では直接角度表示法[1]（DAR 法）が、原子炉工学分野ではルジャンドル展開法が一般に使用されている。これまでに、これらについての包括的な比較は行われてこなかった[2]。

2. 数値実験　散乱の非等方性が強い様々な 1 次元均質平板体系の中性子輸送問題を設定した。散乱断面積 $\Sigma_s(\mu)$ として Henyey-Greenstein 位相関数（HG 関数）を用いた。HG 関数は、異方性因子 g が唯一のパラメータとなる数理モデルであり、光イメージング分野では、一般的に g が 0.8 から 1.0 の間の値が使用される。これらの問題を、散乱反応における角度束の入射方向と散乱方向の関係を直接的に取り扱う DAR 法と、散乱断面積および角度束をルジャンドル多項式や球面調和関数に展開するルジャンドル展開法で解いた。前報[2]に加えて、本研究では以下の方法も含めた包括的な比較を行なった。DAR 法では、従来の散乱断面積の計算において角度方向を離散的に取り扱う方法に加えて、区間内で平均化する方法[3]を導入した。ルジャンドル展開法では、delta-Eddington 近似（dE 近似）と Cesaro transport correction を導入した。さらに、Sn 法における求積セットとして、対称な Gauss-Legendre 求積セット（GL 分点）と Sanchez が用いた非対称な求積セット[3]（Sanchez 分点）を使用した。また、DAR 法では Liu の再規格化手法[4]を導入した。

3. 結果・考察　図 1 に、外部源が中心にのみ存在し、$g = 0.95$，$\Sigma_{s,0} = 0.05\ /\mathrm{cm}$，$\Sigma_a = 0.05\ /\mathrm{cm}$ という条件における、散乱源の取り扱いごとの、参照解との中性子束の平均二乗パーセント誤差の平方根（RMSPE）を示す。参照解は、角度分割数 500、100 次のルジャンドル展開次数のときに、ルジャンドル展開法により得られた結果とした。GL 分点では、ルジャンドル展開法の優位性が見られた[2]が、Sanchez 分点では、dE 近似を導入しないと計算精度が DAR 法より劣っていた。また、dE 近似を導入することで、Liu の再規格化手法や区間平均を導入した DAR 法と同程度の計算精度が得られた。DAR 法では、Liu の方法以外にも種々の再規格化手法が開発されている。Liu の方法では 0 次成分のみ再規格化しているが、高次成分の再規格化によりさらなる計算精度の向上が見込まれる。我々は、GLLS を用いた任意の次数に対応可能な再規格化手法を開発しており、本手法も含めた更なる比較を行う予定である。

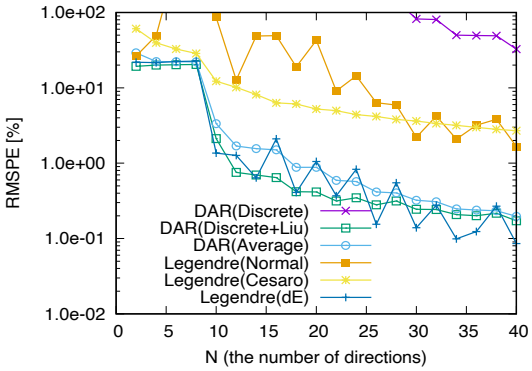


図 1：スカラー中性子束の RMSPE（Sanchez 分点）

参考文献　[1] Yamano, N., et al., J. Nucl. Sci. Technol., 16 (1979), 919. [2]清水、千葉、2021 年秋の年会、2I05. [3] R. Sanchez, et al., Nucl. Sci. Eng, 147 (2004), 249. [4] Liu, L., et al., J. Heat Mass Transf., 45 (2002), 3259.

*Ryosuke Shimizu[1], Go Chiba[1]

[1]Hokkaido Univ.

反射・屈折を考慮した光輸送解析の高速化へむけた中性子輸送計算手法の応用

Application of neutron transport calculation method to accelerate photon transport analysis considering reflection and refraction

*天野 虎之介[1], 遠藤 知弘[1], 山本 章夫[1]
[1]名古屋大学

原子炉物理学分野で扱う中性子輸送計算手法を応用することで、生体内における光輸送計算を効率良く計算できる可能性がある。本研究では、反射・屈折効果を考慮した MOC を開発し、拡散加速法を適用することで高速に数値解を得ることができることを明らかにした。

キーワード：輻射輸送方程式, Method of Characteristics, 反射, 屈折, 拡散加速法

1. 緒言 医用工学分野において、近赤外線を用いた生体イメージング技術の一種である拡散光トモグラフィの実用化が待ち望まれている。光輸送と中性子輸送の支配方程式が類似していることから、中性子輸送計算手法を応用した効率的な光輸送計算を行うことで、拡散光トモグラフィの開発に貢献できる可能性がある。ただし、光輸送計算では、屈折率の異なる物質境界面における光の反射・屈折効果を適切に考慮する必要がある。そこで本研究では、MOC(Method of Characteristic)に基づいて反射・屈折効果を考慮した光輸送計算コードを新たに開発し、拡散加速法を適用することで高速に数値解を得ることができるか検討を実施した。

2. 計算条件 自作した MOC 計算コードの妥当性を確認するために、光輸送分野で使用されているモンテカルロ計算コード MCML の計算結果を参照解として検証作業を実施した。計算体系として、非均質な生体組織を想定した 1 次元無限平板体系を図 1 のように設定した。各領域での光学特性値は、文献[1]に基づき、光源領域及び高屈折率領域で散乱係数 90 [1/cm]、吸収係数 0.15 [1/cm]、屈折率 1.4、低屈折率領域で散乱係数 0.0001 [1/cm]、吸収係数 0.0001 [1/cm]、屈折率 1.0 とした。光源領域に強度 1.0 [1/cm^3/s] の光源を配置した。自作 MOC コードの計算条件は、角度分割数 200、空間メッシュ分割数 300、収束判定条件 10^{-6} とし、光の臨界角を考慮して極角を分割した多重 GL 分点を使用した。自作 MOC コードに実装した光の反射・屈折処理の影響を確認するため、①光の反射・屈折を両方考慮する場合、②反射のみを考慮し透過光の屈折を考慮しない場合、③光の反射・屈折を両方考慮しない場合、それぞれについて計算を行った。MCML の計算条件はヒストリー数 100 億とした。

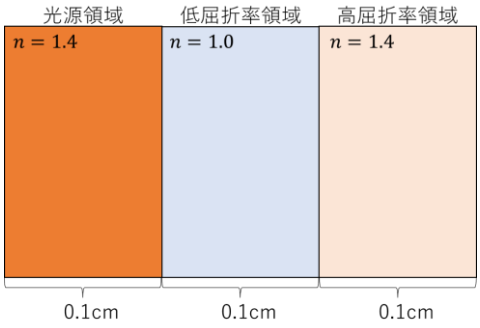


図 1 検証体系

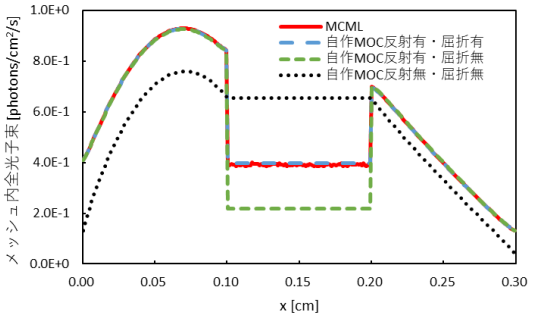


図 2 光子束分布の計算結果

3. 結果 各条件で得られた光子束分布の計算結果を図 2 に示す。自作 MOC と MCML の結果をそれぞれ比較すると、反射・屈折の両方を考慮した場合でのみ、全領域で MCML による参照解と良く一致することが確認できた。MCML に対する平均二乗誤差は、反射有・屈折有で 1.2%、反射有・屈折無で 26%、反射無・屈折無で 45%であり、精度の観点から反射・屈折の両方を考慮することが必須であると判断した。反射・屈折を考慮した場合の計算時間について、拡散加速法無しでは約 31 [s]、拡散加速法有りでは約 13 [s]であり、厳密な光輸送計算における拡散加速法の有用性も確認できた。

参考文献：[1] H. Fujii et al., *Int. J. Numer. Meth. Biomed. Eng.*, **33**(5), e2826 (2017).

*Toranosuke Amano[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1]
[1]Nagoya Univ.

Wilks の手法に基づいた POD 基底による展開精度に関する検討

A Study on the accuracy of POD basis expansion based on the Wilks' method

*寺谷　俊哉[1]，伊藤　雅人[1]，遠藤　知弘[1]，山本　章夫[1]
名古屋大学

POD 基底展開精度検証法としてノンパラメトリックな Wilks の手法を用いることで、POD 基底による展開精度を統計的に推定し、その妥当性について検証した。

キーワード：固有直交分解，　POD 基底，　中性子束，　ノンパラメトリック法，　Wilks の手法

1. 緒言　固有直交分解/(Proper Orthogonal Decomposition, POD)では、複数の中性子束からなる教師データを特異値分解して得られた POD 基底により中性子束を効率よく展開できる。POD を用いた炉心解析の計算精度を保証するためには、少数の中性子束の展開精度から、対象とするすべての中性子束展開精度の上限値を推定する必要がある。そこで、本研究では POD 基底による中性子束展開精度の推定方法として、統計的手法の一つである Wilks の手法を適用し、その妥当性を調査した。

2. Wilks の手法　Wilks の手法は、ノンパラメトリックな母集団推定法の一つである。N個の要素を持つデータの最大値を$D_{\max}$として、母集団推定の精度を以下の 2 つのパラメータで指定する：①母集団全体について$D_{\max}$以下の領域が占める割合p, ② ①の割合がp以上である確率q(信頼度)。3 つの量N, p, qの間に成り立つ関係(1)式にp, qを代入することで、指定した精度での母集団推定に必要最小なデータ数Nが得られる。

$$N \geq \ln(1-q)/\ln p \cdots (1)$$

3. 計算手順　POD 基底による中性子束の展開精度を多数回調べ、信頼度qの計算結果が不確かさの範囲で指定値を含むか調査した。$p = q = 0.95$と指定した場合、(1)式を満たす最小の整数は$N = 59$と求められた。計算体系は長さ 12 cm の一次元単一集合模擬体系、1 メッシュ幅は 0.05 cm とした。まず、割合pについて(a)から(e)の手順で調査した。(a) 外部境界面におけるアルベド値(部分中性子流の反射率)をランダムに変化させ、拡散計算を 8 回実施した。得られた 8 通りの中性子束を並べ、教師データを作成した。(b) 教師データから POD 基底を計算し、$N = 59$通りの中性子束を展開し、相対二乗平均平方根誤差(RMSE)を計算した。(c) (b)で得られた 59 通り RMSE の最大値(RMSEmax)を求めた。(d) POD 基底を用いて、1000 通りの中性子束を展開し、RMSE を計算した。(e) (d)で得られた 1000 通りのRMSEを母集団とみなし、RMSEmax を超えないデータ点の割合pについて、$p \geq 0.95$が成り立つかを調べた。最後に、信頼度qについて調査した。具体的には、(a)から(e)の反復計算を 1000 回実施し、(e)が成り立つ回数Qを求めた後、$q = Q/1000$により信頼度を推定した。

4. 結論　(a)–(e)の 1 反復で得られた 1000 通りのRMSEの一例を図 1 に示す。青丸と赤×はそれぞれRMSEmax以下のデータ点及びRMSEmaxを超えたデータ点を表す記号である。また、黒い点線は RMSEmax の値を示す。図 1 においてRMSEmaxを超えたデータ点の赤×が 49 個であり、$p \geq 0.95$が成り立つ。さらに、(a)–(e)の 1000 反復で得られた信頼度qは0.960 ± 0.007であり、不確かさ2σの範囲で指定値 0.95 を含むことが分かった。以上の検討を通じて、POD 基底による中性子束の展開精度推定方法として、Wilks の手法が有効であることが確認できた。

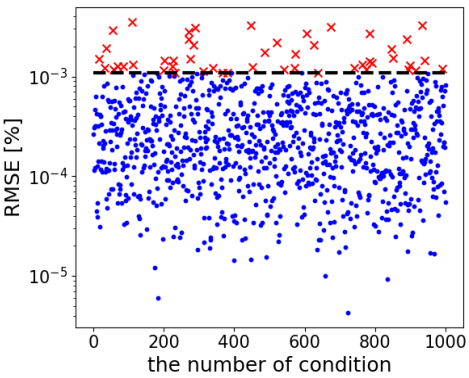


図 1 1 反復における各条件の RMSE 分布

*Shunya Teratani[1], Masato Ito[1], and Tomohiro Endo[1] and Akio Yamamoto[1]
[1]Nagoya Univ.

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

[1G14-16] Analysis Method Development 3 Monte-Carlo Calculation

Chair:Willem F.G. van Rooijen(Univ. of Fukui)

Wed. Sep 7, 2022 4:40 PM - 5:30 PM Room G (E1 Bildg.3F No.32)

[1G14] Development of the Functional Expansion Tally Method Expanded by Numerical Basis Functions Extracted by Singular Value Decomposition

*Ryoichi Kondo[1], Yasunobu Nagaya[1] (1. JAEA)

4:40 PM - 4:55 PM

[1G15] Utility value of generalized extreme value statistics in Monte Carlo criticality calculation

*UEKI TARO[1] (1. JAEA)

4:55 PM - 5:10 PM

[1G16] Consideration of nonuniformity effect on criticality safety evaluation using hybrid genetic algorithm

*SHIGEKI SHIBA[1] (1. Nuclear Regulation Authority)

5:10 PM - 5:25 PM

©Atomic Energy Society of Japan

特異値分解による数値的な基底関数を用いた関数展開タリー法の開発
（1）一次元平板体系の検証計算

Development of the Functional Expansion Tally Method Expanded by Numerical Basis Functions Extracted by Singular Value Decomposition
(1) Verification for One-Dimensional Geometry

*近藤 諒一[1]，長家 康展[1]
[1]JAEA

モンテカルロ輸送計算の関数展開タリー法(FET 法)において、数値的な基底関数を用いる手法を開発した。様々な条件の中性子束分布を特異値分解することで基底関数を作成した。一次元多群モンテカルロ計算において提案手法の精度を確認した。

キーワード：関数展開タリー法，モンテカルロ法，特異値分解

1. 緒言: モンテカルロ輸送計算における関数展開タリー法(FET 法)では位相空間に対する連続的な分布量をタリーできる。従来の FET 法ではルジャンドル多項式などの解析的な基底関数が適用されてきた。しかし、複雑な分布を高精度に計算するためには必要な展開次数が増加し、計算コストと統計誤差が増加する。したがって、低次で高精度に分布を再構成するような基底関数が望まれる。決定論的手法による輸送計算ではエネルギーや空間に対して数値的な基底関数よる中性子束の関数展開が報告されている[1,2]。これらに基づき、本手法では計算対象に類似する複数の計算条件で得られた中性子束分布を特異値分解することで数値的な基底関数を抽出する。得られた基底関数を FET 法に適用し、その精度を確認した。

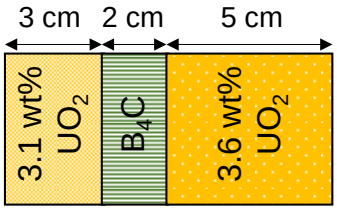


図 1 計算体系（真空境界条件）

2. 計算条件: 計算体系は図 1 に示す 2 種類の燃料と吸収体で構成された 10 cm の一次元平板である。エネルギー2 群の多群モンテカルロ計算を行い、空間中性子束分布を計算した。FET 法による計算はルジャンドル多項式および数値的な基底関数を用い、自作モンテカルロコードで行った。また、数値的な基底関数を作成するため、図 1 の全領域で密度を一律に摂動させた 10 種類の体系を用意した。それぞれの体系で MOC 輸送計算により中性子束分布を計算し、それらを特異値分解することで数値的な基底関数を抽出した。GMVP による空間を詳細に分割した計算を参照解とした。

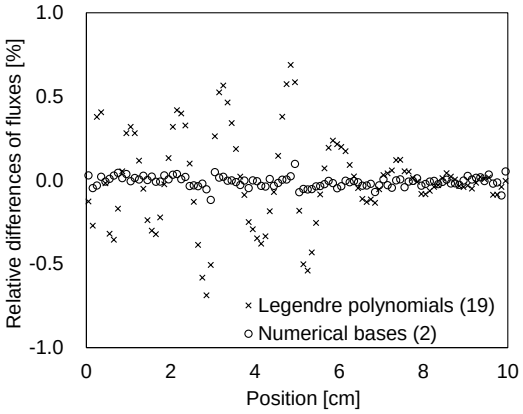


図 2 中性子束分布の参照解との差異
(凡例括弧内は展開次数)

3. 計算結果: FET 法で得られた中性子束と参照解との差異を図 2 に、このときの中性子束分布に対する相対標準偏差の最大値を表 1 に示す。ルジャンドル多項式展開では 19 次まで、数値的な基底では 2 次まで展開した。数値的な基底を用いた FET 法ではより低次の展開で高精度であるとともに、その相対標準偏差が小さいことを確認した。

表 1 中性子束分布の相対標準偏差の最大値

Legendre polynomials (19)	0.026%
Numerical bases (2)	0.013%

参考文献

[1] Kondo R, et al. Nucl. Sci. Eng. 2021;195(7):694-716. [2] Tujita K, et al. J. Nucl. Sci. Technol. 2021;58(2):173-183.

*Ryoichi Kondo[1] and Yasunobu Nagaya[1]
[1]JAEA

モンテカルロ臨界計算における一般化極値統計の効用

Utility value of generalized extreme value statistics in Monte Carlo criticality calculation

*植木 太郎 [1]

[1] 日本原子力研究開発機構

モンテカルロ法による弱結合体系の臨界計算においては，核分裂源からの中性子サンプリングが非常に偏り，中性子集団の定常核分裂源分布への収束及びその維持に不具合が起き，中性子実効増倍率(k_{eff})の評価値にバイアスが生じることがある。この不具合検出に関して，一般化極値統計が有効であることを報告する。

キーワード：モンテカルロ法，弱結合体系，臨界計算，一般化極値統計，中性子集団，定常核分裂源分布

1. 緒言　準定常で不安定な核分裂源の不具合検出法の確立がモンテカルロ法コードにとって重要である。

2. 弱結合体系の例題　定常な核分裂源分布状態への収束に不具合が起きる現象は米国のWhitesides氏による世界の実効増倍率問題として知られている。この問題は，スウェーデンのMennerdahl氏により，^{240}Pu臨界球と未臨界^{235}U平板が遠距離に配置されている，現在の計算機能力の下でもチャレンジングな問題にアップグレードされている。本予稿においては，^{240}Pu臨界球を国際臨界安全ベンチマーク実験プロジェクト（ICSBEP）のTopsy臨界球（HEU-MET-FAST-002）に置換した例題[1]のk_{eff}計算に，極値統計を適用する。

3. 一般化極値統計の適用　$X_1, X_2, \ldots, X_n$を同一分布から得られる時系列値とする。極値統計では、$Z_n \equiv \max\{X_1, X_2, \ldots, X_n\}$を分析の対象とする。スケールと位置に関する規格化定数a_nとb_nを適切に選ぶとZ_nの累積分布関数は，$n \to \infty$で，極値指数ξの一般化極値分布G_ξに収束する[2]。$P((Z_n - b_n)/a_n \le z) \to G_\xi(z) = \exp[-(1+\xi z)_+^{-1/\xi}]$（添え字の ＋ は丸括弧内が負の時に0となることを示す。）$\xi > 0$はFréchet分布，$\xi = 0$はGumbel分布，$\xi < 0$はWeibull分布に相当する。極値統計がFréchet，Gumbel，Weibull分布となる代表的な確率分布は，順に，パレート，正規，ベータ分布である。統計ソフトRに極値統計パッケージismevをインストールすることにより[2]，最尤法に基づいて，「k_{eff}の最大値」と「2–(k_{eff}の最小値)」の極値指数ξを評価できる。図1にサイクル毎の中性子数が10000の場合のk_{eff}を示す。初期の定常状態から最終的な定常状態への遷移が2000–5000サイクルで起きていることがわかる。図2に，サイクル数が250，500，750，1000，1250，1500，1750，2000，2500，3000，4000，5000，6000，7000，8000，9000，10000の各時点において，その時点までの全サイクル（n）を25ブロックに分け，「k_{eff}の最大値」及び「2–(k_{eff}の最小値)」を各ブロックから得て，25個の $Z_{n/25}$からξを評価した結果を示す。前述の遷移終了後にξの値が剥離し，定常な核分裂源分布状態への収束の際に取るべきGumbel分布の極値指数値($\xi = 0$)から大幅に離れている。収束状態の不具合の検出が，k_{eff}プロットのチェックなしで可能であることが示されている。

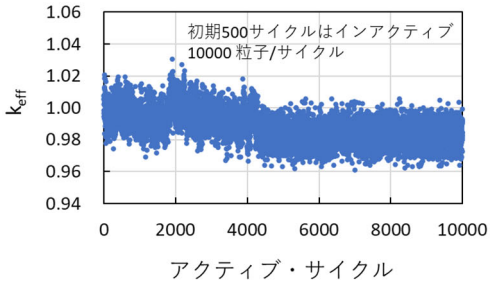


図 1 中性子実効増倍率 (k_{eff}) のサイクル毎の評価値

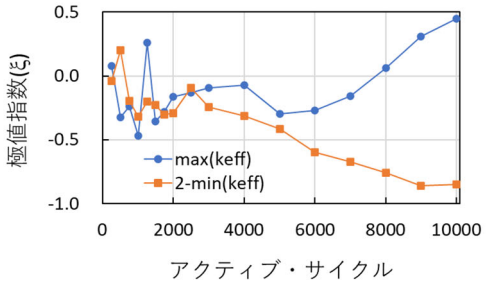


図 2 中性子実効増倍率 (k_{eff}) の累積極値指数

4. 今後の研究　サイクルのブロック数に関する最適化及び3次元全炉心出力分布への適用が考えられる。

参考文献　[1] T. Ueki, Nuclear Science and Engineering, 194, 6, 2020, https://doi.org/10.1080/00295639.2019.1710418.

[2] 高橋倫也・志村隆彰 極値統計学 近代科学社 2016. [3] R Core Team, 2018. R: A language and environment for statistical computing. R Foundation for Statistical Computing, Vienna, Austria. https://www.R-project.org/.

*Taro Ueki

[1]Japan Atomic Energy Agency, Nuclear Safety Research Center, Criticality Safety Research Group

ハイブリッド遺伝的アルゴリズムを用いた臨界安全評価のための不均一効果計算の検討

Consideration of nonuniformity effect on criticality safety evaluation using hybrid genetic algorithm

*柴茂樹 [1]

[1] 原子力規制庁

MVP3.0 摂動計算機能を用いたインポータンス平坦化法に基づく不均一効果計算では、原子数密度に摂動を与えて臨界評価を行うため、多領域・多成分の体系では計算負荷が大きいという課題がある。そこで、新たに適応的遺伝的アルゴリズムとインポータンス平坦化法を組み合わせたハイブリッド型の不均一効果計算システムを構築し、計算負荷の低減を試みた。その結果、効率的に不均一効果が評価できることが明らかになった。

キーワード：ハイブリッド遺伝的アルゴリズム,MVP3.0 摂動機能, 不均一効果

1. 緒言

燃料デブリに係る臨界安全評価[1]では、燃料デブリの性状の不確かさが大きいために、保守的な評価モデルを作成し、不均一性や非均質性を考慮した臨界評価モデルに基づく臨界評価を実施する必要がある。不均一性を考慮した臨界評価については、MVP 摂動計算機能を用いたインポータンス平坦化法に基づく評価[2]を実施しているが、摂動領域ごとに核種の原子数密度の摂動計算を行っていることから多領域･多成分を持つ体系の燃料の不均一効果の評価では計算負荷が大きくなる。

本研究では、計算負荷を低減することを目的に、計算負荷が小さく、大域探索に優れた適応的遺伝的アルゴリズム（AGA）[3]と MVP3.0 摂動計算機能を用いたインポータンス平坦化法を組み合わせたハイブリッド遺伝的アルゴリズム（HGA）を構築し、試行的に 2 次元多領域体系の不均一効果の評価を実施した。

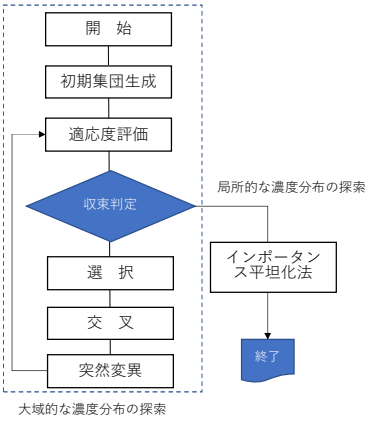


図 1　HGA による不均一効果の計算の流れ

2. 評価手法及び解析条件

図 1 に示す HGA を用いた不均一効果の評価では、大域的な濃度分布の探索を AGA で行い、MVP3.0 摂動計算機能を用いたインポータンス平坦化法で局所的な濃度分布を評価した。なお、AGA からインポータンス平坦化法への切替えは、実効増倍率の変動率等を指標に行った。

3. 解析結果

2 次元円筒 UO_2-H_2O スラリー体系（燃料領域 R-Z 分割：8×8）を対象に評価した不均一効果の計算結果例を図 2 に示す。不均一効果は AGA による大域的な濃度分布の評価で、100 世代以降、3.0 %dk/k となり、その後、150 世代の濃度分布を用いて 3 回程度のインポータンス平坦化計算を実施することにより、インポータンス平坦化法単独で評価した参考値と同等な結果となった。本システムを導入することにより CPU 時間で 5 分の 1 程度に計算コストを削減できた。

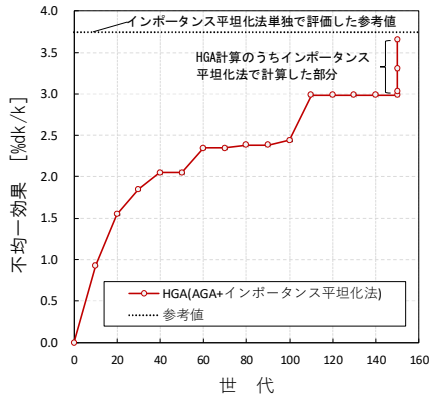


図 2 HGA による不均一効果計算結果例

4. 結論

大域的な濃度分布の評価に優れた AGA と局所的な濃度分布の評価に優れたインポータンス平坦化法を組み合わせることにより、計算負荷を低減しつつ 2 次元円筒 UO_2-H_2O スラリー体系の最適濃度分布を精度よく評価することが可能であった。

参考文献

[1] 放射性物質分析・研究施設第 2 棟に係る実施計画の変更認可申請について（臨界安全評価の見直しについて）.
[2] 柴、酒井「MVP の摂動計算機能を利用した臨界安全評価のための不均一効果の計算」2012 年秋の大会 Q48.
[3] Srinivas, M., Patnaik, L. M., Adaptive probabilities of Crossover Genetic in Mutation and Algorithms. IEEE Trans. Syst. Man Cybern. 24 (4), 656-667.

*Shigeki Shiba[1]　[1] Nuclear Regulation Authority (NRA)

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

[1H01-05] Fusion Neutron Source and Neutron Irradiation

Chair:satoshi konishi(Kyoto Fusioneering)

Wed. Sep 7, 2022 10:30 AM - 11:55 AM Room H (E1 Bildg.3F No.33)

[1H01] Progress on A-FNS design and R&D

*Satoshi Sato[1], Kentaro Ochiai[1], Makoto Oyaizu[1], Masayuki Ohta[1], Saerom Kwon[1], Shunsuke Kenjo[1], Takashi Ebisawa[1] （1. QST）

10:30 AM - 10:45 AM

[1H02] Progress on A-FNS design and R&D

*Makoto Oyaidzu[1], Shunsuke Kenjo[1], Kentaro Ochiai[1], Satoshi Sato[1] （1. QST）

10:45 AM - 11:00 AM

[1H03] Progress on A-FNS design and R&D

*Shunsuke Kenjo[1], Makoto Oyaizu[1], Masayuki Ohta[1], Saerom Kwon[1], Kentaro Ochiai[1], Satoshi Sato[1] （1. National Institutes for Quantum Science and Technology）

11:00 AM - 11:15 AM

[1H04] Effect of deuterium distribution on neutron production rate on the cathode of the discharge fusion neutron source

*Toshiro Sakabe[1], Yasuyuki Ogino[1], Keisuke Mukai[1], Juro Yagi[1] （1. Kyoto Univ.）

11:15 AM - 11:30 AM

[1H05] Evaluation of fuel production rate in blanket mock-ups under DT neutron irradiation

*Keisuke Mukai[1], Yasuyuki Ogino[1], Takumi Matsuo[1], Toshiro Sakabe[1], Juro Yagi[1], Makoto Kobayashi[2,3], Kunihiro Ogawa[2,3], Mitsutaka Isobe[2,3], Shingo Tamaki[4], Isao Murata[4] （1. Kyoto Univ., 2. SOKENDAI, 3. NIFS, 4. Osaka Univ.）

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

Progress on A-FNS design and R&D
(1) Present status of A-FNS project and progress on design activity

*Satoshi Sato[1], Kentaro Ochiai[1], Makoto Oyaidzu[1], Masayuki Ohta[1], Saerom Kwon[1], Shunsuke Kenjo[1] and Takashi Ebisawa[1]

[1]National Institutes for Quantum Science and Technology

The A-FNS is planned to acquire initial irradiation data on fusion DEMO reactor materials. Design activities are mainly conducted on the A-FNS accelerator and irradiation test facility. The IFMIF/EVEDA project has also been implemented in collaboration with Europe since 2020 to solve the common issues on lithium target R&D and neutron source design.

Keywords: A-FNS, IFMIF/EVEDA, lithium target, lithium loop, tritium, accelerator, irradiation test facility

1. Introduction

The Fusion Neutron Source A-FNS, which generates high energy neutron by reaction between deuteron and lithium, is planned be constructed in Rokkasho to acquire a variety of irradiation data on fusion DEMO reactor materials. We created conceptual design document of the A-FNS in 2020. We started engineering design activity of A-FNS to solve unique issues for the A-FNS since 2022. The IFMIF/EVEDA project [1,2] has been implemented in collaboration with Europe since 2020 to solve the common issues on lithium target R&D and neutron source design.

2. A-FNS design activity

We have newly designed a variety of unique test modules for the A-FNS, and studied concept of the remote maintenance for the lithium target and test modules. These are horizontally transferred to the lateral access cell from the test cell integrating with the shield plug by remote handling, and we can connect and disconnect those in access cell. For the accelerator design, we have conducted beam simulation and vacuum simulation on High Energy Beam Transport (HEBT) line with dogleg configuration. The placement of the electromagnets was decided so that the beam profile would be within the range of 200 mm in width and 50 mm in length at the Li target. We have established a vacuum design that satisfies the vacuum pressure conditions of e-3 to e-4 Pa on the Li target side and e-5 to e-6 Pa on the HEBT side.

3. IFMIF/EVEDA project

We have conducted tritium migration estimation, dose rate assessment due to activated depositions in Li loop, accident analysis in safety and the redesign of the heat exchanger (HX). For the tritium migration estimation, we estimated tritium migration from the Li loop in operation and during maintenance. We have established the specification of the tritium treatment system. For the dose rate assessment due to activated depositions in Li loop, the activation of the backplate and the dose rate due to the activated erosion/corrosion products were evaluated. For the accident analysis, we have newly developed tritium diffusion code for estimation of dose rate based on the Gaussian Puff model. For the redesign of the HX, we studied the candidate oils that can be used for the HX. Therm-S900 will be applied in IFMIF. Since it is harmful material in Japanese regulation, we have studied alternative oil taking into account the environmental standards. We selected dibenzyl toluene, which is highly versatile and is not subject to monitoring chemicals.

[1] J. Knaster et al Nucl. Fusion 57 (2017) 102016.

[2] P. Cara et al “IFMIF/EVEDA Project: Achievements and Outlooks beyond 2020”, presented at FEC 2021.

Progress on A-FNS design and R&D
(2) Progress on R&D for liquid lithium target loop of A-FNS

*Makoto Oyaidzu[1], Shunsuke Kenjo[1], Kentaro Ochiai[1] and Satoshi Sato[1]
[1]National Institutes for Quantum Science and Technology

In the IFMIF/EVEDA project, 6 tasks of R&D for liquid lithium target loop have been implemented in collaboration with Europe since Nov. 2021 to solve the residual common issues based on the previous flame work until 2015. The most important task is to develop lithium purification, and the plan and progress is mainly presented.

Keywords: A-FNS, IFMIF/EVEDA, lithium target, lithium loop, lithium purification

1. Introduction

The Fusion Neutron Source A-FNS, which generates high energy neutron by reaction between deuteron and lithium, is planned to be constructed in Rokkasho to acquire a variety of irradiation data on fusion DEMO reactor materials. It is necessary to develop the purification system in the liquid lithium loop, to evaluate the erosion/corrosion (E/C) behavior of the target, and to research the safety lithium handling. We have started and are implementing the R&D for the liquid lithium target loop in collaboration with Europe since Nov. 2021 under the IFMIF/EVEDA project [1,2], where 6 tasks are addressed as common issues between A-FNS and IFMIF/DONES, namely .(1) the validation of lithium purification system, (2) the lithium target diagnostics, (3) the material analysis used in the IFMIF/EVEDA Lithium Test Loop (ELTL), (4) the stabilization method of used lithium including tritium, (5) countermeasures against lithium fire, and (6) impurity monitors for lithium.

2. Progress on R&D for Liquid lithium Target Loop

About the task (1), a pilot plant for lithium purification validation experiments has been designed as basically 1/10 scale with fixing the superficial velocity to be the same as A-FNS. Figure 1 shows a bird-view of the pilot Li purification plant. The fabrication of this system will be finished on the end of 2023. About the task (3), a preliminary E/C model in the nozzle of target assembly (TA) had been made. Based on this model, the E/C behavior in the nozzle of ELTL have been evaluated by metallurgical observation, where at most 7 μm of E/C thickness could be estimated. From this result, the E/C limit in the nozzle of TA is suggested to alleviate from 1 μm (tentative determined limit values for IFMIF) to 7 μm. About the task (5), a lithium fire experimental set-up had been designed and fabricated, and some experiments have been performed, where no ignition and rapid ignition of lithium could be confirmed under dry and humid air, respectively. About the task (6), the measurement technique of hydrogen concentration in lithium ($[H]_{Li}$) has been devised with the heavy water dissolving method [3] and is under developing. As a preliminary result, 0.14±0.2a% of $[H]_{Li}$ could be measured using the lithium sampled from ELTL and agreed well with that estimated from hydrogen solubility at 250 °C of 0.13a%.

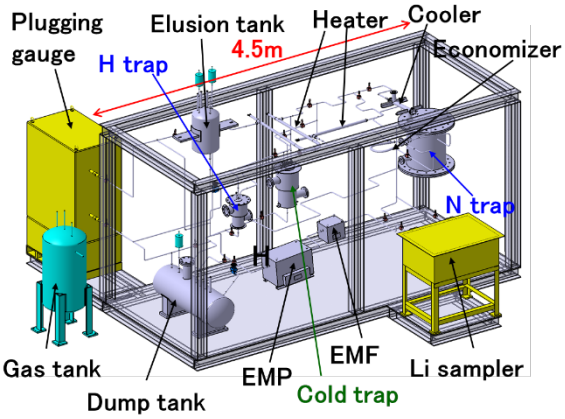


Fig. 1 A bird-view of the pilot Li purification plant.

[1] J. Knaster et al, Nucl. Fusion 57 (2017) 102016.
[2] P. Cara et al, “IFMIF/EVEDA Project: Achievements and Outlooks beyond 2020”, presented at FEC 2021.
[3] K. Okuno and H. Kudo, J. Nucl. Mater., 138 (1986) 31-35.

Progress on A-FNS design and R&D
(3) Dose rate assessment due to activated depositions in Li loop of A-FNS

*Shunsuke Kenjo[1], Makoto Oyaizu[1], Masayuki Ohta[1], Saerom Kwon[1], Kentaro Ochiai[1], and Satoshi Sato[1]
[1]National Institutes for Quantum Science and Technology

The A-FNS is designed to generate the neutrons due to the reactions between deuterium and Li. The backplate behind the Li target is highly activated due to the neutrons generated from the Li target. In this study, the activation of the backplate and the dose rate due to the activated erosion/corrosion products from the backplate were evaluated as an activity of BA Phase II in the IFMIF/EVEDA project.

Keywords: activated deposition, F82H, activation calculation, liquid lithium loop, dose rate

1. Introduction

The Fusion Neutron Source A-FNS aims to generate high energy neutrons corresponding to ones generated by DT fusion reaction using the nuclear reactions between deuterium and Li. In the Li target system, the liquid Li flows on the concave backplate (BP) made of a reduced activation ferritic/martensitic steel F82H. The BP is inevitably activated due to the irradiation with the neutrons. The Li flow enhances the erosion and corrosion of the BP, which lead to contamination of the liquid Li with the activated products and deposition of activated products onto the Li loop components. The evaluation in the dose rate due to the activated erosion/corrosion products has not been completed yet. In this study, the radioactivity in the BP and the dose rate due to the activated products were evaluated.

2. Method

The neutron flux at the BP was calculated by using the Monte Carlo calculation code, MCNP6.2, and the neutron generation source code, McDeLicious-17. The activation in the BP and the dose rate were calculated using the inventory calculation code, FISPACT-II. The erosion/corrosion product weight was calculated as 0.079 g with the beam footprint and the erosion/corrosion tolerance value, 1 μm, in the IFMIF design. In this calculation, one year operation was assumed.

3. Result

The contact γ-dose rate due to the activated product is shown in Fig. 1. Fig. 2 shows the dose rates as a function of the distance when the activated erosion/corrosion products are assumed to be deposited as the point source (0.079 g). The thicknesses of the Li loop components are expected to be several dozen centimeters with heat insulations, and the dose rate from 0.3 m away from the source is 2.1 × 10^{-1} Sv/h. The dose rate is expected to reduce incorporating the realistic conditions such as the availability (50% in A-FNS design), the time-dependence of the activation and erosion/corrosion, and the shielding effect by the component material.

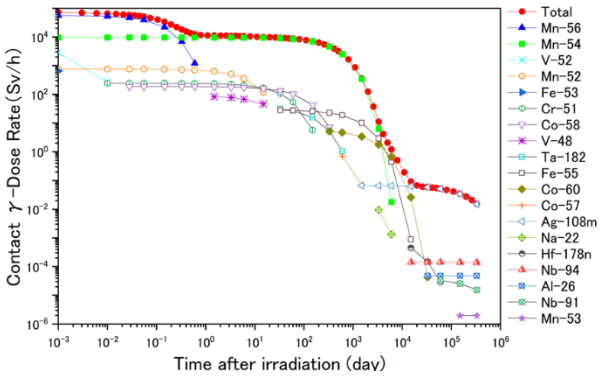


Fig. 1 Total contact γ-dose rate and the dose rate due to the dominant nuclides vs cooling time. Top 5 nuclides are plotted in each time.

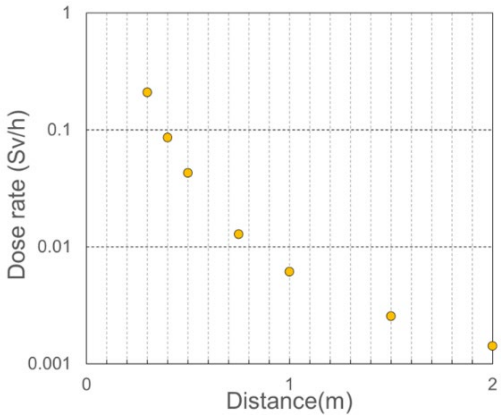


Fig. 2 Dose rates around the point source as a function of the distance 1 day after the 1-year operation.

放電型核融合中性子源における陰極上重水素分布が中性子発生率に及ぼす影響

Effect of deuterium distribution on neutron production rate
on the cathode of the discharge fusion neutron source

*坂部　俊郎[1]，荻野　靖之[1]，向井　啓祐[1]，八木　重郎[1]
[1]京都大学

In a discharge fusion neutron source, the fusion reactions mainly occur on the electrodes. The electrode materials which have different hydrogen isotope affinities were compared in terms of neutron production rate. The results indicated that the stopping power is also considered to be a significant factor.

Keywords: fusion reaction, glow discharge, neutron source

1. 背景・目的

放電型核融合中性子源は、真空容器内に燃料となる重水素ガスを供給し、グロー放電により核融合反応を起こし、中性子を発生させる装置である。将来的に、核融合ブランケットのトリチウム生成率評価試験への利用が期待されている。近年、電極上での核融合反応が支配的であり、水素吸蔵能の高い材料を電極に使用することで中性子発生率（NPR）が向上することを示した研究が報告されている[1]。本研究は、電極表面からの重水素の深さ分布と中性子発生率の関係を明らかにすることを目的とする。

2. 実験

SUS304 鋼を基材とした中空状の陰極を用意し、重水素に対して互いに異なる吸着・吸蔵特性を持つチタン（Ti）、パラジウム（Pd）を表面に被覆したものと、被覆を施さないものを各々用意して、中性子発生試験を行った。次に、陰極表面における反応をより支配的にするために、開口部が存在しない球殻構造の陰極を用いた。本形状においては、重水素の飛程の拡大を意図し、阻止能が低い軽元素（炭素・水素）で構成され、高い水素吸蔵能[2]も報告されている、ダイヤモンドライクカーボン（DLC）によるコーティングを採用した。DLC 被覆陰極と被覆を施さない陰極の中性子発生率の比較を行い、その効果を確認した。なお、両試験において、陰極の基材にはステンレス鋼（SUS304）を用い、放電用の真空容器には球形の容器を用いた。

3. 結果・考察

中空状の陰極を用いた試験では、Ti 被覆陰極＞SUS304 陰極（非被覆）＞Pd 被覆陰極の順で NPR が高くなった。また、球殻構造の陰極による試験では、DLC 被覆陰極は被覆なしの陰極に比べて、4.7～10 倍程度高い NPR を示した。これらの結果は、阻止能が低い材料を用いて重水素の飛程を広げ、重水素を表面からより深い位置まで分布させることによって、中性子発生率を向上できることを示唆している。すなわち、電極材料の検討において、水素吸蔵能だけでなく、阻止能も重要な要素であることを示唆している。

参考文献

[1] M. Bakr et al., Fusion Science and Technology, vol. 75, no. 6, pp. 479-486, 2019

[2] Y. Ohkawara et al., The Japan Society of Applied Physics, Vol. 41, pp. 7508–7509, 2002

---

*Toshiro Sakabe[1], Yasuyuki Ogino[1], Keisuke Mukai[1] and Juro Yagi[1]

[1]Kyoto Univ.

DT 中性子照射下におけるブランケット模擬体系内の燃料生産性評価

Evaluation of fuel production rate in blanket mock-ups under DT neutron irradiation

*向井啓祐 [1]，荻野靖之 [1]，松尾拓海 [1]，坂部俊郎 [1]，八木重郎 [1]，小林真 [2,3]，小川国大 [2,3]，
磯部光孝 [2,3]，玉置真悟 [4]，村田勲 [4]
[1] 京都大学、[2] 核融合科学研究所、[3] 総合研究大学院大学、[4] 大阪大学

We report neutronics experimental results of in blanket mock-ups under DT fusion neutron environment. Triton and alpha particles by ^{6}Li(n,α) and ^{12}C(n,Xα) reactions were detected by single-crystal diamond detector with ^{6}LiF converter.

Keywords: nuclear fusion, breeding blanket, neutronics, tritium production

1. 緒言

核融合炉ではトリチウム増殖比が 1 を超えなければ連続運転ができないため、増殖ブランケットにおけるトリチウム生産性能の評価は炉工学の重要課題として挙げられる。本研究では加速器駆動型 DT 中性子源の近傍に模擬ブランケットを設置し、単結晶ダイヤモンド検出器を用いてトリチウム生成反応率と高速中性子成分を同時測定した。

2. 実験装置

DD および DT の核融合中性子源として、放電型小型核融合中性子源および大阪大学の OKTAVIAN [1]を利用した。F82H 鋼、減速材（ポリエチレンおよび黒鉛）、トリチウム増殖材によって構成されるブランケット模擬体系に DT 中性子照射を行った。計測には ^{6}LiF コンバータを搭載した単結晶ダイヤモンド検出器（Cividec 社 [2]）を用いた。

3. 実験結果

図 1 に DD と DT 核融合中性子場での計測結果を示す。DT 核融合中性子場では、コンバータでの ^{6}Li(n,α) 反応に加え、高速中性子との ^{12}C(n,Xα) 反応に起因するピークが検出された。2.6 MeV 付近のトリトンと 9 MeV 付近のα線ピークでは発生中性子数に対する線形性と、体系の増殖材配置による検出カウント率の差が確認された。本発表では、これらの計測結果に加え、荷電粒子輸送計算の結果を報告する。

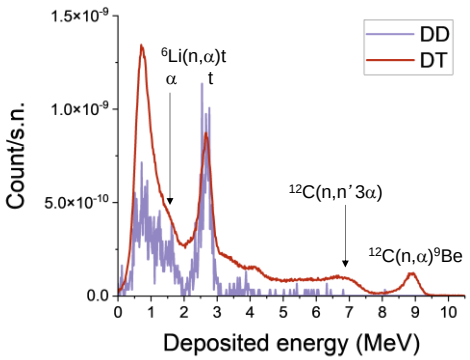


Fig. 1 Energy spectra by the single-crystal diamond detector under DD and DT fusion neutron irradiation

参考文献

[1] S. Tamaki et al., *Plasma Fusion Res.* 17 (2022) 1405001.

[2] P. Kavrigin et al., *Nucl. Instrum. Methods Phys. Res. A* 795 (2015) 88–91

---

*Keisuke Mukai[1], Yasuyuki Ogino[1], Takumi Matsuo[1], Toshiro Sakabe[1], Juro Yagi[1], Makoto Kobayashi[2,3], Kunihiro Ogawa[2,3], Mitsutaka Isobe[2,3], Shingo Tamaki[4], Isao Murata[4].

[1]Kyoto Univ., [2]NIFS, [3]Sokendai, [4]Osaka Univ.

General Meeting

[1H_GM] The 59th General Meeting of Fusion Engneering Division

Wed. Sep 7, 2022 12:05 PM - 12:55 PM Room H (E1 Bildg.3F No.33)

[1H_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Wed. Sep 7, 2022 12:05 PM - 12:55 PM Room H)

[1H_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network | Fusion Engineering Division

[1H_PL] Current Status of Accelerator Development for Fusion Neutron Source (LIPAc)

Chair: Noriyosu Hayashizaki (Tokyo Tech)

Wed. Sep 7, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room H (E1 Bildg.3F No.33)

[1H_PL01] Outline of LIPA c

*Kazuo Hasegawa[1] (1. QST)

[1H_PL02] Beam Commissioning Plan

*Kai Masuda[1] (1. QST)

[1H_PL03] Injector

*Tomoya Akagi[1] (1. QST)

[1H_PL04] RFQ and RF Source

*Keitaro Kondo[1] (1. QST)

[1H_PL05] Superconducting Linac and Cryogenic System

*Takashi Ebisawa[1] (1. QST)

©Atomic Energy Society of Japan

2022年秋の大会

核融合工学部会セッション

核融合中性子源用加速器開発（LIPAc）の現状
Current Status of Accelerator Development for Fusion Neutron Source (LIPAc)

（1）LIPAc の概要

(1) Outline of LIPAc

*長谷川 和男[1]，LIPAc ユニット[1-6]
[1]QST，[2]IFMIF/EVEDA Project Team，[3]F4E，[4]CIEMAT，[5]CEA，[6]INFN

1. はじめに

「核融合炉による発電実証」を目的とした核融合炉原型炉（DEMO）の検討が進められている。DEMO の炉心では 14MeV という非常に高いエネルギーの中性子が連続的に発生し、炉を構成する材料に照射損傷等の影響をおよぼす。したがって DEMO の実現には、14MeV の高エネルギー中性子に耐えうる材料の開発が課題の１つとなる。この課題克服のため、加速器を用いた核融合用中性子源が検討された。その技術実証を目標とし、2007 年より日欧の共同事業である“幅広いアプローチ活動（BA 活動）”の一環として、IFMIF/EVEDA（IFMIF: International Fusion Materials Irradiation Facility 国際核融合材料照射施設、EVEDA: Engineering Validation and Engineering Design Activities 工学実証・工学設計活動）事業が開始された[1-3]。

2. IFMIF

図 1 に IFMIF の概念図を示す。図では加速器は 1 本であるが、定常（デューティ 100%、CW）加速を行う重陽子加速器（電流は 125mA）2 本を有し、それぞれの加速器は、100 keV で重陽子を引き出す入射器、5 MeV まで加速する高周波四重極加速器（RFQ）、さらに 40 MeV まで加速する超伝導線形加速器（SRF）から構成される。加速された 40 MeV の重陽子ビームは液体リチウムターゲットに照射されて中性子を発生し、この下流に試験材料を置き照射試験を行うものである。

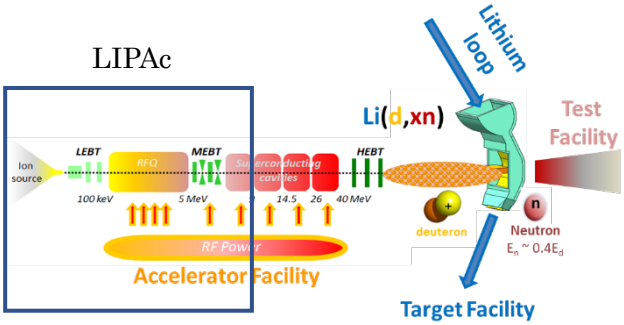


図１：IFMIF の概念図（図では加速器が１本であるが、IFMIF としては２本で設計・検討が進められた）

3. LIPAc の概要と体制

125mA の定常加速は、これまでの加速器技術の達成パラメータからの技術ギャップが大きい。そのため段階的に建設・実証するとして、IFMIF 原型加速器（Linear IFMIF Prototype Accelerator，以下 LIPAc）と呼ばれる 9 MeV, 125 mA の技術的実証を目的とした大電流加速器の研究開発を日欧協力で行っている。図2 に LIPAc の機器配置と貢献国・機関を示す。LIPAc は、図 1 の IFMIF 用加速器の上流部に相当し、入射器、RFQ、超伝導加速器の初段の 1 台までを実証するものである。2007 年にプロジェクトが始まって以来、具体的な体制、作業分担、R&D 項目などの協議を行ってきた。QST 六ヶ所

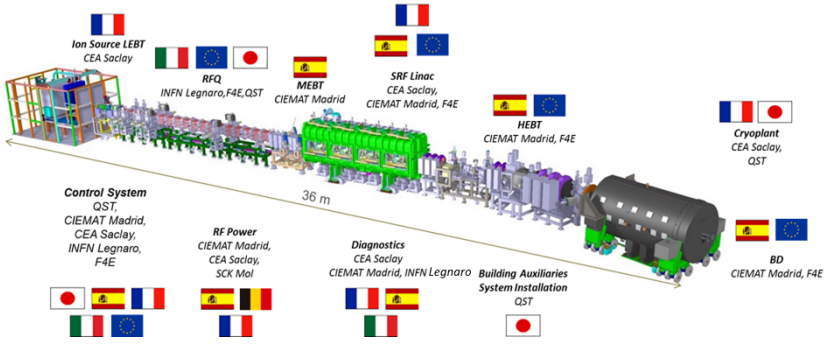


図２:LIPAc の機器配置と貢献国・機関

研究所でサイト整備を行い、実際の機器製作、製作拠点からの輸送、据付・調整試験(コミッショニング)を日欧共同で行ってきた。加速器の主な機器は欧州が担当し、日本は、中央制御系、RFQ の高周波入力カプラ、建屋などのインフラ設備の整備を行った。事業の実施にあたっては、IFMIF/EVEDA 事業チーム、および日欧のホームチームからなる統合的な実施体制が取られている。

4. LIPAc の状況

コミッショニングは段階的に行っており[4]、RFQ の下流に低電力ビームダンプを設置した体系で、2019 年 7 月に RFQ の 5MeV、125mA、0.1%デューティの短パルス重陽子ビーム加速試験に成功した。その後、低電力ビームダンプを撤去し、RFQ の下流にビーム輸送系、大電力ビームダンプの設置と接続などを行った。

2020 年 2 月中旬以降、新型コロナウィルスの感染拡大に伴い、欧州研究機関から試験調整のために来所予定だった専門家等が来日できなくなるとともに、六ヶ所に滞在して統合試験を担当していた専門家が早期帰国することになった。この条件でもコミッショニングを進めるため、統合試験はリモート接続により実施した。LIPAc のコンディショニング（高電圧や大電力による調整）やビーム試験には欧州専門家の参加が不可欠であり、このために欧州への実時間データ転送システムを構築し、遠隔実験参加を可能とした（図３）。LIPAc の制御用ネットワークをインターネットに接続することはセキュリティ上の懸念があるため、複数のデータ中継用サーバを経由し、一方向のみのアクセスを許可することで、セキュアでかつ大容量・高速なデータ転送を実現した。これによって、欧州からも六ヶ所研内と同等にデータアクセスが可能となった。

ビーム試験再開に際し、各機器の設置、調整、動作試験などの機器レベルの調整・試験、単体や全体制御の試験、インターロック系の統合試験に加え、手順書の作成や教育といったソフト的なところも含めて準備を行った。

こうした準備、コミッショニング、コンディショニングを進め、長パルスビーム試験を 2021 年 7 月から開始した。ビームデューティが低い条件で全体システム確認やビーム診断機器の調整が終了した段階にあり、次にデューティを上げた試験に入る予定である。

本企画セッションでは、これまでのビーム試験の経過や今後の計画、および LIPAc 各機器の仕様や状況について報告する。

図３:欧州への LIPAc データの転送によるデータ共有の概念

[1] H. Dzitko et al., Fusion Eng. Des. 168 (2021) 112621.
[2] P. Cara et al, “IFMIF/EVEDA Project: Achievements and Outlooks beyond 2020”, presented at FEC 2021.
[3] 坂本慶司他, 「IFMIF 原型加速器の現状」, 100-108 「加速器」 Vol 16, No.2 (2019)
[4] 増田開他、「核融合中性子源用加速器開発（LIPAc）の現状 (2) ビーム試験計画」、本大会予稿集。

*Kazuo Hasegawa[1], on behalf of LIPAc Unit[1-6]
[1]QST, [2]IFMIF/EVEDA Project Team, [3]F4E, [4]CIEMAT, [5]CEA, [6]INFN

2022年秋の大会

核融合工学部会セッション

核融合中性子源用加速器開発（LIPAc）の現状
Current Status of Accelerator Development for Fusion Neutron Source (LIPAc)

（2） ビーム試験計画

(2) Beam Commissioning Plan

*増田 開[1,2]，LIPAc ユニット[1-6]
[1]QST，[2]IFMIF/EVEDA Project Team，[3]F4E，[4]CIEMAT，[5]CEA，[6]INFN

LIPAc [1,2]のコミッショニングは図 1 に示すように段階的に進めている。Phase C において最終的に LIPAc は、100 keV の入射器（図中の Injector）、5 MeV まで重陽子ビームを加速する世界最長の高周波四重極加速器（RFQ、動作周波数 175 MHz）、2 台のバンチャ空胴を備えた中エネルギービーム輸送系（MEBT）、9 MeV まで追加速する超伝導高周波線形加速器（SRF linac）、ビーム診断器系（D-Plate）、高エネルギービーム輸送系（HEBT）と、世界最大電流となる 125 mA CW、9 MeV の重陽子ビームを受けるビームダンプ（BD）とからなる。MEBT の直後に D-Plate と低電力ビームダンプ（LPBD）を配置した Phase B において、RFQ によるものとしては世界最大電流となる 125 mA の重陽子パルスビーム（パルス長 1 msec、1 Hz）の加速実証[3-5]を 2019 年 7 月に終えて、現在は Phase B+ が進行中である。9 MeV、1.125 MW までの重陽子ビームを受け入れ可能な BD を配置した Phase B+において RFQ からの 5 MeV 重陽子ビームの CW までの高デューティ試験を行った後に、この Phase B+ビーム試験のために一時的に設置されたビーム輸送系（MEBT Extension Line: MEL）の位置に SRF linac を設置して Phase C ビーム試験に移行する計画である。

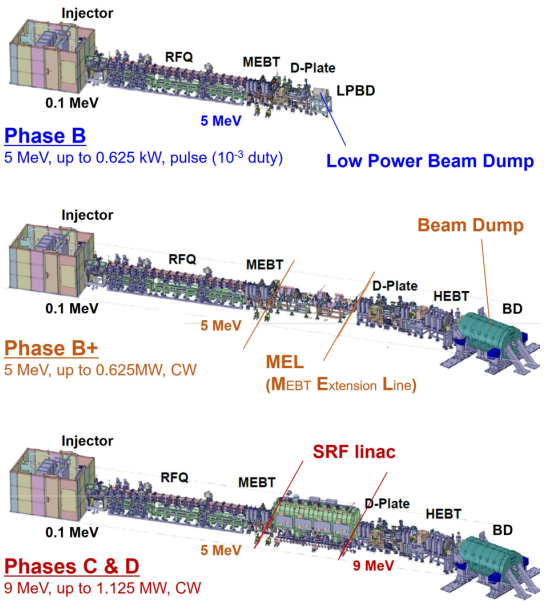


図 1 LIPAc の段階的コミッショニングの各 Phase における器機配置

Phase B+ ビーム試験の主な目的は、(1) SRF より上流の Injector、RFQ 及び MEBT の CW までの実証、 (2) Phase B+ に続く Phase C において SRF linac に入射されるビームの特性評価、(3) D-Plate を含むビーム診断系の低デューティから CW までの試験などである。Phase B+で初めて設置された機器の、低電流ビーム（~10 mA の陽子、及び、~20 mA の重陽子）による基本的な試験等を目的とした Phase B+/Stage 1 ビーム試験を昨年 12 月に終えて、現在は、Injector 単体での CW ビーム試験[6] と RFQ の RF コンディショニング[7] を進めている。これらの各サブシステムの CW ビーム試験に向けたコミッショニングが完了した後に、125 mA 重陽子ビームによる Phase B+/Stage 2 及び Stage 3 ビーム試験に移行する。まず Stage 2 において、多くのビーム診断機器が使用可能な 5 %以下のデューティにおいてビーム特性の評価を行った後に、最終 Stage 3 において、主に非破壊型のビーム診断機器を用いて CW までの高デューティを目指す計画である。

[1] H. Dzitko et al., Fusion Eng. Des. 168 (2021) 112621.
[2] 長谷川和男他、「核融合中性子源用加速器開発（LIPAc）の現状 (1) LIPAc の概要」、本大会予稿集。
[3] K. Kondo et al., Fusion Eng. Des. 153 (2020) 111503.
[4] K. Kondo et al., Nucl. Fusion 61 (2021) 116002.
[5] L. Bellan et al., Proc. ICFA HB 2021 (2021); doi:10.18429/JACoW-HB2021-WEDC2.
[6] 赤木智哉他、「核融合中性子源用加速器開発（LIPAc）の現状 (3) 入射器」、本大会予稿集
[7] 近藤恵太郎他、「核融合中性子源用加速器開発（LIPAc）の現状 (4) RFQ と RF 源」、本大会予稿集

*Kai Masuda[1,2] on behalf of LIPAc Unit[1-6]
[1]QST, [2]IFMIF/EVEDA Project Team, [3]F4E, [4]CIEMAT, [5]CEA, [6]INFN

2022年秋の大会

核融合工学部会セッション

核融合中性子源用加速器開発（LIPAc）の現状
Current Status of Accelerator Development for Fusion Neutron Source (LIPAc)

（3）入射器

(3) Injector

*赤木 智哉[1]，LIPAc ユニット[1-6]
[1]QST，[2]IFMIF/EVEDA Project Team，[3]F4E，[4]CIEMAT，[5]CEA，[6]INFN

原型加速器（LIPAc, Linear IFMIF Prototype Accelerator）[1]の入射器は ECR イオン源と低エネルギービーム輸送系（LEBT）で構成される。CEA-Saclay が設計、製作及び性能確認試験を行った後、QST 六ヶ所研究所に搬入され、2017 年 8 月までに入射器単体での試験（Phase-A 試験）を完了した。入射器に求められる仕様は、RFQ で 125 mA、CW の重陽子ビーム加速を達成するため、100 keV、140 mA の重陽子ビームを安定に供給することである。それに加えて低エミッタンスビームであることも必要で、これらの要件を同時に満たす運転条件を確立する必要がある。また、ビーム加速試験の初期段階におけるビーム損失による装置の放射化を防ぐため、重陽子ビーム試験を開始する前に予め LIPAc の各機器を調整することができるように、50 keV、70 mA の陽子ビームを供給することも求められる。2019 年 7 月に完了した Phase-B 試験（RFQ 実証試験）において、RFQ による 125 mA の重陽子パルスビームの加速（1 ms、1 Hz）に成功し、低デューティでは、入射器が目標のビーム電流加速を達成できるビーム条件で、重陽子ビームを RFQ に供給できることを実証した[2]。

イオン源のビーム引き出しシステムは 5 枚の電極（プラズマ電極、中間電極、第一接地電極、リペラー電極、第二接地電極）で構成される。プラズマ電極は、陽子ビーム加速やビーム電流の小さな試験を行う場合に、引き出し口径の小さなものに交換して運転することが可能である。中間電極は印加する高電圧を調整することでビームの発散角を最適化するために使用する。プラズマ電極－中間電極間ギャップはスペーサーを用いて数㎜程度調整できる。LEBT では 2 つのソレノイド電磁石でビームを収束させつつ、RFQ の入射条件に合うようにビーム輸送する。各ソレノイドには X-Y ステアリング電磁石が組み込まれている。イオン源から引き出されたビームの特性評価については、主に 2 つのソレノイド電磁石の間に設置されたアリソンスキャナー型エミッタンスメータを使用する。また、イオン種の成分比測定のためのドップラーシフト分光計やビームプロファイル観察用のカメラ、空間電荷中和率測定用 4 グリッド分析計も使用できる。

現在は Phase-B+試験（125 mA 長パルス重陽子ビーム加速試験）の準備のため、入射器の大電流、CW 運転の実証試験を進めている。大電流と低エミッタンス（目標 0.25π mm-mrad）という要件を満たし、放電頻度が低い安定動作可能な領域を理論的に予測することは一般に困難であるため、引き出し口径の異なる複数のプラズマ電極を予め製作しておき、口径の小さな電極から順次大きな電極に変えながら、総ビーム電流とエミッタンスの関係について実験的に最適な条件を探索してきた。これまでに引き出し口径 ϕ9、ϕ10、ϕ11 mm の電極を用いた入射器長パルス試験を完了しており、ϕ11 mm の電極を使用した試験で総電流 150 mA、重陽子割合 91%（137 mA）、低エミッタンスビームの生成に成功した。また、このビーム条件で約 11 時間の CW 運転を達成した。これにより LIPAc の入射器として CW 運転においても要求性能をほぼ満足することを実証した。さらに、これまで実験的に得られた結果の系統的な分析と経験から、口径 ϕ12 mm の電極を用いれば更に低エミッタンスの大電流重陽子ビームを安定的に供給できる見通しを得ることができたため、この電極を用いた試験についても現在進めているところである。既に総電流 160 mA で CW 運転を達成したが、ビーム安定性の改善が必要で、今後も RFQ 長パルス加速試験に向けて最適化を継続する予定である。

[1] H. Dzitko et al., Fusion Eng. Des. 168 (2021) 112621.

[2] T. Akagi et al., Rev. Sci. Instrum. 91 (2020) 023321.

---

*Tomoya Akagi[1], on behalf of LIPAc Unit[1-6]

[1]QST, [2]IFMIF/EVEDA Project Team, [3]F4E, [4]CIEMAT, [5]CEA, [6]INFN

2022年秋の大会

核融合工学部会セッション

核融合中性子源用加速器開発（LIPAc）の現状
Current Status of Accelerator Development for Fusion Neutron Source (LIPAc)

（4）RFQ および RF 源

(4) RFQ and RF Source

*近藤 恵太郎[1]，LIPAc ユニット[1-6]
[1]QST，[2]IFMIF/EVEDA Project Team，[3]F4E，[4]CIEMAT，[5]CEA，[6]INFN

LIPAc では入射器で生成し 100 keV まで加速した重陽子ビームを、高周波四重極加速器（RFQ）により 5 MeV まで加速する。本 RFQ は、動作周波数 175MHz の 4 ベーン型で、イタリア INFN レニャーロ研が設計・製作したもので、全長 9.8 m と世界最長である。大電流 125 mA の重陽子定常（CW）ビームを放射化を抑えながら加速するために、低エネルギー部での加速とバンチングを丁寧に行い、高エネルギー部でのビーム損失を極力抑えるように設計され、極めて高い工作精度で製作されている[1, 2]。この RFQ は 12 個のモジュールからなる高周波空洞であるが、壁損失は重陽子加速時の定格ベーン間最大電圧 132 kV で 560 kW、ビーム負荷は定格電流 125 mA で 625 kW にも達する。合計 1.2 MW 以上の大電力の高周波は、計 8 台の高周波カプラーと同軸導波管によって入射する、世界唯一の設計であり、位相と振幅の厳密な同期制御が必要となる。このため、フルデジタル制御の LLRF（Low Level RF）を用い、マスターースレーブ方式の同期とフィードバック／フィードフォワード制御を行っている。高周波電力を供給する RF 源システムは、スペイン CIEMAT 研により調達された。四極管で 2 段増幅を行い、各カプラー1 系統あたり最大 200 kW、CW を出力する[3]。RFQ は 2016 年から六ヶ所研において据付調整が開始され、RFQ 空洞の RF コンディショニングを 2017 年 10 月から開始した。これまで RF 源の不安定性や 8 系統同期入射に起因する様々な問題に直面し、四極管やダミーロードの破損、RF カプラーの過熱による真空リーク・同真空窓の破損などのトラブルを経験した。これらの問題を解決し、また RF 源の様々な改良を実施した結果、安定性が大きく向上し、現在では効率的に RF コンディショニングを進めることが可能となった。2019 年夏までには重陽子ビーム加速に必要な定格電圧 132 kV でパルス長 5 ms での RF 入射が可能となった。また、2021 年末には、105 kV で CW での RF 入射を達成した。現在も定格電圧における CW 入射に向けた試験を継続中である。RFQ によるビーム加速試験は、RF コンディショニングの進展と共に、段階的に実施してきた。2018 年 6 月に陽子ビーム、2019 年 3 月に重陽子ビームの加速に初めて成功し、2019 年 7 月にはピーク電流 125 mA、パルス幅 1 ms の重陽子ビームの加速に世界で初めて成功し、プロジェクトの初期目標の 1 つを達成した [4]。その後、さらにパルス幅を伸長するため、CW ビームを受けることができる大電力ビームダンプと RFQ を接続するビーム輸送系が整備された。2021 年 7 月に初めて加速した重陽子ビームを大電力ビームダンプに入射することに成功し、同年末までにパルスビームを用いた特性評価試験を完了した。今後、RF コンディショニングの進捗を見ながら、RFQ による長パルスビームの加速試験を実施する計画となっている。

[1] A. Pisent et al., “IFMIF-EVEDA RFQ Design”, Proc. of EPAC08, Genoa, Italy (2008).
[2] E. Fagotti et al., “Installation and Low Power Test of IFMIF-EVEDA RFQ at Rokkasho Site”, Proceedings of IPAC2017, Copenhagen, Denmark, THPIK032 (2017).
[3] M. Weber et al., “Functional Overview of the RF Power System for the LIPAc RFQ”, IEEE Transactions on Plasma Science, 49, 9, 2987 – 2996 (2021).
[4] K. Kondo et al., “Validation of the Linear IFMIF Prototype Accelerator (LIPAc) in Rokkasho”, Fusion Engineering and Design, 153, 111503 (2020).

*Keitaro Kondo[1], on behalf of LIPAc Unit[1-6]
[1]QST, [2]IFMIF/EVEDA Project Team, [3]F4E, [4]CIEMAT, [5]CEA, [6]INFN

2022年秋の大会

核融合工学部会セッション

核融合中性子源用加速器開発（LIPAc）の現状
Current Status of Accelerator Development for Fusion Neutron Source (LIPAc)

（5）超伝導リニアックおよび冷凍機システム

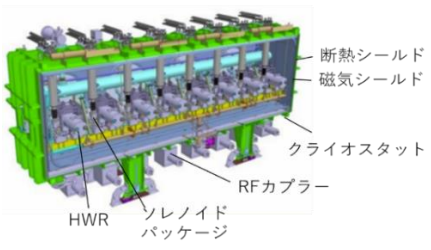
(5) Superconducting Linac and Cryogenic System

*蛯沢貴[1], LIPAc ユニット[1-6]

[1]QST, [2]IFMIF/EVEDA Project Team, [3]F4E, [4]CIEMAT, [5]CEA, [6]INFN

LIPAc は、100 keV の入射器(Injector)、重陽子ビームを 5 MeV まで加速する高周波四重極加速器(RFQ)、中エネルギービーム輸送系(MEBT)、9 MeV まで加速する超伝導高周波線形加速器(SRF Linac)、ビーム診断器系(D-Plate)、高エネルギービーム輸送系(HEBT)と、125 mA (CW) / 9 MeV の重陽子ビームを受けるビームダンプ(Beam Dump)で構成される[1]。図１に示すように、LIPAc の SRF クライオモジュールは、ビームを加速するために 8 式のニオブ製の半波長共振器 (HWR: Half-Wave Resonator, 共振周波数: 175 Hz, 定格加速電場: 4.5 MV/m) 型空洞(図２)、８式の高周波(RF)カプラー、ビームを収束するため 8 式の超伝導ソレノイドコイルパッケージ(中心磁場: 6 T)が HWR と交互に周期的に配置され、ビーム加速･収束を繰り返す構造としている[2]。クライオスタットは、輻射熱を抑制する断熱シールド、地磁気を遮蔽する磁気シールドで構成される。HWR とソレノイドコイルパッケージは、多段クロードサイクル方式を用いたヘリウム(He)冷凍機システムによって生成される液体 He で、4.5 K まで冷却される。LIPAc の冷凍機システムとクライオモジュールはクローズドループを構成し、高圧ガス保安法冷凍則の規制を受け、特にニオブから構成される空洞は例示基準が適用できないため事前認可が必要である。超伝導加速空洞は、微粒子の混入により電界放出現象を誘発し、加速電場の劣化・クエンチを引き起こすので、組立作業は半導体工場レベルのクリーンルーム内で実施される。

SRF クライオモジュールを構成する各機器は、欧州の研究機関で製作・性能試験が完了した後、QST 六ヶ所研究所に搬入された。冷凍機システムは、2017 年に施工が完了し、2018 年に QST 主体の液化運転のトレーニングを実施した。クライオモジュールは 2019 年より、六ヶ所研究所内に整備された ISO-class5 のクリーンルーム内で欧州実施機関(F4E)により組立作業が開始され、一部の HWR と RF カプラーの接続作業などが実施された。ところがその後、新型コロナウイルス拡大による入国規制等で欧州の技術者が来日できず、組立作業が中断し、作業は延期されてきたが、2022 年夏より組立作業が再開される。クライオモジュールの組立作業は 2023 年春頃に完了する見通しであり、その後、加速器室への搬入、据付作業、冷凍機システムとの接続・液化運転、コミッショニングを開始する計画である。



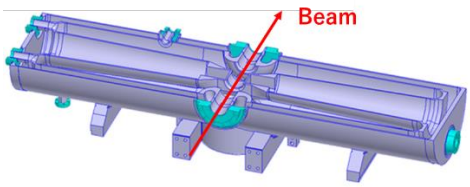


図１. LIPAc の SRF クライオモジュール(左)と冷凍機システム(右). 図２. LIPAc の HWR 空洞.

[1] H. Ditzko *et al.*, “Status and future developments of the Linear IFMIF Prototype Accelerator (LIPAc)”, Fusion Engineering and Design, 168-112621 (2021).

[2] N. Bazin, *et al*., “Status of the IFMIF-EVEDA superconducting linac”, Proc. SRF2019, Dresden, Germany, 735-741 (2019).

*Ebisawa Takashi[1] on behalf of LIPAc Unit[1-6]

[1]QST, [2]IFMIF/EVEDA Project Team, [3]F4E, [4]CIEMAT, [5]CEA, [6]INFN

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

[1H06-10] Tritium

Chair:Yasuhisa Oya(Shizuoka Univ.)

Wed. Sep 7, 2022 2:45 PM - 4:10 PM Room H (E1 Bildg.3F No.33)

[1H06] Hydrogen isotope permeation from high-temperature high-pressure water through Inconel

*Taku Matsumoto[1], Kazunari Katayama[1], Akito Ipponsugi[1], Shogo Iwata[1], Ryo Oya[1], Yoji Someya[2] (1. Kyushu Univ., 2. QST)

2:45 PM - 3:00 PM

[1H07] Tritium accumulation in Komatsuna cultivated in soil containing tritiated water

*Kazunari Katayama[1], Michael Ofotsu Portuphy[1], Yutaro Wada[1], Kanta Asao[1], Makoto Oya[1] (1. Kyushu Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM

[1H08] Modeling of Tritium behavior in Lithium rod for producing Tritium

*Hiroki Hiroki Isogawa[1], Kazunari Katayama[1], Hideaki Matuura[1] (1. KYUSHU UNIVERSITY)

3:15 PM - 3:30 PM

[1H09] Tritium permeation through Inconel 600 under exposure to high temperature, high pressure water

*Azusa Matsumoto[1], Yuji Hatano[1] (1. Univ. of Toyama)

3:30 PM - 3:45 PM

[1H10] Replacement of the laboratory detritiation system and its performance test

*Norihiro Ikemoto[1,2], Hironori Shiraishi[1], Akira Tsuguchi[1], Mutsumi Nakamura[1], Naoki Mizuniwa[1], Satoshi Akamaru[2], Masanori Hara[2] (1. KAKEN, 2. Univ. of Toyama)

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

高温高圧水からのインコネル壁を介した水素同位体透過

Hydrogen isotope permeation from high-temperature high-pressure water through Inconel

*松本 拓[1]，片山 一成[1]，一本杉 旭人[1]，岩田 将吾[1]，大宅 諒[1]，染谷 洋二[2]
[1]九州大学，[2]量研機構

インコネル管を介して、約 300℃、約 14MPa の条件下でトリチウム水から軽水に移行するトリチウム量を測定した。得られた結果に基づき、トリチウム移行速度を評価するとともに、高温高圧水 - 金属間での水素同位体物質移動について議論した。

キーワード：トリチウム，透過係数，高温高圧水，インコネル，同位体効果

1. 緒言

ブランケットから発電系へのトリチウム透過量の評価は、DT 核融合炉の安全性評価やトリチウム回収システムの設計において重要な課題である。我が国では原型炉の一次冷却材及び二次冷却材に加圧水を使用することを想定している。しかし、熱交換器における加圧水から加圧水へのトリチウム透過に関する実験データ[1]は十分ではなく、物質移動現象についても明らかにされていない。そこで本研究では、熱交換器材料であるインコネルを介した、高温高圧水からの水素同位体透過挙動を調べた。

2. 実験

九州大学アイソトープ総合センター内にて、トリチウム透過実験装置を構築した。装置は二重管構造になっており、内側の片端封止を施したインコネル 600 管（$\phi 6.35 \times t 0.5 \times l 400$ mm）に約 0.1MBq/cc のトリチウム水を注入し、外側の SS316 管に蒸留水を注入し、両側をヘリウムガスで加圧した。ヘリウムガスと 300 ºC の飽和蒸気圧の合計が約 15MPa になる状態を断続的に維持した。透過トリチウム濃度は、定期的にサンプリングした透過二次側の蒸留水を液体シンチレーションカウンターで計測することで定量した。実験終了後に、インコネル管の SEM-EDX 観察による表面酸化状態を調べた。

3. 結果及び考察

加熱開始約 17 日後に二次側へのトリチウム透過を検出した。透過挙動の把握のため、気相間での透過係数の文献値[1-3]を用いて計算した透過フラックスと実験で得られた値を Fig.1 で比較した。実験で得られた透過フラックスは、同じ温度での文献値より求められた値と比較して約 5 桁小さかった。実験終了後に透過一次側気相中のトリチウム化学形を調べたところ、HTO に加えて HT が検出された。このことから、透過一次側インコネル表面における、HTO の還元反応による酸化膜形成と HT 発生が示唆された。また、透過実験後にインコネル管表面を SEM で観察したところ、内側表面には微小な粒子が堆積したような不均一で粗い層の形成が見られた。一方、外側表面には、粗い層に加えて結晶性粒子の析出が見られた。インコネルの水中での酸化反応に関する知見[4-6]より、インコネルの主成分である Ni が $Ni(OH)_2$ となる過程で、トリチウム水を還元したこと、SS316 の Fe 原子が Fe_3O_4 として析出したことが推察できる。

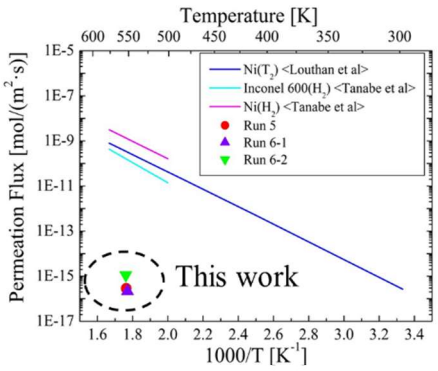


Fig.1 気相間と液相間における透過フラックスの比較

透過二次側への軽水素の透過を調べるため、同様の軽水素透過実験装置を構築中である。透過一次側を軽水で満たし、透過二次側をアルゴンガスでパージし、透過軽水素をガスクロマトグラフで計測することで定量する。本発表では、トリチウム実験の結果に加えて、軽水素実験の結果を報告し、高温高圧水 - 金属界面での物質移動現象について議論をする。

参考文献

[1] S. A. Steward: UCRL-53441 ON: DE84007362, (1983).
[2] M. R. Louthan, Jr., R. G. Derrick, Sci. Metall., 10 (1976), 53.
[3] T. Tanabe, Y. Yamanishi et al., J. Nucl. Mater., 122-123 (1984), 1568-1572.
[4] N.S. Mclntyre, et al., J. Electrochem. Soc., 126 (1979) 750–760.
[5] J.B. Ferguson, et al., Metall. Mater. Trans. A, 37A (2006) 2471–2479.
[6] D.H. Lister, et al., Corros. Sci, 27 (1987) 113–140.

*Taku Matsumoto[1], Kazunari Katayama[1], Akito Ipponsugi[1], Shogo Iwata[1], Makoto Oya[1] and Yoji Someyama[2]
[1]Kyushu Univ., [2]QST

トリチウム水を含む土壌で栽培したコマツナへのトリチウム蓄積

Tritium accumulation in Komatsuna cultivated in soil containing tritiated water

*片山 一成[1], Portuphy Michael[1], 和田 優太郎[1], 浅尾 寛太[1], 大宅 諒[1]
[1]九大

トリチウム雰囲気にて植物を育成できる実験装置を作製し、トリチウム水を滴下した土壌にてコマツナを栽培した。側軸を採取し、水への浸漬と、乾燥、燃焼でトリチウム量を測定したところ、トリチウムの多くは、水との同位体交換反応で放出されるものの、一部は燃焼法により放出された。

キーワード：トリチウム、土壌、植物、同位体交換

1. 緒言

核融合炉発電プラントでは、大量のトリチウム水が取り扱われるため、万が一のトリチウム水漏えい事故を想定して、周辺環境におけるトリチウム挙動を把握しておくことが必要である。トリチウム水が周辺環境に流出した場合、トリチウムが土壌や植物に取り込まれることになる。植物内に取り込まれたトリチウムの多くは、組織自由水型トリチウム(TFWT)として存在すると考えられるが、一部は光合成などのプロセスを通じて組織と結合し、有機結合型トリチウム(OBT)として蓄積されうる[1]。植物中の OBT は比較的容易に同位体交換可能な OBT(e-OBT)と同位体交換しにくい OBT(Ne-OBT)に分類される[2]。比較的長期間、植物内に滞留する Ne-OBT 量の評価は重要と考える。本研究では、トリチウム雰囲気において植物を栽培するための実験装置を作成し、トリチウム含有土壌においてコマツナの栽培を実施した。成長過程で採取したコマツナの側軸を試料として、水浸漬法および燃焼法等によりトリチウム滞留量を評価した。

2. 実験内容

実験室にて 50 日程度かけて十分に成長したコマツナを試料として用意し、24℃に設定した恒温槽内の気密性グローブボックスに葉を全て切除したコマツナ 6 株を設置した。150kBq/cc のトリチウム水を 1 株につき 6cc、培養土に滴下した。ボックス内は蒸散、蒸発によりトリチウム水蒸気が発生するが、ポンプを用いて新鮮な空気を供給する一方、内部空気を連続排出した。排出した空気中のトリチウム水蒸気は、水バブラーを通過させることで回収した。供給量よりも排出量を大きくすることでボックス内を僅かに負圧にし、トリチウムを含む内部空気の外部への漏出を防いだ。ボックス上部には栽培用のライトを設置し、12 時間ごとに明・暗が反転するよう設定した。水の供給は土日祝日や極度に土壌が乾燥している場合を除き、1 日 1 回実施した。栽培用の水は、オートクレープにて煮沸消毒した水道水を使用した。内部の湿度・温度・照度・気圧はボックス内のデータロガーにて測定した。

トリチウム水滴下後は、数日間隔でコマツナの側軸の一部を採取した。また土壌の一部も併せて採取した。採取後は、水浸漬、真空乾燥、空気接触、燃焼により、段階的にトリチウム量を定量した。水浸漬および真空乾燥によって放出されるトリチウムは TFWT、真空乾燥後に空気を導入して放出されるトリチウムは e-OBT、燃焼で放出されるトリチウムは Ne-OBT とする。

3. 結果及び考察

各株(A~F)から採取した側軸を水浸漬した際に放出された TFWT 量の栽培期間に対する変化を図 1 に示す。TFWT 量は栽培期間とともに減少していることがわかった。また、別途測定した土壌を水浸漬した際に放出されたトリチウム量も、栽培期間とともに減少していることがわかった。空気を連続給排気することによって、土壌中のトリチウム水蒸気が徐々に放出され、土壌中トリチウム濃度が減少したと考えられる。結果として、土壌中水分のトリチウム濃度が低下し、これを根から吸収したコマツナの側軸中トリチウム濃度も減少したと言える。

A 株について、各行程で放出されたトリチウム量は以下であった。

水浸漬:2.43 kBq (72.7%)、真空乾燥:BG level
空気接触:0.650 kBq (19.4%)、燃焼：0.263 kBq/g (7.87%)

滞留トリチウムの約 70%が TFWT、約 30%が OBT であった。約 8%が水浸漬や水蒸気との接触では放出されず、燃焼によって放出されており、コマツナ内に安定的に取りこまれている Ne-OBT であることがわかった。

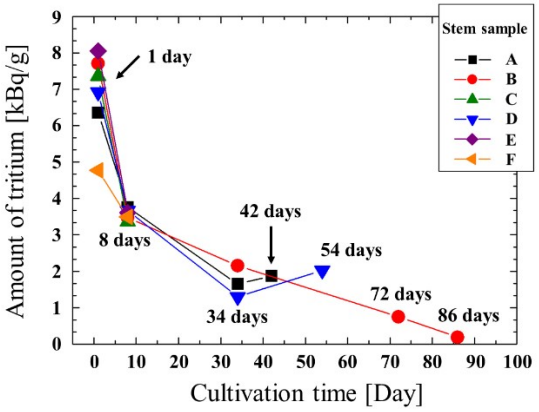


図 1 水浸漬で放出されたトリチウム量の変化

参考文献

[1] C. Boyeret al., Environ. Exp. Bot. 67 (2009) 34-51. [2] S. Diabaté et al., Health Phys. 65 (1993) 698-712.

謝辞 本研究は、科研費 22H01207 の助成を受けたものである。

*Kazunari Katayama[1], Portuphy Michael[1], Yutaro Wada[1], Kanta Asao[1], Makoto Oya[1], [1]Kyushu Univ.

トリチウム生産用リチウムロッドにおけるトリチウム挙動のモデル化

Modeling of Tritium behavior in Lithium rod for producing Tritium

*五十川 浩希[1], 片山 一成[1], 松浦 秀明[2],
[1]九大院総理工, [2]九大院工

中性子照射した $LiAlO_2$ 試料のトリチウム放出実験及び、トリチウム閉じ込め実験のモデル化について紹介する。また、得られる結果を用いて、トリチウム生産手法における問題点とその検討を行う。

キーワード: トリチウム生産, 高温ガス炉, リチウムロッド, 水素透過

1. 緒言

次世代のエネルギー源として期待されている核融合炉の燃料には、トリチウムが使用される。課題の一つは、核融合炉起動時に必要なトリチウムの確保であり、その量は数 kg とされている[1][2]。しかし、天然に存在するトリチウム量は極めて少ないことから、高温ガス炉を用いたトリチウム製造手法が検討されている。現在、高温ガス炉の研究試験炉である高温工学試験炉（HTTR）においてトリチウム製造試験が行われる計画となっている。しかし、未だ材料中のトリチウムの滞留挙動はわかっておらず、安全性の観点からもこれらの解明は必須となる。本発表では、Li ロッド模擬試験体実験でのトリチウム透過挙動をモデル化し、これを再現できるプログラムコードの作製について紹介するとともに、中性子照射した $LiAlO_2$ 粉末のトリチウム放出実験についても紹介を行う。また、得られた結果に基づいて、HTTR においてトリチウム製造試験を実施した後のトリチウム生産手法について必要となる条件の検討を行う。

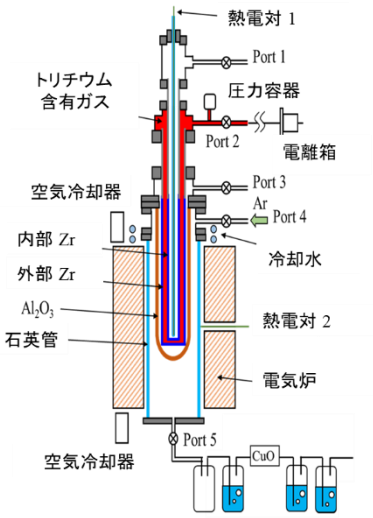


図 1 トリチウム閉じ込め実験の概略図

2. 実験と装置図

Li ロッド模擬試験体を含む実験装置図を図 1 に示す。試験体は、片封じされた内側 Zr 管、外側 Zr 管、Al_2O_3 管の 3 重管を石英管に挿入したものである。内側 Zr 管と外側 Zr 管の間の空間にトリチウム含有ガスを供給し、内側 Zr 管内に挿入した熱電対の温度が、700℃となるように電気炉で加熱した。透過したトリチウムは水バブラーにて捕集した。なおトリチウム化学形（HTO と HT）を弁別して測定するため、酸化銅塔の前後にバブラーを設置し、前置バブラーで HTO を、後置バブラーで HT を捕集した。観測されたトリチウム移行挙動を化学工学的視点からモデル化し、数値解析コードを開発する。図 2 に $LiAlO_2$ 試料のトリチウム放出実験で用いる装置図を示した。両封じした試料から、トリチウムを加熱放出する。放出されたトリチウム量は電離箱を通して測定される。得られるデータを解析し、トリチウムのバルク拡散速度、同位体交換反応速度、T_2/T_2O の化学形比率を定量する。これらの結果を踏まえ、HTTR でのトリチウム挙動をシミュレートし、最適な Li ロッドの設計を検討する。

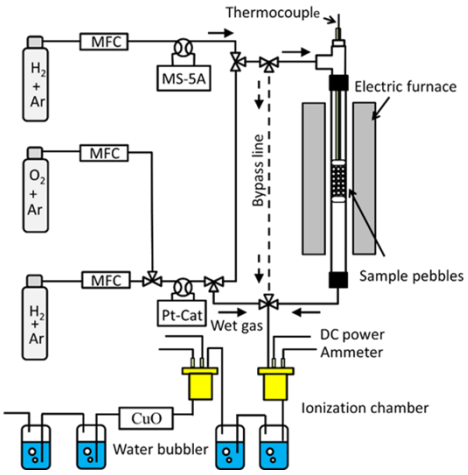


図 2 トリチウム分析装置概略図

参考文献

[1] M.Nishikawa, et al., *Fusion Eng.Des*.87(2012) 466-470
[2] Y.Asaoka, et, al., *Fusion,Technol*.30 (1996) 853-863

*Hiroki Isogawa[1], Kazunari Katayama[1], Hideaki Matsuura[2]
[1,2]Kyushu Univ.

高温高圧水曝露下でのインコネル 600 中のトリチウム透過

Tritium permeation through Inconel 600 under exposure to high temperature, high pressure water

*松本 あずさ，波多野 雄治
富山大学

高温高圧水曝露下におけるインコネル 600 合金膜中のトリチウム(T)透過量を評価した. 透過実験は 280 ℃で 14～60 時間行った．透過速度は時間と共に変化し，透過実験開始から 14 時間までは 1 Bq/h であったが，その後は 3 Bq/h に増大した.

キーワード：トリチウム，透過，蒸気発生器，ニッケル基合金

1. 緒言

核融合発電では蒸気タービンを用いることが想定されている．燃料であるトリチウム（T）が蒸気発生器配管を透過すると環境中へ T が漏洩する可能性が高まる．そのため，高温高圧水・水蒸気曝露下における T の配管材料中移行挙動の把握は重要である．そこで本研究では，配管材料の候補であるインコネル 600 合金について，高温高圧水曝露下での T 透過を調べた.

2. 実験方法

試料には，インコネル 600 合金ディスク（φ20 mm×0.1 mm）を用いた．透過実験装置は SUS304 ステンレス鋼製で，試料膜によって上流側と下流側のチャンバーに隔てられている．水と接触する試料の表面積は，上流，下流とも 200 mm^2 である．上流側に T 水（0.9 MBq/cm^3），下流側に軽水をそれぞれ 3 cm^3 ずつ密封し，280 ℃に 14～60 時間加熱した．この温度における水の飽和蒸気圧は 6.4 MPa である．透過実験の前後に装置の重量を測定し，水蒸気の漏洩による重量減少がないことを確認した．加熱後，下流側および上流側の水を 1 cm^3 取り出し，液体シンチレーションカウンタにて T 濃度を測定した.

3. 結果および考察

下流側への T 透過量の経時変化を図に示す．加熱開始から 14 時間までの透過速度は 1 Bq/h であった．14 時間以降は，ばらつきは見られるが，平均すると 3 Bq/h で，14 時間以降に透過速度が増大したことがわかった.

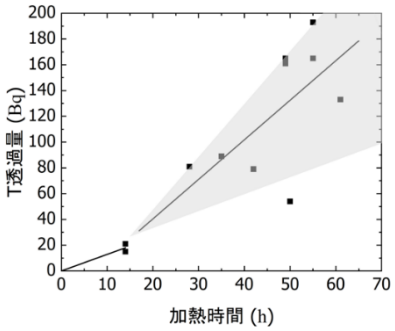


図 T 透過量の経時変化

T は分子を形成したまま金属中を透過することはできないため，金属の酸化反応に伴い遊離した T が H とともに下流側に透過すると考えられる．また，一旦上流側に HT として放出されたのち，上流側表面で解離し試料中に溶解するものもある．下流側表面へ透過した T の一部は，H_2O と同位体交換することにより，HTO の状態で水中へ移行する．HT として放出されるものもあるが，今回は実験装置の都合上 HTO として放出されたもののみを評価した．14 時間以降に T 透過速度が増大したのは，上流側の HT 分圧が増大したためである可能性が高い．なお，透過実験終了後，上流側の T 濃度が数%低下していた．これは下流側への T 透過だけでは説明できず，容器材料中に不純物として含まれていた H と同位体交換した可能性がある.

*Azusa Matsumoto and Yuji Hatano
University of Toyama

実験室系トリチウム除去設備の更新と性能評価

Replacement of the laboratory detritiation system and its performance test

*池本　憲弘[1,2]，白石　啓宜[1]，津口　明[1]，中村　和[1]，水庭　直樹[1]，赤丸　悟士[2]，原　正憲[2]
[1]化研，[2]富山大

富山大学水素同位体科学研究センターに設置してある実験室系トリチウム除去設備の更新を行った。新規設備は旧設備と同様，触媒酸化により分子状，炭化水素状トリチウムを酸化させトリチウム水とし，モレキュラーシーブにより吸着，除去する方式である。更新に伴い，配管材の種類やコンピュータ制御の導入等，様々な変更を行った。本発表では更新に伴う変更点を説明するとともに，新規設備の性能試験の結果について報告する。

キーワード：トリチウム除去設備，酸化触媒，モレキュラーシーブ

1. 緒言

大量の気体状トリチウムを取り扱う施設には，作業室内のトリチウム濃度を法令基準以下とするための換気設備を備え，通常運転時の作業者の内部被曝を低減している。さらに，室内空気からトリチウムを取り除く緊急設備も併せて設置し，予期しないトリチウムの漏洩事故に備えている。一般的なトリチウム作業室を対象とするトリチウム除去設備は，トリチウムを酸化触媒により水蒸気状に変換し，その水蒸気を吸湿材により回収する湿式法が広く利用されている。湿式法によるトリチウム除去において，使用される酸化触媒，吸湿材の種類と量は対象となる作業室の容量，除去時間，目標とする除去効率により個別に設計される。今回，富山大学水素同位体科学研究センターの実験室系トリチウム除去設備を更新し，新たな設備を設計，製作した。

2. 新しいトリチウム除去設備の設計，製作

旧除去設備と新規設備の主な変更点を表 1 に示す。配管材は SUS304 とした。旧設備で用いられたアルミニウム合金は長期間の設置により大気中の水蒸気と徐々に反応し，劣化することが分かったためである。その他，酸化触媒はパラジウム系から白金系に，加熱方式はマントルヒーターからシーズヒーターに変更した。

Table1 Comparison new system with former one.

	旧設備	新規設備
配管材	アルミニウム合金	SUS304
酸化触媒	パラジウム触媒	白金触媒
加熱方式	マントルヒーター	シーズヒーター

3. 除去設備の性能評価

除去設備の性能評価の一例として，酸化触媒（NM-520，エヌ・イーケムキャット）の乾燥条件（<-30℃ dp）と湿潤条件（20℃ dp）における水素酸化の性能を評価した。結果を図 1 に示す。この結果より，トリチウム化水素を実際の室内空気で酸化させるためには 150℃以上の加熱が必要と言える。本発表では酸化触媒の性能評価の他，トリチウム除去性能を計算により評価した結果について報告する。

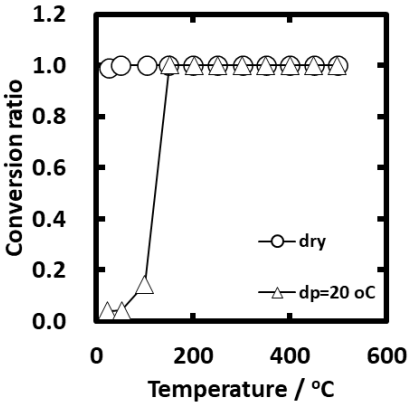


Fig.1 Oxidizing efficiency for hydrogen gas with wet (20 °C dp) condition (SV = 5000 h^{-1}) by Pt-catalyst.

*Norihiro Ikemoto[1,2], Hironori Shiraishi[1], Akira Tsuguchi[1], Mutsumi Nakamura[1], Naoki Mizuniwa[1], Satoshi Akamaru[2], and Masanori Hara[2]
[1]KAKEN, [2]Univ. of Toyama

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

[1H11-14] Hydrogen Isotope Behavior

Chair:Takumi Chikada(Shizuoka Univ.)

Wed. Sep 7, 2022 4:10 PM - 5:15 PM Room H (E1 Bildg.3F No.33)

[1H11] Effects of crystal structures and microstructures of Nickel-coated Titanium spherical powder and Lithium Oxide on their high-temperature Hydrogen Isotope absorption properties

*Kazuki Yamashita[1], Minoru Goto[2], Hideaki Matsuura[4], Ishitsuka Etsuo[2], Shimpei Hamamoto[5], Shigeaki Nakagawa[2], Kazunari Katayama[3], Teppei Otsuka[1] (1. KindaiUniversity, 2. JAEA, 3. kyushu University Prime Minister, 4. KyushuUniversityFacultyofEngineering, 5. Blossom Energy Co.)

4:10 PM - 4:25 PM

[1H12] Hydrogen isotopes permeation behavior through liquid tin supported with a nickel plate

*Teppei Otsuka[1], Ryo Hatano[1], Alexanderr Potekhin[1], Kirill Klimov[1] (1. Kindai Univ.)

4:25 PM - 4:40 PM

[1H13] Tritium dispersion in the Lithium-lead blanket loop

*Fumito Okino[1], Yukinori Hamaji [2], Teruya Tanaka[2], Jyuro Yagi[1] (1. Institute of Advanced Energy, Kyoto University, 2. National Institute for Fusion Science)

4:40 PM - 4:55 PM

[1H14] Hydrogen transport characteristics of proton conductor pump

*satoshi konishi[1], keisuke Mukai[2], Shuhei Yamaguchi[2], masato tabuchi[1], Juro Yagi[2] (1. Kyotofusioneering Ltd., 2. Kyoto Univ.)

4:55 PM - 5:10 PM

©Atomic Energy Society of Japan

リチウム酸化物共存下におけるニッケル被覆チタン球状粉末の高温水素同位体吸蔵特性に及ぼす結晶構造・微細組織の影響

Effects of Crystal Structures and Microstructures of Nickel-coated Titanium Spherical Powder and Lithium Oxide on their High-temperature Hydrogen Isotope Absorption Properties

*山下 和輝[1], 大塚 哲平[1], 松浦 秀明[2], 片山 一成[3], 後藤 実[4], 中川 繁昭[4], 石塚 悦男[4], 濱本 真平[5]
[1]近大 理工, [2]九大 院工, [3]九大 総理工, [4]原子力機構, [5]株式会社 Blossom Energy

抄録

ニッケル（Ni）被覆チタン（Ti）粉末粒子による高温水素吸蔵特性を考察するために、吸蔵実験前後の酸化物 $LiAlO_2$ および Ni 被覆 Ti 粒子の結晶構造および微細組織を調べた。

キーワード：トリチウム, リチウム酸化物, 水素吸蔵合金, 高温ガス炉

1. 緒言

核融合炉燃料であるトリチウム（T）の生産及び回収方法として、高温ガス炉にて Li(n,α)T の反応を用いて T を生産し、水素吸蔵合金であるジルコニウム（Zr）合金で回収する方法が提案されている[1]。しかし、Zr は酸化されやすいため、リチウム酸化物（$LiAlO_2$）共存下における水素（同位体）吸蔵特性を調べておく必要がある。本研究では Ni 被覆 Ti 粒子による水素吸蔵が $LiAlO_2$ 共存下においても可能であることを明らかにした[2]。今回は、高温水素吸蔵特性を考察するために、吸蔵実験前後の $LiAlO_2$ と Ni 被覆 Ti 粒子の結晶構造および微細組織を調べることを目的とした。

2. 実験方法

試料として、球状 Ti 粒子（平均粒径 40 μm）表面に無電解湿式メッキ法により厚さ 1.0 μm の Ni 被膜を形成したものを用いた[2]。

石英反応管内において、$LiAlO_2$ 粉末の水素ガス中加熱（873 K, 2.1 x 10^3 Pa）と真空加熱とを繰り返し数回実施した（水素曝露処理）。水素曝露処理 $LiAlO_2$ と Ni 被覆 Ti 粒子とを質量比 1:25 で共存させた状態で、反応管内の初期水素ガス圧力を 2.7 x 10^2 Pa とし、673~1173 K の一定温度で加熱した際の水素圧力の時間経過を調べた。

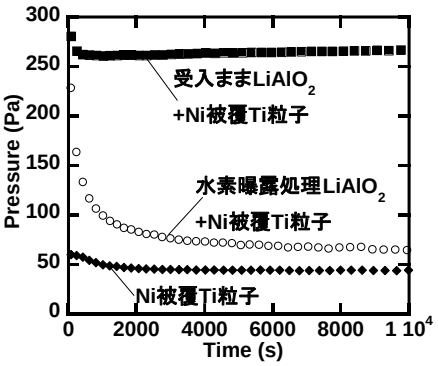


図 1　$LiAlO_2$ 共存下での水素吸蔵特性

3. 結果および考察

図 1 は 873 K での水素曝露処理 $LiAlO_2$ 共存下における Ni 被覆 Ti 粒子の水素吸蔵特性を示している。比較として、$LiAlO_2$ が共存しなかった場合、受入まま $LiAlO_2$ 共存下の場合のデータも示した。水素曝露処理 $LiAlO_2$ 共存下では、水素を吸収することがわかった。一方、受入まま $LiAlO_2$ 共存下では Ni 被覆 Ti 粒子は水素を吸収しなかった。

図 2 は水素曝露処理前後の $LiAlO_2$ について XRD 測定を行った結果を文献データ[3]とともに示した。受入まま $LiAlO_2$ には OH 基や構造水が含まれていたが、水素曝露処理によって消失したことがわかった。このことが、水素曝露処理 $LiAlO_2$ 共存下における Ni 被覆 Ti 粒子の水素吸蔵特性を改善したものと考えられる。発表では、高温水素吸収実験後の Ni 被覆 Ti 粒子の微細組織や結晶構造の変化を考察する。

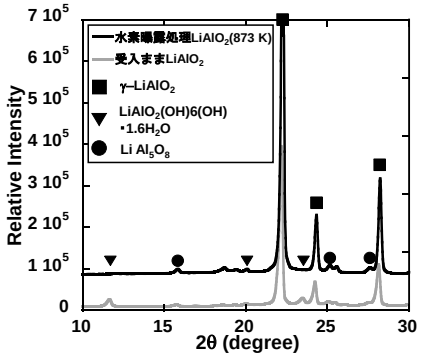


図 2 水素暴露処理前後の $LiAlO_2$ の XRD 測定結果

参考文献

[1] H.Matsuura, et al. Fusion Eng. and Design, 146 (2019) 1077-1081.
[2] K.Yamashita, et al. 2021 年 日本原子力学会 秋の大会 発表番号 2L06
[3] ICDD data

*Kazuki Yamashita[1], Teppei Otsuka[1], Hideaki Matsuura[2], Katayama Kazunari[3], Minoru Goto[4], Shigeaki Nakagawa[4], Etsuo Ishitsuka[4] Shimpei Hamamoto[5] ([1]KindaiUniversity, [2]KyushuUniversity, [3]KyushuUniversity, [4]JAEA, [5]Blossom Energy.Co)

液体スズ／ニッケル基板を介した水素同位体透過挙動

Hydrogen Isotopes Permeation Behavior Through Liquid Tin Supported with a Nickel Plate

*大塚 哲平[1]，波多野 凌[1]，Alexander Potekhin[1], Kirill Krimov[1]
[1]近大

液体スズ／ニッケル界面を介した重水素の透過フラックスを測定した。この結果、重水素透過フラックスは液体スズ厚さに依存しないこと、重水素ガス圧力の 1/2 乗に比例して大きくなることがわかった。

キーワード：水素同位体，スズ，ニッケル，透過

1. 緒言

核融合炉における水素同位体プラズマ対向壁として液体スズ(Sn)の利用が提案されている。しかし、液体 Sn と水素との相互作用についての研究は始まったばかりであり、燃料である放射性水素同位体トリチウムが液体 Sn 中に溶解するのか、内部を拡散して、透過するのか、蓄積するのかなど不明な点が多い。本研究では、水素ガス透過手法を用いて液体 Sn と水素の相互作用について調べることを目的とした。

2. 実験方法

試料として粒状 Sn (純度 99.9 %)を用いた。また、液体 Sn を保持する基板として Ni 円板（ϕ21.3 mm×0.3 mm$t$）を用いた。

重水素透過実験では、Ni 円板を障壁としてステンレス製容器を 2 つに分け、一方を重水素の供給側（上流側）、他方を透過放出側（下流側）とした。上流側の Ni 円板表面上に粒状 Sn を配置した。この際、融解時の Sn 層の厚さが 3, 6, 7 mm となるように Sn の量を変化させた。以後、Sn(3 mm)/Ni, Sn(6 mm)/Ni, Sn(7 mm)/Ni と呼ぶ。また、比較として Sn を配置しなかったものを Ni と呼ぶ。上流側の重水素圧力を 13.3～93.3 kPa の一定圧力に保持し、抵抗加熱炉で試料温度を 473～773 K の所定の温度で一定とした状態で、試料に重水素を透過させ、下流側に放出されてきた重水素の放出フラックスを四重極質量分析計によって測定した。なお、実験中に Sn が融解しているかどうかは、ビューポートから目視により確認した。

3. 結果および考察

図 1 に 773 K において液体 Sn 層の厚さを変化させた際の、Sn/Ni の重水素透過フラックスを示す。重水素透過フラックスは透過直後に増加し、最高値に達したあと減少し、やがて一定となった（定常状態）。また、定常状態における、重水素透過フラックスは圧力の 1/2 乗に比例することがわかった。

図 2 に定常状態の重水素透過フラックスの温度依存性について純 Ni の文献値[1, 2]と比較して示す。Sn/Ni の重水素透過フラックスは Ni よりも 3 桁程度小さかった。また、Sn/Ni の重水素透過データは良いアレーニウスの関係を示しており、活性化エネルギーは純 Ni データに比べ、やや大きかった。

発表では、上記の結果をもとに、液体 Sn/Ni 界面の水素透過モデルを構築し、議論する。

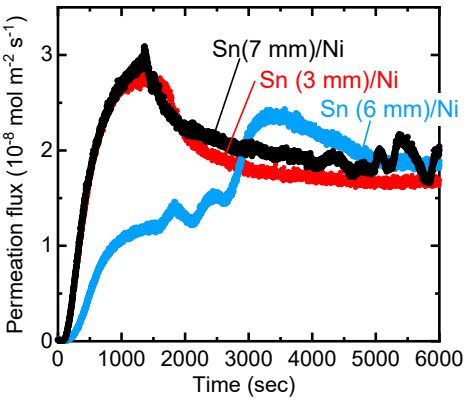


図 1　Sn/Ni 試料の重水素透過曲線

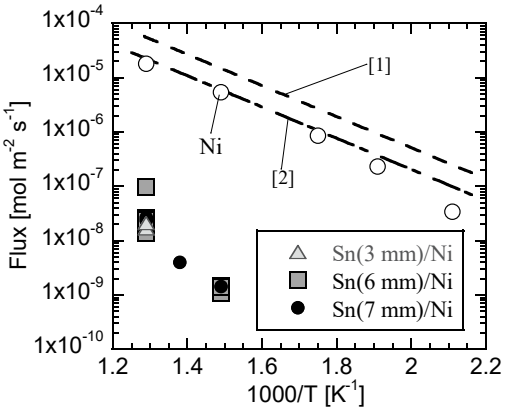


図 2　重水素透過フラックスと温度依存性

参考文献

[1] Y. Yamanishi *et al.*, Trans. Jpn. Inst. Metals, Vol. 24, No. 1, p 55 (1983)
[2] W. M. Robertson, Z. Metallkde, Vol 64, p 436 (1973)

*Teppei Otsuka[1], Ryo Hatano[1], Alexander Potekhin and Kirill Krimov[1]
[1]Kindai Univ.

リチウム鉛ブランケットループに於けるトリチウム移流拡散

Tritium dispersion in the Lithium-lead blanket loop

*興野　文人[1]，浜地　志憲[2]，田中 照也[2]，八木 重郎[1]
[1]京都大学エネルギー理工学研究所，[2]核融合科学研究所(NIFS)

リチウム鉛(LiPb)を使用する液体方式ブランケットにおいて流動する LiPb 中でのトリチウム(T)の移流特性を液体金属試験ループ　オロシ-2 @NIFS にて重水素(D)を使って検証した。流動する LiPb 中に於いて得られた D の拡散係数は 10^{-2}~10^{-3} [m^2s^{-1}]オーダの値を示し静的拡散に比し 6 桁程高くなる事を確認した。

キーワード：トリチウム，　リチウム鉛，ブランケット，移流拡散

1. 緒言

報告者らは 2022 年春の年会にて流動する LiPb 中に於いて溶解した T が高速で流動する可能性があると報告した。この現象を検証する為、移流拡散モデルを使い流動 LiPb 中に於けるDの移流項と拡散項を測定した。

2. 試験詳細

2-1. 解析手法

Fig.1 に矩形波状に溶解した D の移流拡散理論による濃度分布の時間変化を無次元化して示す。分布形状の変化は拡散係数、時間及び距離に依存する。Fig.2 に示す固定観測点での濃度測定結果と Fig.1 の理論値を照合し拡散係数を抽出した。移流項は溶解部から検出部までの到達遅れ時間より算出した。

2-2. 試験装置

オロシ-2 に溶解装置、回収装置、計測装置等を設置し D による循環回収試験を実施した。リチウム鉛ループの体積流量は 0.1×10^{-3}～0.3×10^{-3} m^3 min^{-1}、1 サイクル循環時間は 200～400 分。温度 350℃、詳細は会場で報告する。

2-3. 試験結果

Fig. 3 に得られた移流拡散係数、静的拡散係数の文献値[1]、及び Taylor dispersion 理論値を Re 数に対してプロットしたものを示す。Re 数 500～1000 の範囲において得られた値は静的拡散係数に比して 6 桁以上高い値であった。結果は Taylor dispersion 理論値[2]と層流領域に於いて整合しており LiPb 中を流動する D に於いても同理論が適用できる事を確認した。

3. 結論

流動する LiPb 中の T は Taylor dispersion 理論に従って高速で移流拡散する。LiPb ブランケットの T インベントリー解析にはこの結果を反映する必要がある。

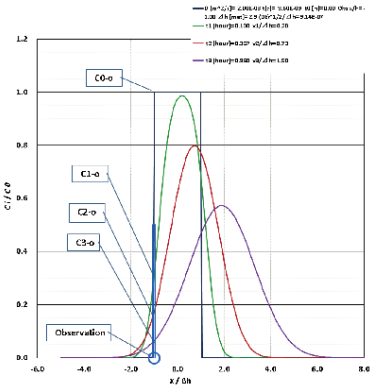


Fig. 1　矩形波溶解と移流拡散

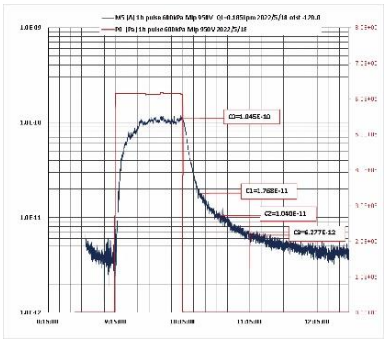


Fig. 2　観測濃度フラックス

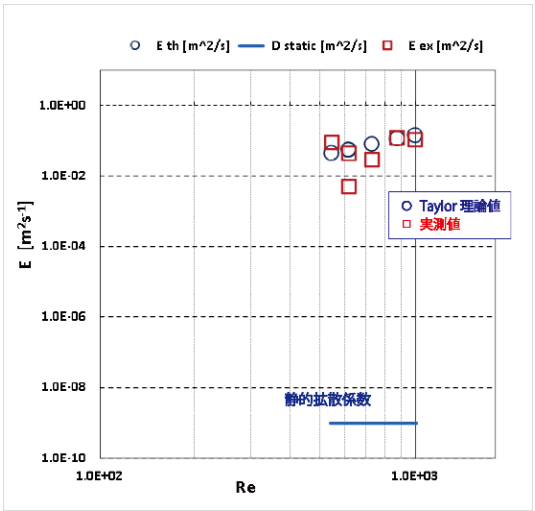


Fig. 3　拡散測定値、理論値、静的拡散係数

参考文献

[1] E. Mas de les Valls et al., J. Nuc. Mat. 376 (2008) 353-357.

[1] G. Taylor, Soc. Lond. A 1953 219, doi: 10.1098/rspa. 1953.0139.

*Fumito Okino[1] , Yukinori Hamaji[2], Teruya Tanaka[2], Juro Yagi[1]

[1]Institute of Advanced Energy, Kyoto University　[2] National Institute for Fusion Science

プロトン導電体ポンプの水素同位体移送挙動

Hydrogen transport characteristics of proton conductor pump

*小西 哲之[1]、向井 啓祐[2]、山口 修平[2(実施時)]、田渕 将人[1]、八木 重郎[2]
[1]京都フュージョニアリング株式会社、 [2]京都大学

抄録核融合炉燃料システムにおける水素同位体排気、特にダイバータからのプラズマ排ガスの移送を目的としてプロトン導電体ポンプを開発し、その特性を評価した。水素の選択的昇圧挙動は定性的にはネルンストの式に従う。同位体分離を含むダイレクトリサイクル燃料経路が構成可能である。

キーワード: プラズマ排ガス、トリチウム、プロトン導電体、ダイバータ、同位体分離

1. はじめに

原型炉環境で、ダイバータから水素同位体を選択的に回収し、精製同位体調整ののち短時間で炉心プラズマにダイレクトリサイクルし、能動的に高応答の燃料制御を行う要素技術の開発を目指してプロトン導電体ポンプを開発している。水素移送能力等の基礎特性を測定し、10^5 倍低程度の能動的な昇圧の可能性を評価し、さらに同位体効果を測定した。これらの試験結果から、原型炉用実機開発のための基本的な設計に関する知見を整備する一方、今後の可能性を検討した。

2. 実験

プロトン導電体ディスク（厚さ 1 mm、直径 20 mm、株式会社 TYK 社製）を用いて、ガス移送特性の測定を行った。図 1 に装置構成図とプロトン導電体セルを示す。電極の電位を導線で取り出し、導入端子で装置外へ導くことでセルの内側と外側を異なる雰囲気にて測定した。

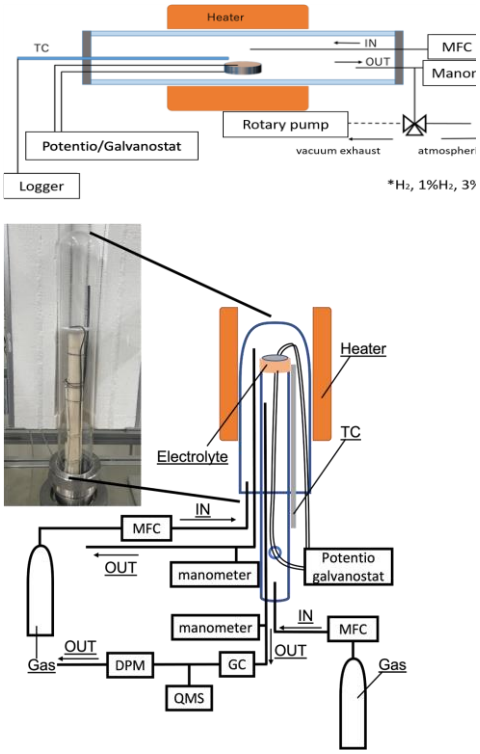


図 1　プロトン導電体セル実験装置

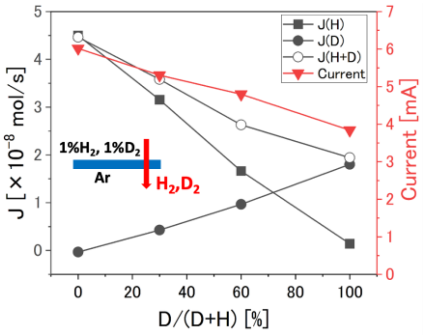


図 2　同位体効果の測定結果

3. 結果とまとめ

得られたプロトン輸送電流はネルンストの式に従うことが確認された。図 2 に示す H と D の相違から、約 2.0 の水素同位体効果がみられる。動特性から移送時定数も測定された。これらの結果から、数 10 秒の時定数で同位体制御をするダイレクトリサイクルへの可能性が示され、排気系設計の指針が得られた。多数のセル要素をフランジ上に構成することで、原型炉のダイバータ領域で必要な移送量が確保できる見込みであり、今後大量のセル製造技術を習熟し、今後実用化に向けた開発を行う。

*Satoshi Konishi[1], Keisuke Mukai[2], Shuhei Yamaguchi[2(during research)], masato tabuchi[1], Juro Yagi[2]
[1] Kyotofusioneering Ltd., [2] Kyoto Univ.

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

[1I01-07] Environmental Dynamics 1

Chair:Jun Goto(Niigata Univ.)

Wed. Sep 7, 2022 10:00 AM - 11:55 AM Room I (E1 Bildg.3F No.34)

[1I01] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Hiroaki Kato[1], Yuma Niwano[1], Hikaru Iida[1], Yuichi Onda[1] （1. Univ. of Tsukuba）

10:00 AM - 10:15 AM

[1I02] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Yuma Niwano[1], Hiroaki Kato[1], Satoru Akaiwa[1], Donovan Anderson[1], Hikaru Iida[1], Miyu Nakanishi[1], Yuichi Onda[1] （1. Univ. of Tsukuba）

10:15 AM - 10:30 AM

[1I03] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Satoshi Iguchi[1], Junko Takahashi [1], Yuichi Onda[1], Hiroaki Kato[1] （1. Univ. of Tsukuba）

10:30 AM - 10:45 AM

[1I04] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Junko Takahashi[1], Daichi Hihara[1], Takuya Sasaki[1], Satoshi Iguchi[1], Yuichi Onda[1] （1. Univ. of Tsukuba）

10:45 AM - 11:00 AM

[1I05] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Yuichi Onda[1] （1. Univ. of Tsukuba）

11:00 AM - 11:15 AM

[1I06] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Taichi Kawano[1], Yuichi Onda[1], Hiroaki Kato[1], Fumiaki Makino[1] （1. Univ. of Tsukuba）

11:15 AM - 11:30 AM

[1I07] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Miyu Nakanishi[1], Yuichi Onda[1], Hiroaki Kato[1] （1. University of Tsukuba）

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

福島における放射性物質分布調査
（1）福島県の森林における放射性セシウムの長期移行状況

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(1) Long-term transfer of radiocesium within the forest in Fukushima Prefecture

*加藤 弘亮[1]，庭野 佑真[1]，飯田 光[1]，恩田 裕一[1]
[1]筑波大

福島第一原子力発電所事故（以後、「福島原発事故」）から 11 年間の森林環境中の放射性セシウムの分布・移行状況について、福島県の森林における長期モニタリング結果を報告する。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，放射性セシウム，森林，分布，移行メカニズム

1. 緒言

森林に降下した放射性セシウムは、樹冠の枝葉に捕捉され、その後の雨水や落葉等にともなって徐々に林床に移行する。森林内の放射性セシウムの分布とその時間変化を予測するためには、樹冠から林床への移行速度を把握するとともに、時間経過にともなう主要な移行メカニズムの変化を解明することが不可欠である。

2. 研究方法

本研究では、福島県伊達郡川俣町山木屋地区（以後、「山木屋サイト」）及び浪江町赤宇木地区（以後、「浪江サイト」）のスギ林及び広葉樹混交林を調査対象林分に選定した。各調査森林において、樹冠通過雨、樹幹流、落葉等に含まれる放射性セシウム濃度を測定し、樹冠から林床への移行フラックスを推定した。観測調査は，山木屋サイトでは 2011 年 7 月から開始し、一方の浪江サイトでは 2018 年 6 月から開始した。採取した試料は実験室に持ち帰り、雨水は 100 μm のステンレスメッシュを通過させて粗大有機物を除去した。落葉等は炉乾燥させた後に細かく粉砕し、均一化した。それらの試料を U8 容器（100 ml）もしくはマリネリ容器（2000 ml）の測定容器に封入し、高純度ゲルマニウム半導体ガンマ線検出器を用いてセシウム 137 の測定誤差が 10%以下になるまで測定した。

3. 結論

調査対象林分における樹冠からセシウム 137 移行フラックスは，時間経過とともに指数関数的に減少しており，2021 年の総移行フラックスは初期沈着量の 0.2～0.5%であった。セシウム 137 の主要な移行経路は，雨水や落葉のフラックスの年々の変動が大きいが，スギ林では雨水による割合が時間とともに減少する傾向が確認されていたが，福島原発事故から 10 年が経過して雨水による移行成分の割合が増加傾向を示した。一方，広葉樹混交林では顕著な時間変化傾向は認められなかった。スギ針葉，スギ及びコナラの外樹皮のセシウム 137 濃度は，初期沈着から現在まで同様の速度で指数関数的に減少した。一方で，コナラの葉に含まれるセシウム 137 濃度はこれまでほとんど低減傾向が認められず，広葉樹混交林の落葉等のセシウム 137 濃度は，事故から 5 年が経過したあたりから低減速度の鈍化が確認されている。そのような傾向はスギ林及び広葉樹混交林の樹冠通過雨でも認められ，ここ数年間は横ばいの時間変化を示す。このことから，初期沈着から 11 年が経過し，樹体の部位や移行経路ごとに放射性セシウムの移行速度や時間変化に差異が生じている。そのため，最新のモニタリングデータを加えて森林環境中の分布・移行の長期傾向を把握する必要がある。

謝辞：本件は、文部科学省科学技術戦略推進費（平成 23～24 年度）、原子力規制庁委託事業（平成 24～25 年度）、日本原子力研究開発機構委託事業（平成 26～令和 3 年度）で得られた成果の一部を含む。

---

*Hiroaki Kato[1], Yuma Niwano[1], Hikaru Iida[1] and Yuichi Onda[1]
[1]Univ. of Tsukuba

福島における放射性物質分布調査
（2）高沈着量地域の森林源頭部流域における溶存態 Cs-137 の流出経路の推定

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(2) Estimation of the discharge pathway of dissolved Cs-137 in the forest headwater catchment in the high deposition area

*庭野 佑真[1]，加藤 弘亮[1]，赤岩 哲[1]，Anderson Donovan[1]，飯田 光[1]，中西 美夕[1]，恩田 裕一[1]
[1]筑波大

森林域から水系への溶存態 Cs-137 の流出経路推定を目的とし，詳細な水文観測を用い斜面地中水や表流水の溶存態 Cs-137 を調査した。斜面地中水と表流水の溶存態 Cs-137 濃度の変化と地下水流動の解析結果を報告する。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，溶存態セシウム，表流水，斜面地中水，森林源頭部流域

1. 緒言

森林源頭部における溶存態 Cs-137 の流出に関して，リターからの溶出（Sakakibara et al., 2021）や斜面浅層土壌水の混合（Iwagami et al., 2019b）が指摘されている。しかし，特に後者において詳細な水文観測を通じて調査した例は少ない。そこで本研究では，森林域から水系への溶存態 Cs-137 流出に関して，斜面土層からの地下水流出の影響を調査した。

2. 方法

福島県浪江町の森林源頭部流域に対象小流域を設け，2021 年 4 月~2021 年 12 月まで観測を実施した。小流域はスギとコナラ，クリ，アカマツを主とする水源涵養林であり，流域面積が 0.008 km^2，Cs-137 の初期沈着量は 4727 kBq/m^2 である。小流域の湧水点の直下と，およそ 25 m 下流の地点に三角堰を設置し流量を観測した。下流の量水堰近傍の湿潤域及び斜面において，ピエゾメータで圧力ポテンシャルを，浅井戸で地下水位を観測した。月に 1, 2 回の頻度で平水時の水サンプリングを行い，出水時には自動採水器による連続サンプリングを行った。

3. 結果

表流水の溶存態 Cs-137 濃度は，平水時が平均 0.10±0.02 Bq/L であったのに対し，出水時には 0.23±0.02 Bq/L（4 降雨イベントの平均値）と高い値を示した。また，斜面浅層地下水の溶存態 Cs-137 は平均 0.74±0.07 Bq/L と表流水に比べて高い値を示した。さらに平水時には地下深部へ向かう地下水流動であったのに対し，出水時には河道へ流出する方向へ地下水流動方向が変化していることが確認された。

4. 結論

出水時の溶存態 Cs-137 濃度上昇に関して，斜面浅層地下水の Cs-137 濃度と地下水の圧力ポテンシャルの観測結果から，Cs-137 濃度の高い斜面浅層地中水の流出が寄与している可能性が示唆された。

参考文献

[1] Iwagami, S., Tsujimura, M., Onda, Y., Konuma, R., Satou, Y., Sakakibara, K., Yoschenko, V., 2019b. Dissolved ^{137}Cs concentrations in stream water and subsurface water in a forested headwater catchment after the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant accident. J. Hydrol. 573, 688-696. [2] Sakakibara, K., Iwagami, S., Tsujimura, M., Kounma, R., Sato, Y., Onda, Y., 2021. Radiocesium leaching from litter during rainstorms in the Fukushima broadleaf forest. Sci. Total Environ. 796, 148929.

---

*Yuma Niwano[1], Hiroaki Kato[1], Satoru Akaiwa[1], Donovan Anderson[1], Hikaru Iida[1], Miyu Nakanishi[1] and Yuichi Onda[1]
[1]Univ. of Tsukuba

福島における放射性物質分布調査
(3) 福島県浪江町のスギ林における土壌及び樹木根中の Cs-137 の深度分布

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(3) The Cs-137 vertical distribution in soil and tree roots in cedar forest in Fukushima Prefecture

*井口 啓[1]，高橋 純子[1]，恩田 裕一[1,] 加藤弘亮[1,]
[1]筑波大学

福島県の森林土壌に降下した Cs-137 の動態は重要である。福島県浪江町のスギ林において土壌及び樹木根の採取を行い、土壌及び樹木根の Cs-137 濃度、インベントリを深度別に明らかにした。その結果を報告する。
キーワード：森林土壌，樹木根，Cs-137，深度分布

1. 緒言

福島県の森林土壌では僅かながら、Cs-137 の下方移行が確認されている。この下方移行の要因の一つとして樹木根の伸長・枯死が示唆された (Sakashita et al., 2020)[1]。現在、樹木中の Cs-137 の動態は枝や幹など地上部に着目したものが多く、樹木根に着目した研究事例は少ない。本研究では、Cs-137 の下方移行に対する樹木根の寄与を調べるために、土壌及び樹木根中の Cs-137 濃度及びインベントリを深度別に求め、土壌に対する樹木根中の Cs-137 量の割合を明らかにすることを目的とした。

2. 方法

福島県浪江町のスギ林にて 2022 年 3 月と 6 月にスクレーパープレート(幅 15 cm、奥行 30 cm)を用いて深度 5 cm 間隔でそれぞれ 0-45 cm、0-80 cm 深まで土壌採取を行った。その後、採取した土壌からスギの樹木根を深度別、太さ別（小根≦2mm<中根)に採取した。サンプルについて前処理を行った後、深度別に Cs-137 濃度の測定を行った。また、ここから各深度における土壌及び樹木根の Cs-137 インベントリを算出した。

3. 結果

土壌中の Cs-137 濃度は 0-5 cm 深で 1.56×10^{5} Bq/kg、40-45 cm 深で 1.55×10^{2} Bq/kg、75-80 cm 深で 1.61×10^{1} Bq/kg となった。また、Cs-137 のインベントリは 0-5 cm 深で 3.22×10^{6} Bq/m^2、40-45 cm 深で 4.83×10^{3} Bq/m^2、75-80 cm 深で 7.3×10^{2} Bq/m^2 となり、0-80cm 深の全体のインベントリは 4.39×10^{6}Bq/m^2 となった。

樹木根中(小根)の Cs-137 濃度は 0-5 cm 深で 3.43×10^{1} Bq/g、75-80 cm 深で 5.25×10^{-1} Bq/g であり、表層で最も濃度が高く、深層ほど濃度が低下する傾向がみられた。Cs-137 インベントリは 0-5 cm 深で 4.30×10^{3} Bq/m^2、75-80 cm 深で 3.97 Bq/m^2 であり、0-80cm 深の樹木細根の全体のインベントリは 5.72×10^{3} Bq/m^2 となった。さらに採取されたスギの樹木根中の Cs-137 の 95%が表層 0-10cm 深に存在することが分かった。これらのデータから 0-80 cm 深までの各深度で土壌に対する樹木根中の Cs-137 量の割合を求めたところ 0.029-1.06%となった。また、この土壌に対する樹木根の Cs-137 量の割合については土壌深度による明確な傾向はみられなかった。

参考文献

[1] Sakashita, Wataru, Satoru Miura, Akio Akama, Shinta Ohashi, Shigeto Ikeda, Tomoyuki Saitoh, Masabumi Komatsu, Yoshiki Shinomiya, and Shinji Kaneko. 2020. “Assessment of Vertical Radiocesium Transfer in Soil via Roots.” *Journal of Environmental Radioactivity* 222.

---

*Satoshi Iguchi[1], Junko Takahashi[1], Yuichi Onda [1] and Hiroaki Kato[1]
[1] Univ.of Tsukuba

福島における放射性物質分布調査
(4) 森林土壌中 Cs-137 深度分布の経年変化と下方移行メカニズム

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(4) Temporal changes in the vertical distribution of ^{137}Cs and its downward migration mechanisms in forest soils

*高橋 純子[1]，日原 大智[1]，佐々木 拓哉[1]，井口 啓[1]，恩田 裕一[1]

[1]筑波大

2011 年より福島県川俣町山木屋地区で継続している森林土壌中の Cs-137 深度分布のモニタリングから、深度分布の経年変化から予測される下方移行量を概算した。また、降雨浸透水中の Cs-137 フラックスの測定を行った。これらを比較することで、下方移行に対する降雨浸透の寄与率の評価を行った。

キーワード： Cs-137 深度分布、緩衝深度、下方移行メカニズム、降雨浸透

1. はじめに

森林土壌中の Cs-137 深度分布については数多くのデータが蓄積しているが、その下方移行メカニズムに関して実測した例は少なく、それぞれのメカニズムの寄与率については未だ研究が限られている。そこで、本研究ではこれまでに放射性セシウムの深度分布モニタリングを実施してきたスギ林において、ゼロテンションライシメーターにより定期的にリター浸透水および土壌浸透水を採取し、降雨とともに下方移行している放射性セシウム量を実測するとともに、深度分布の変化から推定される見かけの下方移行量に占める浸透水の寄与率を評価することを目的とした。

2. 調査地および方法

福島県川俣町山木屋地区のスギ林（初期沈着量 440 kBq m^{-2}）に約 3 m×3 m のプロットを設置し、2011-2012 年は年に 2 回、2013 年以降は年に 1 回の土壌採取を行なった。リターおよび鉱質土壌は、スクレーパープレートを用いて 0-5 cm を 0.5 cm 間隔、5-10 cm を 1 cm 間隔、10-20 cm を 5 cm 間隔で採取し、乾燥・篩別後 Ge 半導体検出器で Cs-137 を測定した。降雨浸透水を採取するためのゼロテンションライシメーターは、リター直下および土壌 5 cm、10 cm、20 cm 深に設置し、2017 年 8 月から 1-2 ヶ月に 1 度のサンプリングを実施した。

3. 結果

リター層中の Cs-137 は事故から 10 年以上が経過した現在も指数関数的に減少し、地下部の C-137 の約 0.8-1.7%を占めていた。土壌 0-5 cm および 5-10 cm については時間とともに増加する傾向が認められたが、10 cm 以下に関しては明確な増加傾向は得られなかった。降雨浸透水についても、2017 年から 2021 年までの 4 年間でも、リター層を通過した浸透水中の Cs-137 濃度は僅かに減少し、毎年リター層のインベントリの約 2.9-13%が土壌へ移行すると概算された。これは深度分布の変化から概算される見かけの下方移行量の 8.5-17.7%に相当する。一方、同様の方法で土壌中での下方移行に対する降雨浸透の寄与率を求めると 0.6-3.0%であった。これらの結果は Takahashi et al. (2022) [1]で報告した。

参考文献

[1] Takahashi, J., Hihara, D., Sasaki, T., Onda, Y., 2022. Evaluation of contribution rate of the infiltrated water collected using zero-tension lysimeter to the downward migration of ^{137}Cs derived from the FDNPP accident in a cedar forest soil. Sci. Total Environ. 816, 151983. https://doi.org/10.1016/j.scitotenv.2021.151983

---

*Junko Takahashi[1], Daichi Hihara[1], Takuya Sasaki[1], Satoshi Iguchi[1], Yuichi Onda[1]

[1] Univ. of Tsukuba

福島における放射性物質分布調査
（5）河川流域内の除染活動が下流への Cs-137 移行に及ぼす影響

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(5) Effect of decontamination activities in the river basin on Cs-137 transferred downstream

*恩田 裕一[1]
[1]筑波大

表土の入れ替えによる農地除染は，汚染された土壌を浄化するための重要な手段である。福島第一原発事故後の農地除染により土壌侵食が進み，下流の浮遊砂のフラックスは増加し，^{137}Cs 濃度は低下したが，除染地の急速な植生回復により 1-2 年後には除染前の状態に回復した。

キーワード：東京電力福島第一原子力発電所事故，除染，セシウム 137，浮遊砂，河川環境

1. 緒言

福島第一原子力発電所（FDNPP）事故は，チェルノブイリ原発事故以来，最大量の放射性セシウムを陸上環境に放出した。事故直後から多くの環境モニタリング研究がなされ，公表されてきたが，移行状況は刻々と変化している [1]。特に汚染度が高い地域では，放射線リスクが低減のための農地除染が行われ，^{137}Cs で汚染された土壌が除去されたが，その下流への長期的な影響は不明であった。

2. 研究方法

我々は，除染地域の土地利用変化が河川の浮遊土砂や懸濁態 ^{137}Cs の動態，下流域への流出に与える影響について包括的に評価するため，政府の除染計画図面を用いて除染地域境界の変遷をデジタル化するとともに，ドローンを用いて除染地域の土地被覆を撮影し，10 m 空間分解能の正規化植生指標（NDVI）を用いて土地利用の変化を定量的に評価した。一方，除染（2013-2016 年）と自然修復（2017-2018 年）の段階にまたがる長期的な現地調査を行い，上流と下流の両方で水流と濁度の変動（10 分の時間分解能）と懸濁態 ^{137}Cs 濃度を継続的に記録した。上記の定量データを組み合わせることで，上流の除染地域における長期的な土地利用の変化が，下流の河川システムから太平洋への土砂や ^{137}Cs の流出に大きく影響していることを系統的に明らかにした[2]。

3. 結論

政府の除染データ，高解像度衛星画像，同時期の河川モニタリング結果を用いて，2013 年から 2018 年までの包括的な除染の影響評価を行い，その結果，除染期間中（2013-2016 年）の土壌侵食ポテンシャルが高まり，その後の緑化で減少したことを明らかにした。2013 年と比較して，2016 年には年間の洪水時の浮遊土砂（SS）が 237.1%増加した。混合モデルでは，除染地域から徐々に増加する土砂が懸濁態 ^{137}Cs の急速な減少を引き起こしたことを示唆した。しかし，下流の流出正規化フラックスには除染後の大きな変化は観察されなかった。2018 年においては，浮遊土砂濃度，フラックスとも除染前に近づいた。そのため，上流の除染により，^{137}Cs 濃度は低下したものの，下流に持続的に過剰な浮遊土砂（SS）負荷が発生した。一方で，福島では多雨により植生回復が早く，環境回復が非常に早いことがわかった。

参考文献

[1] Onda, Y. et al., (2020) Radionuclides from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant in terrestrial systems, *Nature Reviews Earth & Environment,*1, 644–660. Free to read https://rdcu.be/b9iAz
[2] Feng, B. Onda, Y., Wakiyama, Y. Taniguchi, K., Hashimoto, A., Zhang, Y. (2022) Persistent impact of Fukushima decontamination on soil erosion and suspended sediment. *Nature Sustainability*, DOI: 10.1038/s41839-022-00924-6

* Yuichi Onda[1]
[1]Univ. of Tsukuba

福島における放射性物質分布調査
（6）福島県山木屋地区の渓流・河川における溶存態 Cs-137 の動態

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(6) Dynamics of dissolved Cs-137 in streams and rivers in the Yamakiya district, Fukushima Prefecture, Japan

*川野 泰地[1]，恩田 裕一[1]，加藤 弘亮[1]，牧野 史明[1]
[1]筑波大

本研究では福島県川俣町山木屋地区の源流小流域及び口太川本流において河川水や浮遊土砂，粗大有機物を採取し，懸濁態及び溶存態 ^{137}Cs 濃度の長期観測データに基づいて解析を行った。その結果，源流小流域において微生物の有機物分解に伴う溶存態 ^{137}Cs の溶出の影響が示唆され,また除染に伴う土砂量の増加が懸濁態 ^{137}Cs 濃度のみならず溶存態 ^{137}Cs 濃度にも寄与したことを示唆する結果が得られた。

キーワード：東京電力福島第一原子力発電所事故，除染，セシウム 137, Kd

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故により放出された放射性セシウム（主に ^{134}Cs, ^{137}Cs）は，森林に沈着した後，河川を通じて懸濁態，溶存態として運搬されている。既存研究により，溶存態は源流小流域においては粗大有機物から[1]，河川下流においては懸濁態から主に溶出することが示唆されている 。一方，溶存態 ^{137}Cs は水温に伴い季節変動を示すことが知られ，その要因として K^+のイオン競合性による懸濁物質からの溶出[2]と微生物の有機物分解に伴う溶出[3]，2 つのメカニズムが提案されている。しかし，有機物が豊富な源流小流域を対象に評価した研究はない。本研究は，源流小流域を対象に，2 つのメカニズムを評価することで，有機物分解に伴う溶存態 ^{137}Cs の形成機構を個別に評価することを目的とした。

2. 研究方法

2011 年以降，山木屋地区の源流小流域 3 地点（除染地 1 地点，未除染地 2 地点）及び口太川流域 4 地点の粗大有機物（源流域のみ），懸濁態，溶存態 ^{137}Cs 濃度の経時的傾向及び除染に伴う土砂流入量の増加による変化を調べた。懸濁態，粗大有機物 ^{137}Cs 濃度に対する溶存態 ^{137}Cs 濃度の分配係数（*Kdss*, *Kdorg*）を算出した。さらに，源流小流域の懸濁物質の全炭素量（TC）及び水温, DOC, K^+濃度と ^{137}Cs 濃度の関係を調べた。

3. 結論

除染地の源流域及び河川上流域の懸濁態 ^{137}Cs 濃度は，除染により大きく低下し，その後も低濃度を示した。一方，源流域の溶存態 ^{137}Cs 濃度は除染期に一時的に濃度が低下したが，除染後は除染前の水準に回復した。また, *Kdss* は 10^5～10^7 L/kg であったが，*Kdorg* は 10^4～10^6 L/kg であり，粗大有機物の方が約一オーダー低い値を示した。除染地の源流域では *Kdss, Kdorg* は共に低下傾向を示し，未除染源流域では共に増加傾向を示した。さらに, TC と懸濁態，溶存態 ^{137}Cs 濃度, *Kdss* 間に正の相関（R^2：懸濁態＞*Kdss* >溶存態）が，溶存態 ^{137}Cs 濃度と DOC, K^+間に正の相関（R^2：DOC＞K^+）が得られた。これらの結果は有機物からの溶存態 ^{137}Cs の溶出を示唆すると共に，除染による懸濁物質の増加が溶存態 ^{137}Cs 濃度にも寄与したことを示唆している。

参考文献

[1] Iwagami, S. et al. (2019) Six-year monitoring study of ^{137}Cs discharge from headwater catchments after the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident, Journal of Environmental Radioactivity, DOI: 10.1016/j.jenvrad.2019.106001
[2] Murota, K. et al, (2016) Desorption kinetics of cesium from Fukushima soils, Journal of Environmental Radioactivity. DOI: 10.1016/j.jenvrad.2015.12.0
[3] Nakanishi, T. et al, (2014) ^{137}Cs vertical migration in a deciduous forest soil following the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident, Journal of Environmental Radioactivity. DOI: 10.1016/j.jenvrad.2013.10.019

*Taichi Kawano[1], Yuichi Onda[1], Hiroaki Kato[1] and Fumiaki Makino[1]
[1]Univ. of Tsukuba

福島における放射性物質分布調査
(7) 福島県の森林における土壌含水率が空間線量率の変動に及ぼす影響のモデル化

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(7) Modeling the Effect of Soil Moisture Content on the Variation of Air Dose Rate in Forests in Fukushima Prefecture

*中西 美夕[1]，恩田 裕一[1]，加藤 弘亮[1]

[1]筑波大

森林の空間線量率は、降雨時に一時的な低下がみられており、その要因が土壌含水率の上昇であることがわかっている。そこで本研究では、土壌の水分状況を示す実効雨量を用いて土壌含水率および空間線量率の変化を推定した。さらに、土壌の撥水性が降雨の空間線量率の変動に及ぼす影響を調査した。

キーワード：実効雨量、土壌含水率、空間線量率、撥水性

1. 緒言

2011 年の福島第一原発事故で放出・沈着した放射性核種により、福島県の森林の空間線量率は上昇した。森林の空間線量率を推定する際、土壌水分の影響は大きくない（Malins et al., 2021）[1]とある一方で、海外の研究事例（Schimmack et al., 1998）[2]や、林野庁のモニタリング調査[3]では、土壌含水率の上昇にともなって空間線量率が低下するデータが報告されており、降水時の土壌含水率の上昇による放射線の遮蔽効果を示唆している。本研究では、時間降雨量を用いて、先行降雨量（実効雨量）と土壌水分量の関係を詳細にモニタリングし、土壌水分のデータを用いることなく降雨による空間線量率の変化を推定する手法を開発することを目的とする。

2. 研究地域と方法

福島県川内村の 2019 年 5~7 月、福島県浪江町の 2020 年 5~7 月の期間中、現地にて記録した空間線量率と土壌含水率の 1 時間ごとのデータを用いた。さらに、気象庁の川内村、浪江町の雨量データを用いて半減期の異なる実効雨量を計算し、実測した土壌含水率との比較を行った。加えて、実効雨量から空間線量率の推定も行った。また、森林土壌には撥水性が存在する[4]ため、各地域の撥水性の強度を測定した。

3. 結論

土壌含水率の推定は、降雨イベント毎の短期および長期実効雨量を組み合わせることによって、R^2 値が 0.7 を超える継時変化を推定することが可能であった。なお、川内村では撥水性が存在しているため、降雨量が 10mm 以下の場合では土壌含水率の上昇が極めて小さく、空間線量率が上昇しない事が明らかとなったが、これらのモデル化も可能であった。上記のモデルから、降雨による空間線量率の低下を推定したところ、R^2 値が 0.65 を超えるよい適合性を示した。以上のように、本研究において降雨量から土壌含水率の推定、空間線量率を推定が可能となり、過去の降雨量から過去の土壌含水率の推定、空間線量率の推定も可能となった。

参考文献

[1] Malins A, Imamura N, Niizato T, Takahashi J, Kim M, Sakuma K, Shinomiya Y, Miura S, & Machida M. (2021). Calculations for ambient dose equivalent rates in nine forests in eastern Japan from ^{134}Cs and ^{137}Cs radioactivity measurements. Journal of Environmental Radioactivity, 226. https://doi.org/10.1016/j.jenvrad.2020.106456

[2] Schimmack W, Steindl H, & Bunzl K. (1998). Variability of water content and of depth profiles of global fallout 137Cs in grassland soils and the resulting external gamma-dose rates. Radiat Environ Biophys, 37, 27–33.

[3] 林野庁. (2020). 平成 31 年度森林施業等による放射性物質拡散防止等検証事業

[4] Kobayashi M, & Shimizu T. (2007). Soil water repellency in a Japanese cypress plantation restricts increases in soil water storage during rainfall events. Hydrological Processes, 21(17), 2356–2364. https://doi.org/10.1002/hyp.6754

*Miyu Nakanishi[1], Yuichi Onda[1] and Hiroaki Kato[1]

[1] University of Tsukuba

General Meeting

[1I_GM] The 45th General Meeting of Health Physics and Environment Science subcommittee

Wed. Sep 7, 2022 12:05 PM - 12:55 PM Room I (E1 Bildg.3F No.34)

[1I_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Wed. Sep 7, 2022 12:05 PM - 12:55 PM Room I)

[1I_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

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

[1I_PL] Progression and issues of emergency radiation monitoring

Chair: Hiromi Yamazawa (Nagoya Univ.)

Wed. Sep 7, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room I (E1 Bildg.3F No.34)

[1I_PL01] Current Situation of Emergency Monitoring and Expectations for Academia

*Jun Sasaki[1] (1. NRA)

[1I_PL02] Experiences and Lessons Learned from Environmental Radiation Monitoring in Fukushima

*Yukihisa Sanada[1] (1. JAEA)

[1I_PL03] Activities of Nuclear Emergency Assistance and Training Center (NEAT)

*Masahiro Munakata[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

2022年秋の大会

保健物理・環境科学部会セッション

緊急時放射線モニタリングの現状と課題
Progression and issues of emergency radiation monitoring

（1）緊急時モニタリングの現状と学術界への期待

(1) Current Situation of Emergency Monitoring and Expectations for Academia

*佐々木潤[1]
[1]原子力規制委員会原子力規制庁

1. はじめに

原子力災害対策特別措置法（平成 11 年法律第 156 号）に基づき、原子力事業者、指定行政機関、地方公共団体及びその他の者が原子力災害対策を円滑に実施することを目的として、原子力規制委員会が「原子力災害対策指針」（以下「原災指針」という。）を平成 24 年に定めている。原災指針では、空間放射線量率や環境試料中の放射性物質の濃度等の原則計測可能な値で表される運用上の介入レベル（Operational Intervention Level。以下「OIL」という。）を設定し、観測可能な指標に基づき緊急防護措置を迅速に実行できるような意思決定の枠組みを構築するなど、緊急時モニタリングについても新たな考え方が示されたものとなっている。

また、原災指針の考え方の下、緊急時モニタリングの実施に資するよう、緊急時モニタリングの目的、各機関の役割及び実施内容等、原災指針の緊急時モニタリングに係る記載を補足することを目的に、原子力規制庁監視情報課が「緊急時モニタリングについて（原子力災害対策指針補足参考資料）」を平成 26 年に取りまとめている。

2. 原子力災害における緊急時モニタリング

原子力施設災害に起因する、緊急時モニタリングの目的を大別すると３点挙げられる。１点目は原子力災害による環境放射線の状況に関する情報収集である。２点目は OIL に基づく防護措置の実施判断材料の提供。３点目は原子力災害に伴う住民等と環境への放射線影響評価（被ばく評価）材料の提供となる。上記３点に係る情報を迅速かつ正確に得るためには、時間的・空間的に連続した放射線状況を把握する必要があり、その実現にあたっては緊急時モニタリングに関する資機材の事前配備（例：モニタリングポストの設置等）と測定手段の多様化（例：移動体によるモニタリング等）が求められている。

緊急時モニタリングの実施にあたっては、緊急事態における事態の進展に応じて、関係者が共通の認識に基づき意思決定を行うことが重要であるが、現状の原災指針においては初期対応段階における初期モニタリングのみが定められている。

3. 学術界への期待

緊急時モニタリングは、様々な手法によって確立されているところであるが、より迅速かつ確実な緊急時モニタリングの実施に向け、技術面の高度化や多角的なアプローチが求められている状況である。特に、初期段階における内部被ばく・外部被ばく状況のリアルタイムな確認については、これまでに無い新たな測定手法の検討・確立等が必要となっている。大学等の研究教育機関及び JAEA や QST のような研究開発法人等におかれては、測定器及び測定方法の研究・開発等を通じた緊急時モニタリングの技術面の高度化についての提案を期待したい。

---

*Jun Sasaki[1]
[1]Nuclear Regulation Authority

2022年秋の大会

保健物理・環境科学部会セッション

緊急時放射線モニタリングの現状と課題
Progression and issues of emergency radiation monitoring

（2）福島での環境放射線モニタリングの経験と教訓

(2) Experiences and Lessons Learned from Environmental Radiation Monitoring in Fukushima

*眞田幸尚[1]
[1]原子力機構福島

1. はじめに

東京電力ホールディングス福島第1原子力発電所 (以下、1F) 事故後、政府、地方自治体、研究機関及び大学などにより様々な環境放射線モニタリングが行われてきた。事故後10年以上が経過し、線量率の低下に伴って、1F周辺地域における環境放射線モニタリングのニーズは低下しているものの、このような事故を経験した我が国として、培った技術の将来の原子力防災ツールとしての継承が必要である。本講演では、事故後開発された放射線測定技術のレビューを中心として、福島での環境放射線モニタリングの経験と教訓をまとめるとともに、将来の原子力防災ツール整備の取組について紹介する。

2. 福島での環境放射線モニタリングの経験

事故前から確立していたサーベイメータやモニタリングポストのような定点でのγ線測定技術やダストサンプリングに加えて、広範囲を効率的に測定するためのGPSによる位置情報とリンクした有人のヘリコプターを用いた航空機サーベイや車両サーベイなどの技術が現場に投入されている。また、1F周辺や帰還困難区域内で用いられている国産の無人機 (以下、UAV) を用いた放射線測定システムが日常的に用いられている。上空からの放射線計測時には、距離による補正が必要であるが、様々なシチュエーションにおける地上値との比較から精度が検証されているとともに、過去の経験を教師データとして機械学習からより高度な補正が可能となっている。これらの測定結果はGISを用いてマップ化・可視化することが一般的となっている。

事故後10年蓄積された環境モニタリングのデータは原子力規制庁の受託事業の一環でJAEAが運用する「放射性物質モニタリングデータの情報公開サイト (EMDB)」でデータのダウンロードやマップの閲覧可能である。また、被ばく評価のシミュレーション技術も向上している。特定復興再生拠点の解除にあたっては、住民帰還後の被ばく評価のため、上記の高精細なモニタリングデータを元に位置情報や滞在時間を入力することにより積算の被ばく量を簡便に計算できるシステムが開発されている。また、そのシミュレーションの精度は、個人被ばく線量計による実測データと比較されその精度が検証されている。

3. 原子力防災ツールとしての新技術開発の動向

今後の原子力防災には特に事故初期において、UAVの活用は意思決定者への速やかな情報提供をもたらすと考えられる。福島の対応で、環境放射線モニタリングを目的としたUAVのフライト時間は、年間150時間を超えており、運用の体制整備や運用手法の最適化がなされている。これらの技術ベースを元に、長時間 (20時間以上)・長距離 (遠隔操縦距離30km以上) のフライトが可能な固定翼型UAVを用いた放射線モニタリングシステムの開発を行っている。本機器はふくしまロボットテストフィールドを中心に年間10回 (最大6時間連続) のフライト試験を2019年から重ねている。

今後の事故対応を考えると意思決定者を支援するインテリジェンス情報の集約は住民避難やモニタリングの最適化に効果があると考えられる。環境モニタリングのプランを検討するには、事故後の汚染の拡散情報や既存のモニタリングポストからの情報だけでなく、住民数、地域の土地利用、幹線道路の渋滞情報、モニタリングのため物的・人的リソース、天候の情報など様々な情報が必要となる。JAEAでは、そのような多種多様な情報を可視化し集約するシステムの基礎設計を進めている。このような原子力防災ツールに関する取り組みは、実際のユーザとなる政府関係者や地方自治体関係者の意見を取り込みつつ、運用コストや体制の最適化が求められる。

*Yukihisa Sanada[1]
[1]JAEA Fukushima

2022年秋の大会

保健物理・環境科学部会セッション

緊急時放射線モニタリングの現状と課題

Progression and issues of emergency radiation monitoring

（3）原子力緊急時支援・研修センターの活動

(3) Activities of Nuclear Emergency Assistance and Training Center (NEAT)

*宗像雅広[1]

[1]原子力機構 NEAT

1. はじめに

日本原子力研究開発機構(JAEA)は「災害対策基本法」及び「武力攻撃事態等及び存立危機事態における我が国の平和と独立並びに国及び国民の安全の確保に関する法律」に基づき、指定公共機関（国や地方公共団体と協力して緊急事態などに対処する機関）として国及び地方公共団体等に対し、原子力災害または放射線災害への対処において、技術支援を行う責務を有している。本講演では、原子力緊急時支援・研修センター(NEAT)における、緊急時対応の現在の体制と平時及び緊急時の活動について紹介する。

2. 原子力緊急時支援体制

NEAT は、原子力施設における緊急事態等に 24 時間対応するための窓口部署であり、当直体制で国等からの原子力緊急時の通報連絡、支援要請等を受ける体制を構築している。当直長が通報等を受信した場合、通報内容を支援体制に基づく連絡系統に従って速やかに JAEA 内関係部署に展開（電話、ファクシミリ、電子メール等）するとともに、緊急招集システムによる専任者及び指名専門家の招集、緊急時支援システム（テレビ会議システム、支援可視化情報データベース、防災業務情報共有システム等）の立上げなど一連の作業を行い、人的・技術的支援活動体制を迅速に整えることが可能である。NEAT は、総括班、運営班、福井支所等から成る原子力防災・緊急時対応の専任者約 60 名で構成され、加えて原子力緊急時対応のために理事長が指名する指名専門家約 130 名の協力を得る体制としている。指名専門家は環境モニタリング、環境影響評価、放射線管理等の原子力分野の専門家であり、平常時はそれぞれの研究所等で研究開発、技術開発に従事している。緊急時には専門的知識を活かし国等への情報提供や助言を行うとともに、現地オフサイトセンター等においてモニタリング活動や避難退域時検査等の活動に協力する。

3. 緊急時及び平常時の活動

JAEA は国、地方公共団体、消防、警察等とともに緊急時対応にあたり、放射線モニタリングや住避難退域時検査等の活動を行うとともに、自衛隊等との協力のもとで航空機モニタリングを実施する。1F 事故時の対応事例としては、JAEA 各拠点と協力して①緊急時モニタリング及び身体サーベイ、②モニタリング車、ホールボディカウンタ車、体表面測定車等の特殊車両の展開、③サーベイメータや個人被ばく測定器等の資機材の提供、④「健康相談ホットライン」による住民問い合わせ窓口対応等の様々な支援活動を行った。これらの緊急時対応活動には延べ約 4.5 万人・日を要した（2011 年 3 月 11 日～2012 年 3 月 31 日）。

平常時には、緊急時の環境モニタリングに関わる調査・研究及び航空機モニタリング実施体制の整備を進めている。特に、緊急時の航空機モニタリングを万全に実施するため、原子力発電所立地地域でのバックグラウンド測定、規制庁や防衛省と連携した航空機モニタリング訓練等によって実施体制の強化を進めている。また、緊急時対応力の向上及び危機管理体制の維持を目的として、JAEA の専任者・指名専門家等に対する研修（緊急時対応要領確認、初期対応要員訓練、緊急時通報連絡訓練等）を継続的に行っている。加えて、国・地方公共団体等の依頼等に応じて各地域の原子力防災訓練への参加、緊急時通報訓練協力、緊急時モニタリングセンター(EMC)訓練への専任者・指名専門家の派遣、避難退域時検査要員研修への参加、防災支援システム操作習熟訓練等に積極的に参加している（令和 3 年度の訓練等参加者総数は延べ 1,051 人）。

*Masahiro Munakata[1]

[1]JAEA NEAT

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

[1I08-12] Environmental Dynamics 2

Chair:Kazumasa Shimada(JAEA)

Wed. Sep 7, 2022 2:45 PM - 4:05 PM Room I (E1 Bildg.3F No.34)

[1I08] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Kazuyuki Sakuma[1], Masahiko Machida[1], Susumu Yamada[1], Hiroshi Kurikami[1] （1. JAEA）

2:45 PM - 3:00 PM

[1I09] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Minoru Tanigaki[1] （1. KYOTO UNIVERSITY）

3:00 PM - 3:15 PM

[1I10] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Jun Goto[1] （1. Niigata Univ.）

3:15 PM - 3:30 PM

[1I11] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Min sik Kim[1], Alex Malins[1], Masahiko Machida[1], Kazuya Yoshimura[1], Hiroko Yoshida [2], Kimiaki Saito[1] （1. JAEA, 2. Tohoku Univ.）

3:30 PM - 3:45 PM

[1I12] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Hiroko Yoshida[1], Minsik KIm[2], Masahiko Machida[2], Alex Malins[2] （1. Tohoku Univ., 2. JAEA）

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

福島における放射性物質分布調査
(8) 陸域動態モデルの高度化と福島への適用

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(8) Improvement of the MERCURY model and its application to the Fukushima

*佐久間　一幸[1]，町田　昌彦[1]，山田　進[1]，操上　広志[1]
[1]日本原子力研究開発機構

河川を経由し海洋へと流出する放射性物質量をより精度良く推定するために、放射性核種流出推定モデルMERCURYにGISを活用したパラメータ設定方法及びパラメータ最適化手法を組み込んだ。本発表では、福島河川へ適用した事例を紹介する。

キーワード：流出モデル、福島第一原子力発電所事故、GIS、自動キャリブレーション

1. 緒言

河川から海洋へと流出する放射性物質量の推定は、沿岸域における放射性物質動態を明らかにする上で重要である。放射性セシウム流出量を推定可能なMERCURYモデル[1-2]では、河川流量等の実測値を取得し、そのデータによる複数のパラメータのキャリブレーションが必要である。沿岸域への放射性セシウム流出量の推定精度の向上のためには、河川流量等の実測が困難な河川におけるパラメータ設定手法と、実測値のある河川におけるパラメータの適切なキャリブレーション機能が必要である。本報告では、GISを活用したパラメータ設定方法及びパラメータ最適化手法を組み込み、モデルの精度を検証した。

2. 方法

MERCURYの流量計算には3段タンクモデルが使用される。3つのタンクからの流出現象は地表流、中間流および地下水流に対応し、それら流出量の総和が河川流量となる[1-2]。タンク毎の流出に関するパラメータ3つとタンク間の浸透現象に関するパラメータ2つの合計5つを推定対象のパラメータとした。対象河川流域内の標高（100 m間隔）、傾斜度（10°間隔）、土地利用、土壌、表層地質の面積比率をGISで算出し、5つのパラメータを目的関数、流域毎の面積比率を説明変数として重回帰式を作成した。前田川、熊川、請戸川、阿武隈川で作成した重回帰式と高瀬川で取得した面積比率からパラメータを決定し計算を実施した。自動キャリブレーション機能としてニュートン法、PSO法、SCE-UA法およびベイズ最適化法の4つの最適化手法を実装し、上記5河川に適用した。

3. 結果

高瀬川を対象とした検証の結果、半年間程度の河川流出量の解析において相対二乗誤差RSEが0.44程度となり、重回帰式に供した河川数は4河川と少ないが良好な結果となった。一方、自動キャリブレーション機能については、RSEの幅がニュートン法 (0.29-1.5)、PSO法 (0.28-0.56)、SCE-UA法 (0.18-0.39)、ベイズ最適化法 (0.29-0.42)となった。パラメータ空間は多峰性があり、ニュートン法では十分に最適化できないものの、PSO法、SCE-UA法およびベイズ最適化法で十分な精度を確認できた。

参考文献

[1] Sakuma et al (2019). Journal of Environmental Radioactivity, 208-209, 106041.

[2] Sakuma et al (2022). Science of the Total Environment, 806, 151344.

本発表は、原子力規制庁委託事業「令和3年度原子力施設等防災対策等委託費（放射性物質の河川による動態評価手法の整備）事業」の成果の一部である。

---

* Kazuyuki Sakuma[1], Masahiko Machida[1], Susumu Yamada[1], Hiroshi Kurikami[1],

[1]Japan Atomic Energy Agency

福島における放射性物質分布調査
(9) KURAMA-IIによる放射線モニタリングの現状

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(9) Current Status of Radiation Monitoring by KURAMA-II

*谷垣 実
京都大学

走行サーベイシステムKURAMA-IIの知見に基づくモニタリング技術の開発動向を紹介する。特に放射性物質による土壌汚染の可視化を実現するロボットの特定復興拠点における活用の現状や、固定および可搬型モニタリングポストでのKURAMA-IIの採用を想定したMPPCベースのシンチレーション検出器の開発の状況などを紹介する。

キーワード：KURAMA-II, 土壌汚染, シンチレーション検出器, 空間線量率

1. はじめに

東電福島第一事故に対応すべく開発されたGPS連動型放射線自動計測システムKURAMA [1]の発展形であるKURAMA-II [2]は多彩な運用実績があり、得られた知見も2017年度の放射能測定法シリーズ改訂に収録[3]された。将来の原子力災害も見据えた研究開発の現状について紹介する。

2. KURAMA-IIに基づく土壌汚染の可視化ロボット

福島第一原発周辺の放射性物質で汚染された農地の回復では、除染活動に伴う作土層の喪失や肥沃度の低下が深刻な問題である。この問題への対応として、KURAMA-Xによる土壌汚染密度と分光的手法による土壌化学性の可視化が可能なロボットの開発が完了した [4][5]。令和3年度からの5ヵ年事業では、特定復興拠点等の高度な汚染が想定される地域への適用拡大の研究開発に着手した。令和3年度には0～10 kBq/kgの範囲で±25%程度の精度で土壌汚染密度が推定できるようになり、帰宅困難区域などの高度な汚染区域での環境修復への応用が期待される。このロボットは大熊町内の圃場保全管理作業に使用されており、この保全管理作業中に同時並行で自動的に土壌汚染密度の測定も行われる。実際に農作業が行われる圃場内での放射性物質の面的・経時的な動態に関する知見が得られると期待される。

3. 環境放射線モニタリングへの適用拡大と環境放射線モニタリング用シンチレーション検出器の開発

KURAMA-IIで実績のあるCsI(Tl)+MPPC検出器は小型軽量化や耐環境性向上に有利である。また令和2年度までの原子力規制庁の委託事業 [6]の成果をもとに、メッシュ型LPWAであるZETA[7]を搭載した可搬型モニタリングポストが実用化されるなど、KURAMA-IIの活用領域は拡大を続けている。そこで平常時および緊急時に想定されるさまざまな条件での環境放射線計測に適したCsI(Tl)+MPPC検出器の研究開発にも着手した。その中で特に既存のNaI(Tl)シンチレーション検出器の置き換え用途のものの開発や高線量率への測定範囲拡大を目指した開発の概要について報告する。

参考文献：
[1] M. Tanigaki, R. Okumura, K. Takamiya et al., Nucl. Instr. Meth. **A726**(2013)162-168.
[2] M. Tanigaki, R. Okumura, K. Takamiya et al., Nucl. Instr. Meth. **A781**(2015)57-64.
[3] 原子力規制委員会 https://www.nsr.go.jp/news_only/20171226_01.html
[4] 農林水産技術会議 http://www.affrc.maff.go.jp/docs/fukushima/h30kettei.htm
[5] M. Tanigaki, Y. Inoue, S. Momota et al., accepted for publication on Radiat. Prot. Dosim.
[6] 原子力規制庁 http://www.nsr.go.jp/data/000266339.pdf
[7] ZETA Alliance, https://zeta-alliance.org/jp.php

*Minoru Tanigaki
Kyoto University

福島における放射性物質調査
（10）自動車走行サーベイシステム ASURA のデータ解析法の検討

Investigation on Distribution of Radioactive Substances in Fukushima

(10) A Study of data analysis methods for a car-borne survey system, ASURA

*後藤 淳[1]

[1]新潟大学

本発表では、自動車走行サーベイシステム ASURA で測定したデータから放射性セシウムの分布を得ることを目標として実施した機械学習による解析法の検討について報告する。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，自動車走行サーベイ、放射性セシウム

1. 緒言　原発事故被災地の効率的な除染及び汚染状況の把握と記録に資する事を目的として、ASURA を開発し、被災地での調査を継続して実施してきた。本発表では、これまで蓄積してきた ASURA 測定データを解析することで、道路上のみならず周辺の含めた放射性セシウム沈着量分布を得る解析法について検討した結果を報告する。

2. ASURA について　ASURA は、鉛遮蔽で囲う事で一方向のみに感度を持たせた 6 台の CsI 検出器（自動車の進行方向に対して前後左右上下の 6 方向に向けて設置）で構成され、各方向の計数率（散乱線排除のためエネルギー弁別し、車体による遮蔽を各方向別に定めた補正係数で補正した値）から、それぞれの検出器が向けられた方向にある汚染からの寄与を分けて検出できる。

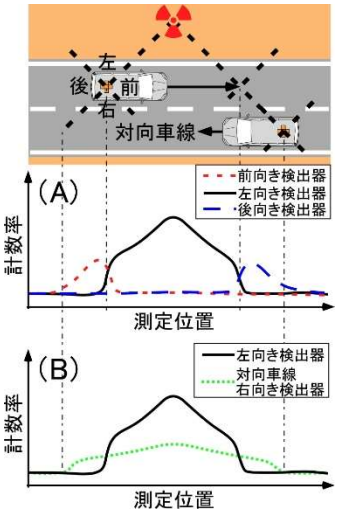


図 1. ASURA で道路外の線源を測定した時の計数率変化のイメージ

図 1 に ASURA で道路外の 1 個の点線源を検出した時の計数率変化を表す。ASURA を搭載した自動車が線源に近づくとまず前向き検出器の計数率が増加し、次に左向き、最後に後ろ向きが増加する（図 1 (A)）ので、変化位置から線源位置が推定できる。また左向き検出器計数率と対向車線で測定した右向き検出器計数率との比較からも距離の逆二乗測により位置が推定できる（図 1 (B)）。以上のように単純な場合は人の手による解析が可能であるが、現実の汚染は汚染が大きさを持っていたり複数あったりとより複雑で解析困難なため、本研究では機械学習を用いることを検討している。

3. 方法　機械学習は Neural Network Console（Sony 製）[1]を用いて実施した。教師データは、実測に基づくものを大量に用意することは困難なため、Geant4[2]を用いたシミュレーションにより作成した。

4. 結論と今後の課題　これまでに単純な条件では線源の位置を機械学習により推定できることを確認した。今後については、シミュレーションでより複雑な条件のデータを作成し学習させ高度化を図り、実測データから放射性セシウムの分布を得ることを目指す。

謝辞　本研究は JSPS 科研費 22K04983 及び福島復興支援会内藤賞の助成により実施した。

参考文献

[1] Sony NNC, https://dl.sony.com/

[2] Geant4, https://geant4.web.cern.ch/

*Jun Goto[1]

[1]Niigata Univ.

福島における放射性物質分布調査
(11) 福島県木造家屋内外の空間線量率分布特徴について

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(11) On the characteristics of air dose rate distributions inside and outside of the Japanese wooden houses in Fukushima Prefecture

*金 敏植[1], メイリンズ アレックス[1], 町田 昌彦[1], 吉村 和也[1], 吉田 浩子[2], 斎藤 公明[1]
[1]JAEA, [2]東北大

福島県木造家屋内外の空間線量率分布の特徴を明らかにすることを目的として、空間線量率の連続測定が可能なγプロッター及びシンチレーションサーベイメータを用いて実測調査を行った。その結果、舗装面と非舗装面で空間線量率が明確に異なりまた、家屋近辺は家屋から離れた場所に対して低い空間線量率を示す一方で、家屋内の空間線量率は屋外に比べて空間線量率のバラツキが小さいことが分かった。

キーワード: 東京電力福島第一原子力発電所、木造家屋、空間線量率、ガンマプロッター

1. はじめに 環境中の空間線量率は、放射性セシウムの残存量や深度分布等のような沈着状況をはじめ、複雑な構造物や樹木の存在、地形、地面被覆状態等のような周辺の環境状況の影響を受けて放射線の散乱や遮蔽が頻繁に起こり複雑な分布を示すこととなる。本研究では、人間の生活空間における空間線量率に着目し、特に生活上、大伴の時間を過ごす家屋及び家屋周りの空間線量率分布の特徴を明らかにすることを目的として実測調査を行ったので、報告する。

2. 実測概要 実測調査は、2019 年に福島県飯舘村や浪江町等にある木造家屋を対象に実施し、対象家屋の内外における空間線量率の測定及び測定位置の記録を行った。空間線量率の測定には、連続測定が可能なγプロッター及び TCS-172B サーベイメータを用いた(表 1)。位置の測定はγプロッターに搭載された GPS センサーより、空間線量率と同時に測定が行われた。

表 1 空間線量率測定の概要

測定機器	TCS-172B	γプロッター
検出器種類	φ25.4×25.4mm、NaI(Tl)シンチレータ	φ20×40mm、プラスチックシンチレータ
測定方法(測定間隔)	4 方向、BG30 秒後、各 10 秒	3 秒

3. 家屋内外における空間線量率分布の特徴 空間線量率の連続分布を測定することで、家屋周りの面的な分布を見ることが可能になった。しかし、家屋周りにおいては、対象家屋毎に異なる沈着状況や周辺の環境状況を有するため、単純に一般化することは難しいものの、舗装面に比べて非舗装面の空間線量率が高いこと、周囲に林がある場合にはその部分の空間線量率が高いこと、家屋近辺の空間線量率が家屋から離れた場所に対して低いことが確認された。また、家屋内の空間線量率は 1 階より 2 階の方が高い傾向があるものの、屋外に比べて空間線量率のバラツキが小さく家屋内の測定位置による変化はあまり見られなかった。

4. 結論 γプロッター等を用いて、木造家屋内外の空間線量率の分布を取得した結果、家屋外の空間線量率は環境状況に依存して顕著な変動を示すのに対し、家屋内の空間線量率の場所による変動は小さいことが分かった。

謝辞 家屋調査の際には、住民及び自治体関係者に多大なご協力を頂きました。ここに、感謝の意を表します。この研究は環境省委託事業「平成 31 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。

---

* Minsik Kim[1], Alex Malins[1], Masahiko Machida[1], Kazuya Yoshimura[1], Hiroko Yoshida[2] and Kimiaki Saito[1]
[1]JAEA., [2]Tohoku Univ.

福島における放射性物質分布調査
(12) 住家周りの空間線量率ごとの木造住家に対する代表的な線量低減係数とその範囲及びばらつきの原因

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(12) Representative dose reduction factors and their ranges for wooden houses by the air dose rate around each house and their sources of variation

*吉田　浩子[1], 金 敏植[2], Malins Alex[2], 町田 昌彦[2]
[1]東北大, [2]JAEA

2012 年から旧・現避難指示区域の住家について継続して住家内外の空間線量率を測定している。除染前及び除染から 5〜8 年経過した調査における木造住家の線量低減係数をそれぞれの住家周りの空間線量率に対してプロットした結果より、代表的な線量低減係数及び代表的な範囲を得た。線量低減係数のばらつきの原因として屋根瓦堆積物、住家周りの全面舗装、家屋タイプなどの影響が複合していることが示唆された。

キーワード：線量低減係数、空間線量率、木造住家

1.緒言

屋内の放射線量は、屋内の放射線源の影響が無視できる場合には、屋外の線量に線量低減係数（Reduction Factor, RF）を乗じて算出される。原発事故後の初期には木造日本家屋の RF の代表的な数値として 0.4 を用いることは適切であることが確認されている[1,2]が、除染や時間経過とともに屋外の空間線量率が低減したときの RF の数値の変化は明らかにされていない。本研究では、これまでに調査した住家を中心に調査を行い、木造住家の線量低減係数を再評価し、住家周りの空間線量率が 0.5 μSv/h を下回るときの代表的な RF 値と代表的な範囲を住家周りの空間線量率ごとに求めた。

2.方法

線量低減係数(RF)は従来下記の式(1)により定義されてきている。分子、分母の双方とも自然放射線による寄与を含んだ値である。　　$RF = H^*(10)_{in} / H^*(10)_{out}$　　(1)

ここで、RF は線量低減係数、$H^*(10)_{in}$ 、$H^*(10)_{out}$ はそれぞれ屋内、屋外の 1cm 線量当量率を表す。

3.結果・考察

住家周りの空間線量率が 0.5 μSv/h を超えているときは従来の報告と同じく 0.4 が適切であるが、それを下回るときは 0.4 では不適切であることが示された。代表的な線量低減係数及び代表的な範囲を表 1 にまとめた。線量低減係数のばらつきの原因として屋根瓦堆積物、住家周りの全面舗装、家屋タイプの影響が複合していることが示唆された。

表 1　住家周りの空間線量率ごとの木造住家の代表的な線量低減係数及び代表的な範囲

住家周りの空間線量, H μSv/h	代表的なRF	代表的な範囲
自然放射線のみ	0.9	0.71-1.00
H <0.1	0.8	0.73-0.87
0.1< H <0.2	0.7	0.60-0.80
0.2< H <0.3	0.6	0.46-0.68
0.3< H <0.4	0.6	0.48-0.68
0.4< H <0.5	0.5	0.41-0.65
0.5< H	0.4	0.36-0.53

謝辞　本研究は環境省委託事業「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。

参考文献

[1] Yoshida-Ohuchi, H., *et al.* Sci. Rep. 6 :26412 (2016)
[2] Yoshida-Ohuchi, H., *et al.* J. Environ. Radioactiv. 177 :32-39 (2018)

*Hiroko Yoshida[1], Minsik Kim[2], Alex Malins[2], Masahiko Machida[2]
[1]Tohoku Univ., [2]JAEA

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

[1I13-17] Environmental Dynamics 3

Chair:Takeyoshi Sunagawa(FUT)

Wed. Sep 7, 2022 4:05 PM - 5:30 PM Room I (E1 Bildg.3F No.34)

[1I13] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Rina Sato[1], Kazuya Yoshimura[1], Yukihisa Sanada[1], Tetsuro Sato[2], Tsubasa Mori[2], Marie Takagi[2]
（1. JAEA, 2. Hitachi Solutions East Japan）

4:05 PM - 4:20 PM

[1I14] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Yuko Hatano[1], Shu Mori[1], Eiichi Suetomi[1]（1. Graduate School of Systems and Information Engineering, University of Tsukuba）

4:20 PM - 4:35 PM

[1I15] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Kazuya Yoshimura[1], Tomohisa Abe[1]（1. JAEA）

4:35 PM - 4:50 PM

[1I16] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Kimiaki Saito[1], Masahiko Machida[1], Liu Xudong[2], Naoki Tanimura[3]（1. JAEA, 2. BRIUG, 3. Mizuho Research &Technologies）

4:50 PM - 5:05 PM

[1I17] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Sakae Kinase[1,2], Kiichiro Uno[1], Emi Ojima[1], Seiichi Kanaizuka[1], Yoshiaki Shikaze[1], Masaki Andoh[1], Satoshi Mikami[1], Kimiaki Saito[1]（1. JAEA, 2. Ibaraki Univ.）

5:05 PM - 5:20 PM

©Atomic Energy Society of Japan

福島における放射性物質分布調査
(13) 空間線量率測定に基づく屋内線量低減係数の評価

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(13) Evaluation of indoor dose reduction factor based on air dose rate measurement

*佐藤 里奈[1]，吉村 和也[1]，眞田 幸尚[1]，佐藤 哲朗[2]，森 翼[2]，高木 毬衣[2]
[1]JAEA，[2]日立ソリューションズ東日本

滞在割合の高い屋内の空間線量率を精度良く推計するため、屋内外での空間線量率測定に基づき、天然核種による空間線量率を考慮して屋内線量低減係数を評価した。測定は、特定復興再生拠点区域を有する自治体内にある木造およびコンクリート造建物に対し、2021 年に実施した。評価した屋内線量低減係数の代表値を用いて屋外空間線量率から屋内空間線量率を推計した結果、天然核種の影響を考慮した場合はそうでない場合に比べて誤差指標が小さく、より精度良く屋内空間線量率が推計できた。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，周辺線量当量，低減係数，天然放射性核種

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故から 11 年経過した現在、地面に沈着した放射性核種からの外部被ばくが主要な被ばく経路となっている[1]。外部被ばく線量の推計では個人が最も長く滞在する屋内[2]の空間線量率を精度良く推計することが求められるため、屋外と屋内の空間線量率の量的関係を表す屋内線量低減係数は、各種の被ばく線量推計モデルにおいて重要なパラメータの一つである。屋内線量低減係数は天然核種によるバックグラウンド空間線量率と事故由来の空間線量率とで異なる[3]ことから、天然核種の影響を考慮することで屋内の空間線量率をより精度良く推計できると考えられる。本研究では、屋内外での空間線量率測定結果を基に屋内線量低減係数を求め、天然核種の影響を考慮した場合に屋内空間線量率の推計精度がどのように変化するか評価した。

2. 手法

特定復興再生拠点区域を有する自治体内にある 135 の木造建物および 71 のコンクリート造建物に対し、2021 年に屋内外での空間線量率測定を実施した。全核種に対する屋内線量低減係数 RF_1 を、屋外空間線量率に対する屋内空間線量率の比、天然核種の影響を考慮した屋内線量低減係数 RF_2 を、屋内外空間線量率から天然核種によるバックグラウンド空間線量率を差し引いて比を取った値として算出した。求めた RF_1 と RF_2 の代表値を用いてそれぞれ屋外空間線量率から屋内空間線量率を推計し、それらの精度を評価した。

3. 結果と考察

屋内線量低減係数の代表値（幾何平均値）は、木造建物の RF_1 で 0.58、RF_2 で 0.44、コンクリート造建物の RF_1 で 0.43、RF_2 で 0.27 となった。それらを用いて屋内空間線量率を推計した結果、木造およびコンクリート造建物のいずれでも、RF_2 を用いて天然核種の影響を考慮した場合に誤差指標が小さくなり、より精度の良い推計となった。本結果は、福島における外部被ばく線量の推計に活用できるだけでなく、今後の原子力災害時における外部被ばく線量推計モデルのパラメータ決定に重要な知見である。

参考文献

[1] World Health Organization, 2012. World Health Organization, Geneva.
[2] United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, 2022. United Nations Publications, New York.
[3] Matsuda, N., Mikami, S., Sato, T. and Saito, K., 2017. J. Environ. Radioact., 166, 427–435.

*Rina Sato[1], Kazuya Yoshimura[1], Yukihisa Sanada[1], Tetsuro Sato[2], Tsubasa Mori[2] and Marie Takagi[2]
[1]JAEA, [2]Hitachi Solutions East Japan

福島における放射性物質分布調査
（14）大気中 Cs-137 濃度の長期的推移の類似性 – チェルノービリと福島事故において

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(14) Similarity of long-term temporal decrease in atmospheric Cs-137 between Chernobyl and Fukushima

盛　嵩, 末富　英一, *羽田野　祐子
筑波大学大学院システム情報工学研究群

チェルノービリ事故および福島事故由来の大気中 Cs-137 濃度について，長期的な観測データ 8 セットを両対数プロットした結果，濃度はほぼ時間のベキ乗で減衰していた．ベキ指数は両事故においておよそ一致した．

キーワード：エアロゾル，べき乗則，乱流，複雑系

1. 緒言

1986 年のチェルノブイリ事故の大気中 Cs-137 濃度は，事故以降，ロシア人研究者らにより 30 年以上の定点観測が続けられている[1]．一方，福島事故においても日本の複数のチームにより福島県内およびその近郊で同様に計測が続けられている[2][3]．本研究ではチェルノブイリ近郊 5 カ所(Pripyat, Chernobyl, Baryshevka, Kiev, Polesskoe)，福島 3 カ所(発電所近郊 O-6, O-7，福島大学構内)，合計 8 地点の時系列に関して比較を行う．

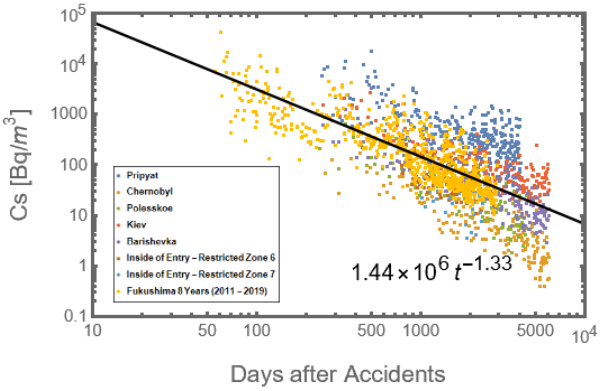
2. 結果

結果を下図に示す．縦軸のマグニチュードは，各計測地点における初期沈着量に依存すると仮定し，縦軸の規格化を行った．規格化により 8 地点の全計測データは，一本の直線と比較可能となる．その結果，誤差は大きいものの長期的な減衰の挙動はチェルノービリと福島で類似していることが明らかになった．どちらの事故でも, Cs-137 濃度の減少のしかたは t (事故からの経過日数) のべき乗関数(図中の黒い直線)に大まかに支配されているように見える．全 8 ケースの平均では $t^{-1.33}$ となった．

著者らは以前，定地点における長期的な大気中濃度 C(t) の減衰は下記の関数で減衰するとのモデルを提案している[4].

$$C(t) \fallingdotseq A \quad e^{-\lambda t} \quad t^{-4/3} \qquad (1)$$

ここで A は計測場所への Cs-137 の初期沈着量に比例する値，λ は実効的な減衰定数（放射性崩壊の崩壊定数および周囲環境による全ての減衰定数の合算）である．式(1)に現れる $t^{-4/3}$ の指数-4/3 はおよそ-1.33 であり，本研究で得られた指数と近い結果となった．



参考文献

[1] E. K. Garger *et al.*, *J. Env. Radioact.* **110** (2012) 53-58.

[2] A. Watanabe *et al.*, *Atmos. Chem. Phys.*, **22** (2022) 675–692.　https://doi.org/10.5194/acp-22-675-2022

[3] T. Abe, K. Yoshimura, Y. Sanada, *Aerosol and Air Quality Research* **21**(7) (2021) 200636. https://doi.org/10.4209/aaqr.200636

[4] Y. Hatano, N. Hatano, *Atmos. Environ.*, **31** (1997) 2297-2303.

Shu Mori, Eiichi Suetomi and *Yuko Hatano, Graduate School of Systems and Information Engineering, University of Tsukuba

福島における放射性物質分布調査
(15) 舗装面における Cs-137 沈着量の減少傾向

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(15) Decrease in Cs-137 inventory on paved surface

*吉村　和也[1]，阿部　智久[1]
[1]JAEA

本研究は舗装面における Cs-137 沈着量の減少傾向に対する人間活動の影響を評価した。沈着量は除染により 80%以上減少した。また沈着量は、除染に関わらず帰還困難区域よりも避難指示解除区域で速やかに減少し、減少量は交通量に比例した。以上は人間活動が Cs-137 沈着量の低減に寄与することを示唆する。

キーワード：福島第一原子力発電所、Cs-137、舗装面、除染、ウェザリング

1. 緒言

市街地の空間線量率は、居住区域で帰還困難区域よりも速やかに減少することが報告されている[1]。この減少速度の差は人間活動に起因すると推測されるが、その影響について明らかとなっていない。人間活動には除染や道路清掃、工事などの日常的な土地の壊変といった様々な事象が含まれ、これらの活動に伴う放射性セシウムの減衰が空間線量率の低減に寄与している可能性がある。特に舗装面に沈着した放射性セシウムは、市街地における主要な線源の一つである一方、人間活動の影響を受け減衰しやすいと考えられる。本研究では除染の他、人間活動を表す指標となる避難指示区分、及び交通量に着目し、これらの要因と舗装面における Cs-137 沈着量の減少傾向との関係を評価することを目的とした。

2. 手法

Cs-137 沈着量は大熊町、及び富岡町の特定復興再生拠点区域、及び帰還困難区域に位置する舗装面を対象に 2014 年から 2022 年にかけ計 12 回、最大 18 地点で測定した。測定は円筒型コリメータ（30 mm 厚、鉛製）を備えた可搬型 Ge 半導体検出器（Falcon-5000, CANBERRA, USA）を用いγ線スペクトルを取得した。γ線スペクトルは ISOCS (CANBERRA, USA)で解析し、Cs-137 沈着量を求めた。

3. 結果と考察

除染による Cs-137 沈着量の低減効果は、約 80%以上であると推測された。また除染がなくとも Cs-137 沈着量は経時的に減少したが、その減少は人間活動のない帰還困難区域よりも避難指示解除後の区域で速やかであった。Cs-137 沈着量は、交通量が多いほど減少する傾向にあった。以上の結果から、除染以外にも日常的な人間活動が放射性セシウムの低減に寄与することが示唆された。

謝辞

本研究の一部は環境省委託事業「令和 3 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。

参考文献

[1] Yoshimura K., J. Saegusa, Y. Sanada, 2020, Initial decrease in the ambient dose equivalent rate after the Fukushima accident and its difference from Chernobyl. Scientific Reports, 10, 3859.

---

*Kazuya Yoshimura[1] and Tomohisa Abe[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

福島における放射性物質分布調査
（16）機械学習を用いた空間線量率変化モデルの開発

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(16) Development of air dose rate temporal change model employing machine learning

町田 昌彦[1]，Xudong Liu[2]，谷村 直樹[3]，*斎藤 公明[1]
[1]JAEA，[2]BRIUG, [3]みずほリサーチ&テクノロジーズ

事故直後から繰り返し実施された走行サーベイにより取得された大量の空間線量率データに対し LASSO を用いた解析を実施し、どのような環境半減期を持つ指数関数の集合が選択されるかを測定メッシュ毎に調べた。短い環境半減期及び長い環境半減期それぞれに対する特徴的な傾向が観察された。
キーワード：福島事故、空間線量率、走行サーベイデータ、経時変化モデル、機械学習

1. 緒言

福島事故により影響を受けた地域の空間線量率の減少傾向は土地利用状況や避難指示区分で異なり、特に生活環境における空間線量率は物理減衰に比べて顕著に速く減少することが明らかにされてきた。空間線量率の減少傾向を表現するのに指数関数２成分モデルが開発され、広く有用な知見を与えてきた[1]。本研究においては地点ごとの減少傾向をより柔軟に捉えたモデルを作成するために、成分数を固定しない指数関数群の和で空間線量率の減少を表現するために機械学習を使用した。その結果についてまとめて報告する。

2. 方法と結果

空間線量率データとして、文科省及び規制庁の委託を受けて原子力機構が実施した大規模走行サーベイのうち第 1 次(2011/6)から第 13 次(2016/13)までの結果を使用した。全体で 13 回の測定が行われたが、同一測定メッシュで 12 回以上の測定が行われた地点を選んで使用した。欠測がある場合には、欠損のない他メッシュの同時刻のデータから欠測値を推定する回帰モデルを Random Forest を用いて作成し補間を実施した。また、不規則な空間線量率の変動傾向を示すメッシュのデータは除外し使用しないこととした。

異なる環境半減期を持つ指数関数の和で空間線量率の減少が表されると仮定し線形回帰分析を行なった。最短が 0.1 年、最長が 50 年の異なる環境半減期をもつ 50 の指数関数の集合を準備し、機械学習の１種である LASSO を用いた解析によりどのような環境半減期を持つ指数関数の集合が選択されるかを測定メッシュ毎に調べた。与えられたデータの細かな統計変動を追従することで本来のデータが示唆する変化傾向を正しく捉えられない過剰適合を避けるために、誤差関数に正則化項を加えて選択される指数関数の数を制限した。交差検証法を用いて正則化項の係数 α を客観的に決定した。

LASSO により決定した指数関数の係数全体を図１に示す。図では環境半減期を縦軸にとりプロットした点のグレイスケールにより係数値の大きさを表している。荷重平均した環境半減期がより短い地点を図の左から順に並べている。長い半減期に関しては地点による系統的な変化が見られないのに対し、短い半減期は系統的に増加していることがわかる。

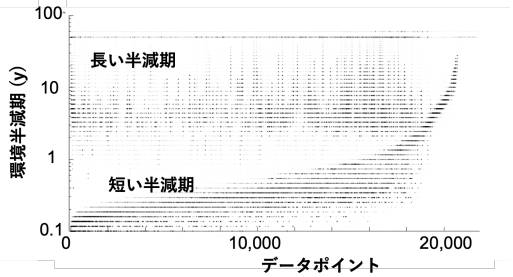


図１ LASSOで決定した指数関数の係数の散布図

3. まとめ

不定数の指数関数の和を用いて福島事故後の空間線量率の変化モデルを作成することを試みた。LASSO 解析により指数関数の係数を決定した結果、環境半減期が場所により系統的に変化する傾向が明らかになり、用いた手法の有効性を示唆する結果がえられた。今後、本手法をさらに広範なデータセットに適用してより一般性のある傾向を調査する予定である。

参考文献

[1] S. Kinase, et al., J. Nucl. Sci. Technol., 54 (2017).

*Masahiko Machida[1], Liu Xuodng[2], Naoki Tanimura[3] and *Kimiaki Saito[1]
[1]JAEA, [2]BRIUG, [3]Mizuho Research & Technologies

福島における放射性物質分布調査

(17) UNSCEAR M2020 線量率ダイナミックモデル用ロケーションファクタ導出

Investigation on Distribution of Radioactive Substances in Fukushima

(17) Location Factors derived from UNSCEAR M2020 Dose Rate Dynamic Model

*木名瀬 栄[1,2], 宇野 騎一郎[1], 小島 恵美[1], 金井塚 清一[1], 志風 義明[1], 安藤 真樹[1], 三上 智[1], 斎藤 公明[1]

[1]原子力機構, [2]茨大院

本研究では，福島第一原発事故後の公衆外部被ばく線量を推定するために開発された, UNSCEAR M2020 線量率ダイナミックモデルと JAEA 2017 空間線量率予測モデルを比較し，避難指示区域内外の空間線量率減少傾向を反映するロケーションファンクタを導出した。

キーワード：福島，予測，空間線量率，ロケーションファクタ，モデル，国連科学委員会

1. 緒言　2022 年 3 月，原子放射線の影響に関する国連科学委員会(UNSCEAR)は，「福島第一原子力発電所における事故による放射線被ばくのレベルと影響」と題する UNSCEAR 2020 年/2021 年報告書を刊行した。当該報告書では，福島事故後の環境中空間線量率の経時変化を表現する UNSCEAR M2020 線量率ダイナミックモデルが示されたが，公衆の外部被ばく線量評価に必要なロケーションファクタは，代表的な空間線量率変化傾向を示すケースのみ(生活圏および道路上)が紹介された。本研究では, UNSCEAR 2020 線量率ダイナミックモデルと福島第一原発から 80km 圏内を対象に原子力機構が開発した JAEA 2017 空間線量率予測モデル[1] を比較し，避難指示区域内外や土地利用種別のロケーションファクタを導出するとともにロケーションファクタが有する意味合いについて検討した。

2. 方法　ロケーションファクタは, UNSCEAR M2020 線量率ダイナミックモデルと JAEA 2017 空間線量率予測モデルによる各時系列データの比として導出した。被災住民の予測線量評価に役立てるよう, UNSCEAR 2020 年/2021 年報告書のロケーションファクタと同様に，事故直後から適用する時系列モデルにより表現した(次式)。そのモデルパラメータは最小二乗法により決定した。

$$f(t) = A \exp\left(-\frac{\ln 2}{T_A} t\right) + B,$$

A, B :定数，t :事故後の経過時間(年), T_A :みかけの半減期(年)

なお, UNSCEAR M2020 線量率ダイナミックモデルと JAEA 2017 空間線量率予測モデルは，事故直後から 10 年程度の期間は実測結果を良く反映するモデルとして検証されている。

3. 結果　図に避難指示区域内(森林以外)，避難指示区域外の常緑樹および都市域のロケーションファクタを示す。また，比較のため，図には UNSCEAR 2020 年/2021 年報告書に示された生活圏および道路上のロケーションファクタもプロットした。UNSCEAR 2020 年/2021 年報告書に示されたロケーションファクタは，事故直後から 5 年程度は避難指示区域内，特に帰還困難区域内の歩行/走行サーベイなどの結果から導出された数値と同等であり，避難指示区域外の被災住民にとっては保守的な線量評価の一因になることを確認した。汎用的ロケーションファクタを用いた線量評価は，その評価結果の不確かさを増大する可能性があるため，評価目的と対象時空間を明確にすることが必要である。

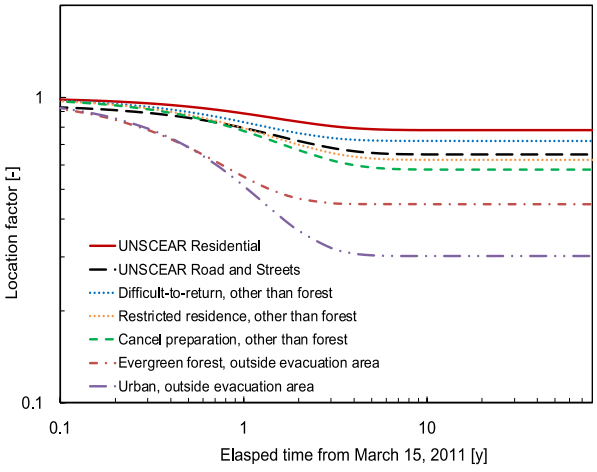


Fig. Comparison of Derived Location Factors for UNSCEAR M2020.

参考文献　[1] Kinase, *et al.*, JNST 54 (2017).

*Sakae Kinase[1,2], Kiichirou Uno[1], Emi Ojima[1], Seiichi Kanaizuka[1], Yoshiaki Shikaze[1], Masaki Andoh[1], Satoshi Mikami[1] and Kimiaki Saito[1]

[1]JAEA, [2]Ibaraki Univ.

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

[1J01-03] Analysis Technology 1

Chair:Hirofumi Okabe(TOSHIBA ESS)

Wed. Sep 7, 2022 10:00 AM - 10:50 AM Room J (E1 Bildg.4F No.42)

[1J01] Development of Fire Zone Model BRI2-CRIEPI

*Koji SHIRAI[1], Koji TASAKA[1], Junghoon JI[1], Toshiko UDAGAWA[2] （1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. WDB）

10:00 AM - 10:15 AM

[1J02] Development of Fire Zone Model BRI2-CRIEPI

*Koji Tasaka[1], Junghoon Ji[1], Toshiko Udagawa[2], Koji Shirai[1] （1. CRIEPI, 2. WDB Co., Ltd.）

10:15 AM - 10:30 AM

[1J03] Development of Fire Zone Model BRI2-CRIEPI

*Junghoon JI[1], Koji SHIRAI[1], Toshiko UDAGAWA[2], Koji TASAKA[1] （1. CRIEPI, 2. WDB）

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

火災ゾーンモデル BRI2-CRIEPI の開発
（1）火災モデルの概要

Development of Fire Zone Model BRI2-CRIEPI

(1) Outline of the fire model

*白井 孝治[1]，田坂 光司[1]，池 正熏[1]，宇田川 敏子[2]

[1]電中研，[2]WDB 株式会社

原子力発電所を対象とした火災リスク評価における現実的な火災進展シナリオ評価では、信頼性が高く合理的な火災評価モデルの適用が重要である。本報では、計算手法の簡潔性と計算精度のバランスが良いゾーンモデル BRI2-CRIEPI を開発し、機械換気条件下のコンパートメント火災への適用性を確認した。

キーワード：火災リスク評価、火災ゾーンモデル、コンパートメント火災、火災伝播、機械換気

1. はじめに：原子力発電所の火災リスク評価では、複雑な火災伝播を考慮したコンパートメント火災性状の評価が必要となる。電中研では、建築物の避難安全設計に広く使われてきた二層ゾーン煙流動予測計算プログラム BRI2002（図 1）をベースに、放射性物質閉込めのため負圧設計を担保するため機械式換気設計を基本とする原子力施設の火災影響を対象とした火災ゾーンモデル BRI2-CRIEPI を開発した[1]。

2. 火災ゾーンモデル BRI2-CRIEPI の概要：機械換気条件下のコンパートメント火災性状に対応するため、以下の特性を考慮した。

① ファン特性：ファンカーブモデルの導入により、燃焼ガスの熱膨張に伴う内圧や換気流量の変動の予測を可能とした。

② 燃焼速度の区画内酸素濃度依存性：プルーム周囲の酸素濃度に応じた火源の燃焼速度の予測を可能とした。

③ 複数火源：複数の異なる火災コンパートメントで火災が発生する複数火源シナリオへの対応を図った。

④ 熱フィードバック効果：高温の周囲（例えば、煙層や天井、周壁等）から火源への入射熱を考慮し、燃焼速度の増加や区画の高温化の予測を可能とした。

⑤ ケーブル火災：ケーブル火災伝播モデル FLASH-CAT を導入し、多段積水平ケーブルトレイ火源の火災進展評価[2]を可能とした。

⑥ 消火設備：液滴蒸発モデルによる散水冷却効果を導入し、ウォータースプレー式消火設備稼働時の冷却効果の予測を可能とした。

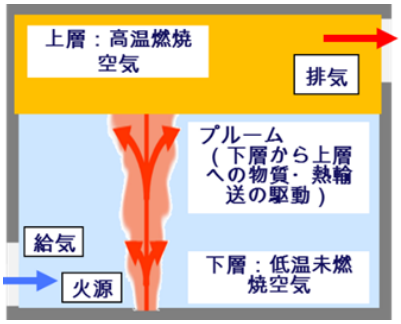


図 1 火災時建屋内での熱的挙動

3. PRISME 試験データを用いた適用性評価：OECD/NEA（経済協力開発機構/原子力機関）の枠組みで推進された実大規模の国際共同火災試験研究プロジェクト PRISME 試験[3]を対象として、複数区画・複数火源火災、水平ケーブルトレイ火災、散水冷却試験等を対象とした検証解析を実施し、解析能力の適用範囲（図 2）を確認した。

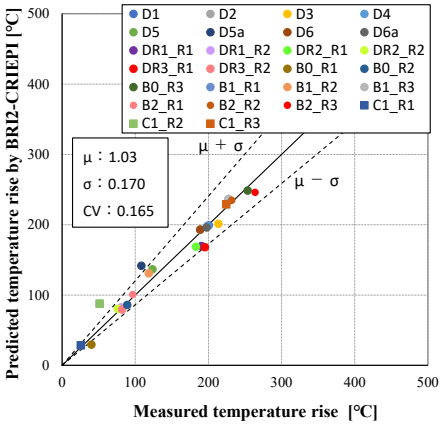


図 2 区画内温度の予測精度

参考文献

[1] 池他. 原子力施設における区画火災性状予測ゾーンモデル（BRI2-CRIEPI）の開発, 電中研報告 O20011,2021.3.

[2] 田坂他, 機械換気条件下のケーブルトレイ火災モデルの開発―ゾーンモデルへのケーブルトレイ火源モデルの導入, 電中研報告 O19006, 2020.3

[3] OECD/NEA/CSNI, “Investigating Heat and Smoke Propagation Mechanisms in Multi-Compartment Fire Scenarios, Final Report of the PRISME Project”, NEA/CSNI/R (2017)14, 2018.1.

*Koji Shirai[1], Koji Tasaka[1], Junghoon Ji[1] and Toshiko Udagawa[2]

[1] CRIEPI, [2] WDB Co., Ltd.

火災ゾーンモデル BRI2-CRIEPI の開発
（2）複数火源モデル

Development of Fire Zone Model BRI2-CRIEPI
(2) Multiple fire source model

*田坂 光司[1]，池 正熏[1]，宇田川 敏子[2]，白井 孝治[1]
[1]電中研，[2]WDB 株式会社

原子力発電所の火災 PRA では、複数火源シナリオを取り扱う場合がある。本報では、火災ゾーンモデル BRI2-CRIEPI[1]を用いて、複数の火源が同時に出火する火災（複数同時火災）のシナリオを対象とした機械換気条件下の火災進展解析を実施し、火源特性やコンパートメントの温度上昇に関して、解析傾向を評価した。

キーワード：火災ゾーンモデル，コンパートメント火災，複数火源モデル，機械換気，複数同時火災

1. はじめに：複数同時火災を対象とした火災進展解析結果の検証事例はほとんどない。本報では、BRI2-CRIEPI の複数火源モデルの適用性に関する知見を拡充するため、火災試験結果と解析結果の比較を行った。

2. 試験解析概要：図 1 に、試験解析体系を示す。コンパートメント（以下、区画）は R1、R2、R3 から構成される。1 区画の容積は約 120 m^3、火皿面積は 0.56 m^2、可燃物は液体燃料（$C_{12}H_{26}$）、壁・天井・床の主要材料は厚さ 30 cm の普通コンクリートであり、換気回数は約 10 回/h、給排気口下端高さは床面から 3.2 m である。複数火源に関する解析条件としては、液体燃料の発熱速度（HRR：Heat Release Rate）を 747 kW とし、αt^2 火源（火災成長率：0.047 kW/s^2）で設定した。また、Heskestad プルームモデルを適用し、ファン特性や燃焼速度の区画内酸素濃度依存性、熱フィードバック効果を考慮した。

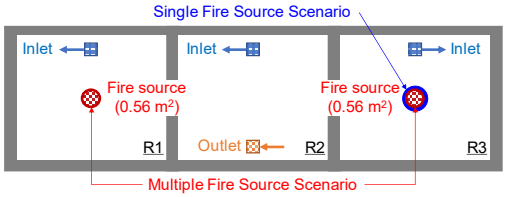


図 1　コンパートメントと火源配置

2. 解析結果：図 2 に、各区画内の火災発生後 600 s，1200 s，1800 s，2400 s，最大値に対応する HRR と上層ゾーン（HGL：Hot Gas Layer）温度の試験結果と解析結果を示す。なお、最大値は XY 座標の値を併記し、HGL 温度の試験結果は、Janssens らの評価手法[2]を適用した。

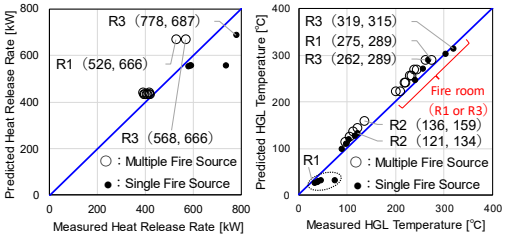


図 2　試験結果と解析結果の比較

単一火源シナリオと比べて複数火源シナリオの火災試験では、換気制限下火災時に区画内の酸素濃度が低下するため、火源あたりの HRR は 70 %程度に抑制される結果が得られた。なお、火災盛期（600 s から 2400 s）の HRR の解析結果は、HRR の抑制を概ね再現できていることが分かった（図 3）。また、各区画内の HGL 温度の解析結果は、試験で得られた HGL 温度と比較的良好な対応がみられ、火災が発生した区画内では、高めの値が得られる解析傾向が示唆された。

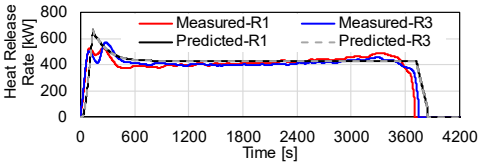


図 3　複数火源シナリオの HRR 時刻歴

3. まとめ：複数火源シナリオに対する BRI2-CRIEPI の解析傾向を評価した。複数火源モデルによる火源 HRR と区画内 HGL 温度の解析結果は、試験結果の全体傾向を概ね再現できていることが示された。

参考文献

[1] 白井他，火災ゾーンモデル BRI2-CRIEPI の開発（1）火災モデルの概要，日本原子力学会 2022 年秋の大会
[2] M.L. Janssens, et al. “Data Reduction of Room Tests for Zone Model Validation”, Journal of Fire Science, 10:528-555, 1992.

*Koji Tasaka[1], Junghoon Ji[1], Toshiko Udagawa[2] and Koji Shirai[1]
[1]CRIEPI, [2]WDB Co., Ltd.

火災ゾーンモデル BRI2-CRIEPI の開発
（3）散水モデル

Development of Fire Zone Model BRI2-CRIEPI
(3) Water Spray Model

*池 正熏[1]，白井 孝治[1]，宇田川 敏子[2]，田坂 光司[1]
[1]電中研，[2]WDB 株式会社

原子力施設の火災消火設備の一つとして、散水設備が使われている。本報では、火災ゾーンモデルに適用可能な散水モデルを作成して、火災ゾーンモデル BRI2-CRIEPI に導入した。実大規模火災試験を対象とした検証解析を実施した結果、コンパートメント内の温度評価などについて良好な解析精度が確認できた。

キーワード：火災ゾーンモデル，コンパートメント火災，火災消火設備，散水モデル，液滴蒸発モデル

1. はじめに：散水による主な消火メカニズムは液滴の蒸発による冷却効果であるが、原子力施設のコンパートメント火災を対象とした散水冷却効果に関する研究は少ない。本報では、機械式換気条件下のコンパートメント火災時において、散水設備の作動による火災性状が予測できるようにするため、既存の液滴蒸発モデルの理論を元に、散水モデルを作成し、火災ゾーンモデル BRI2-CRIEPI に導入した。

2. 散水モデルの概要：Cooper[1]は、散水設備から放出された液滴が、ある温度のガス中に滞流する場合、液滴から発生する水蒸気量を予測する液滴蒸発モデルを提案した。本報では、Cooper の理論を元に、2 層ゾーンモデルの上下層ゾーンにおける保存式（質量、化学種、エネルギー）および状態方程式に対し、液滴蒸発により発生する水蒸気および蒸発潜熱が各ゾーンに及ぼす影響を考慮したモデルを作成した。ただし、モデルをシンプル化するため、液滴の体積変化、液滴の落下速度の変化や上下層ゾーンの境界面への慣性力影響は無視した。

3. 検証解析：図 1 に、評価対象コンパートメント（幅 8.5 m×奥行 5 m×高さ 4 m）の模式図を示す。機械式換気流量は 2550 m^3/h、火源は補器油（0.7 m^2）であり、散水ヘッドは、散水した水が直接に火源に至らないように、火源から離れた位置に 2 か所設置した。本試験では、排気口が散水ヘッドより高い位置に設置されて、発生した水蒸気のほとんどはヘッドより低い空間に滞流するように設計されたため、コンパートメントを 3 つの仮想的領域（領域Ⅰ、領域Ⅱ、領域Ⅲ）に分割して解析を実施した。

図 2 に、コンパートメント内の温度の試験値と解析結果を比較して示す。散水設備作動時のコンパートメント内ガス温度の減少量は概ね同程度であり、散水モデルによる冷却効果の有効性が確認された。

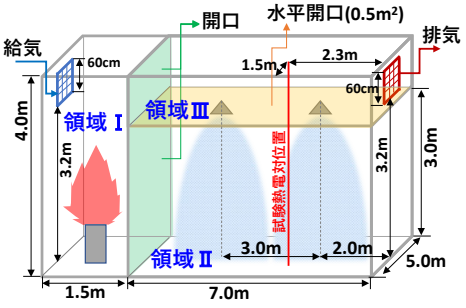


図 1　コンパートメントの模式図

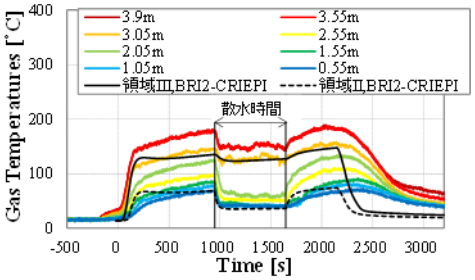


図 2　コンパートメント内温度の検証

参考文献

[1] L. Y. COOPER, “The Interaction of an Isolated Sprinkler Spray and a Two-layer Compartment Fire Environment”, International Journal of Heat Mass Transfer, Vol. 38, No. 4, pp. 679-690, 1995.
[2] L. Y. COOPER, “The Interaction of an Isolated Sprinkler Spray and a Two-layer Compartment Fire Environment; Phenomena and Model Simulations”, Fire Safety Journal, Vol. 25, pp. 89-107, 1995.

*Junghoon Ji[1], Koji Shirai[1], Toshiko Udagawa[2] and Koji Tasaka[1]
[1]CRIEPI, [2]WDB Co. Ltd.

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

[1J04-07] Analysis Technology 2

Chair:Koji Morita(Kyushu Univ.)

Wed. Sep 7, 2022 10:50 AM - 12:00 PM Room J (E1 Bildg.4F No.42)

[1J04] Speedup by Parallel Processing in a CFD Compressible Fluid Dynamics Simulation Code: BAROC for Safety Analysis of Containment Vessel and Reactor Building Under Severe Accident Conditions

*Atsuo Takahashi[1], Mamoru Shimizu[1], Fumitomo Onishi[1], Achihiro Hamano[1], Toshiharu Mitsuhashi[1], Hideaki Koike[1], Masanori Naitoh[1] (1. AdvanceSoft Corporation)

10:50 AM - 11:05 AM

[1J05] Effect of Turbulence on Hydrogen deflagration Behavior during SA of LWR

*Sei Yura[1], Kosuke Motegi[2], Tomoyuki Sugiyama[2], Kazuhiro Sawa[1] (1. Hokkaido Univ., 2. JAEA)

11:05 AM - 11:20 AM

[1J06] Plant incident progress scenario analysis for Mihama nuclear emergency exercise of Kansai Electric Power Co., Inc. 2021

*Ikuo Kawasaki[1], Toshiya Takaki[1], Yoshinori Yamamoto[2], Tsuyoshi Yamazaki[2], Hiroyuki Ikeda[2], Hajime Takebe[2] (1. INSS, 2. KEPCO)

11:20 AM - 11:35 AM

[1J07] Examination of Transient Reactor Analysis code Toshiba version (TRACT ^{TM}) application for Loss-of-Coolant Accident analyses

*Fumie Sebe[1], Hideki Horie[1], Yutaka Takeuchi[1], Takanori Fukunaga[1] (1. Toshiba Energy Systems &Solutions Corporation)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

過酷事故時の原子炉格納容器・原子炉建屋の安全性解析コード BAROC の並列処理による高速化

Speedup by Parallel Processing in a CFD Compressible Fluid Dynamics Simulation Code: BAROC for Safety Analysis of Containment Vessel and Reactor Building Under Severe Accident Conditions

*高橋淳郎[1]，清水守[1]，大西史倫[1]，浜野明千宏[1]，三橋利玄[1]，小池秀耀[1]，内藤正則[1]
[1]アドバンスソフト株式会社

当社で開発中の原子炉格納容器と原子炉建屋の熱流動 CFD 解析コード BAROC の並列処理による高速化の取り組みについて報告する。

キーワード：BAROC、MPI、並列計算、3 次元圧縮性流体解析、過酷事故、格納容器、原子炉建屋、Lis

1. 緒言

BAROC は多成分ガスと FP エアロゾルの 3 次元熱流動を詳細に解析することができ、陰解法を適用することで比較的高速な計算が可能である。原子炉建屋全体など大規模な系での詳細解析でも実用に耐えうる時間で計算可能とするため、さらなる高速化を目的として主に行列計算を対象として MPI (Message Passing Interface)による並列化を実装し、計算時間や計算効率について検討した。

2. 高速化の手法

BAROC はエネルギー保存式に基づいた圧力 Poisson 方程式、ガス密度に対する質量保存式と多成分ガス濃度に対する質量保存式の行列解法に並列反復法ソフトウェアライブラリ Lis[1]を用いている。サンプル計算の結果、これらの計算部分が全体の計算時間の大部分を占めていることが分かったため、Lis ライブラリを高速化の対象とした。Lis ライブラリ自体には逐次計算、OpenMP によるマルチスレッド計算、および、MPI によるマルチプロセス計算の機能が備わっているが、今回は高速化の効果が比較的高いと考えられる MPI を用いる方法を採用した。Lis ライブラリの MPI 並列化計算機能を用いるために、係数行列の指定方法を Compressed Sparse Row (CSR) 方式に変更し、各プロセスに割り当てる係数行列を設定するようにプログラムを改良した。

3. 結果

福島第一原子力発電所 1 号機の原子炉建屋での水素の漏洩拡散を模擬した解析で並列化による高速化の性能調査を行った。図 1 に示したように、MPI 並列数の増加とともに計算時間が短縮され、16 並列で Lis 部分は約 9 倍、全体で約 3 倍に高速化することが可能となった。今回並列化対象となっていない部分の計算時間が全体の約 20～30%を占めているため、さらなる高速化のためにはこれらの部分の並列処理の検討が必要と考えられる。

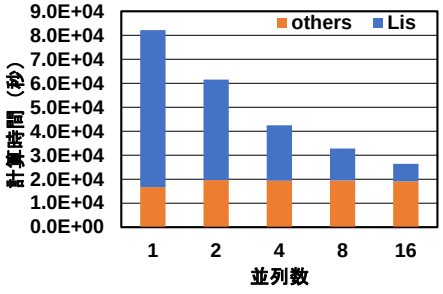


図 1 並列数と計算時間の関係（約 253 万格子、現象時間 0.7 時間のケース）

参考文献

[1] “反復解法ライブラリ Lis,” https://www.ssisc.org/lis/

*Atsuo Takahashi[1], Mamoru Shimizu[1], Fumitomo Onishi[1], Achihiro Hamano[1], Toshiharu Mitsuhashi[1], Hideaki Koike[1], and Masanori Naitoh[1]
[1]AdvanceSoft Corporation

軽水炉 SA 時における水素燃焼挙動に与える乱流の影響

The influence of turbulent flow on hydrogen deflagration in SA of LWR

*由良　聖 [1]，茂木 孝介 [2]，杉山 智之 [2]，澤　和弘 [1]

[1] 北海道大学，[2] 日本原子力研究開発機構

軽水炉の水素爆発に関する CFD 解析の精度向上に向けて、各乱流モデルによる計算結果の比較により適切な乱流モデルを選択した。最終的には、経験的に決定されているモデル定数の最適化への検討を行う。

キーワード：原子力安全,水素燃焼, CFD シミュレーション，乱流モデル

1. 緒言

軽水炉における大きなリスクである水素の燃焼挙動に関して、国際的な協力のもと行われたベンチマークテストによって CFD 解析の適用性が示されてきた[1]。今後は原子炉規模への適用に向けて計算コストを抑制しつつ計算精度を向上させることが求められている。本研究では燃焼に大きな影響を与える乱流モデルについて、原子炉を想定した条件に最適化することで、計算コストと計算精度の両立を目的とした。

2. 実験概要・解析手法

ENACCEF2[1]で行われた水素濃度 13%/vol の予混合燃焼実験の解析を行った。装置は全長 7.65 m，直径 0.23 m の円筒形状で、図 1 に示すような装置下部に設置された obstacle によって火炎の加速が促進される。この火炎の伝播速度を CFD 解析コード「OpenFoam」により計算した。燃焼モデルには、燃焼の進行度を 0～1 で表す反応進行係数で計算を簡略化する TFC モデルを用いた。乱流モデルについては、工学的に広く使用される RANS 乱流モデルの、標準 k - ε、RNG k－ε、標準 k－ω、SST k－ω の 4 つそれぞれで計算を行った。

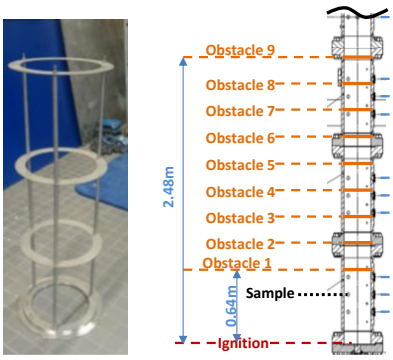


図 1　ENACCEF2 概略図[1]

3. 解析結果・考察

各乱流モデルで計算された火炎伝播速度を図 2 に示す。安全解析の観点や実験の計測点の不十分さを考慮した結果、実験値の最高速度を上回るもの、加速領域を精度よく再現できていることを重視し、標準 k-ε が最適と結論付けた。k-ω 系については境界層メッシュの導入で改善が期待されるが、計算コストの問題で見送った。また、RNG k-ε が standard k-ε に劣ったことからモデル定数を繰り込み群理論から導出することは今回のケースには不適と言える。

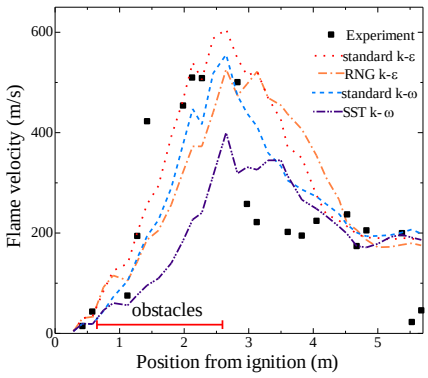


図 2　乱流モデル毎の火炎伝播速度

4. 結言

原子炉内の水素燃焼解析において、コストと精度の点から乱流モデルは standard k-ε が最適と結論付け、モデル定数の調整による最適化を今後検討していく。

参考文献

[1] A. Bentaib et al., “ETSON-MITHYGENE benchmark on simulations of upward flame propagation experiment in the ENACCEF2 experimental facility,” (2018).

*Sei Yura[1], Kosuke Motegi[2], Tomoyuki Sugiyama[2] and Kazuhiro Sawa[1]

[1]Hokkaido Univ., [2]Japam Atomic Energy Agency

2021 年度 関西電力美浜発電所原子力防災訓練のプラント事象進展シナリオ解析

Plant incident progress scenario analysis for Mihama nuclear emergency exercise of Kansai Electric Power Co., Inc. 2021

*川崎 郁夫[1]，高木 俊弥[1]，山本 治宗[2]，山崎 強[2]，池田 浩之[2]，武部 創[2]
[1]原子力安全システム研究所，[2]関西電力

2021 年度に実施された関西電力美浜発電所原子力防災訓練のプラント事象進展シナリオ解析を実施した．事象発生とその後の工学的安全設備の多重故障，アクシデントマネジメント策等を想定した解析を実施し，得られた結果から原子力災害対策特別措置法（原災法）に基づく特定事象発生時刻やプラント応答等の事象進展の評価を実施した．
キーワード：原子力防災訓練，アクシデントマネジメント，原子力災害特別措置法（原災法），MAAP

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故を踏まえた 2021 年度の美浜発電所原子力防災訓練では，本部運営訓練，通報連絡訓練，アクシデントマネジメント対応訓練等が実施された．

本報では，美浜 3 号機防災訓練シナリオに基づき MAAP コードを用いて事象進展シナリオ解析を実施し，原災法に基づく特定事象発生時刻や主要事象発生時刻等のプラント応答等，災害事象進展の評価を実施したので，その結果を報告する．

2. 結果の概要

2-1. 事象進展シナリオ解析

今回の防災訓練では，美浜発電所 3 号機定格熱出力一定運転中のところ地震により原子炉自動停止しようとするも失敗し警戒事象となるが，その後制御棒全挿入により原子炉停止となる．

外部電源喪失が発生し，非常用ディーゼル発電機が 1 台起動するが，もう 1 台は起動に失敗し，1 系統のみの電源供給状態が 15 分継続したことにより警戒事象となる．

運転中の非常用ディーゼル発電機が故障により停止することで全交流電源喪失となり，運転中の電動補助給水ポンプが停止したことにより警戒事象となる．主蒸気逃がし弁を開放し，1 次系急速冷却を開始する．

全交流電源喪失 30 分継続により原災法第 10 条事象となる．

再度地震が発生し，1 次冷却系統低温側配管において一次冷却材漏洩が発生する．また，全交流電源喪失により安全注入不可となるため，原災法第 15 条事象となる．

その後交流電源が復旧するものの，炉心への注水機能が喪失しているため，炉心損傷に至る．

その後炉心への注水および格納容器スプレイ手段が回復し，原子炉容器および格納容器破損に至らず事象は収束する．

これらの想定に基づき，制御棒全挿入を起点として事象進展シナリオ解析を実施した（表 1 は想定した訓練シナリオ概要）．

2-2. プラント応答

図 1 に美浜 3 号機の炉心出口温度の挙動を一例として示す．解析結果では，炉心露出後に炉心出口温度が上昇し炉心損傷に至る．その後，恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水により炉心出口温度は低下し，200℃以下で安定する．

表 1　想定した訓練シナリオ概要（美浜 3 号機）

地震発生、原子炉自動停止失敗 ⇒警戒事象
制御棒全挿入（原子炉停止） *ここから MAAP 解析実施
外部電源喪失 A 非常用ディーゼル発電機故障 1 系統のみの電源供給状態 15 分継続 ⇒警戒事象
B 非常用ディーゼル発電機故障 ⇒全交流電源喪失 B-M/DAFWP 停止 ⇒警戒事象 全交流電源喪失 30 分継続 ⇒特定事象（原災法第 10 条）
1 次系急速冷却開始（主蒸気逃がし弁開放）
再度地震発生 一次冷却材漏洩発生 ＊全交流電源喪失により安全注入不可 ⇒緊急事態事象（原災法第 15 条）
A 空冷式非常用発電装置復旧
キャビティ直接注水
炉心損傷
恒設代替低圧注水ポンプ、原子炉下部キャビティ注水ポンプによる代替格納容器スプレイ
恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水
事象収束

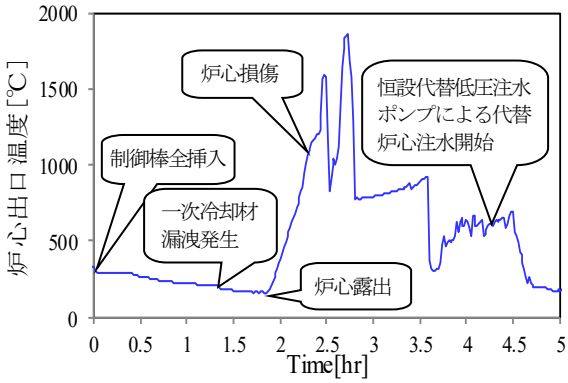


図 1　炉心出口温度の時系列変化（美浜 3 号機）

3. 結論

福島第一原子力発電所事故を踏まえた 2021 年度の原子力防災訓練のプラント事象進展シナリオ解析を，美浜 3 号機を対象に実施した．MAAP コードの解析結果によれば，アクシデントマネジメント策を実施することにより，炉心損傷に至るものの原子炉容器および格納容器破損に至らず事象収束することを確認した．

参考文献

なし

* Ikuo Kawasaki[1], Toshiya Takaki[1], Yoshinori Yamamoto[2], Tsuyoshi Yamazaki[2], Hiroyuki Ikeda[2], Hajime Takebe[2]
[1] Institute of Nuclear Safety System, Incorporated, [2] Kansai Electric Power Co., Inc.

東芝版炉心 3 次元動特性解析コード(TRACT^{TM})の冷却材喪失事故解析適用性の検討

Examination of Transient Reactor Analysis code Toshiba version (TRACT^{TM}) application for Loss-of-Coolant-Accident analyses

*瀬部 芙美絵[1]，堀江 英樹[1]，武内 豊[1]，福永 崇紀[1]

[1]東芝エネルギーシステムズ（株）

東芝エネルギーシステムズ（東芝 ESS）は、国内の沸騰水型原子炉（BWR）における今後の許認可解析コードの 1 つとして東芝版炉心 3 次元動特性解析コード（TRACT^{TM}）の適用を目指した開発を進めている。本報では、総合効果試験に基づく適用性の確認として、BWR の冷却材喪失事故（LOCA）模擬試験である ROSA-III 試験を対象に実施した検証解析の結果を報告する。

キーワード：TRACT^{TM}，LOCA，検証解析

1. 緒言

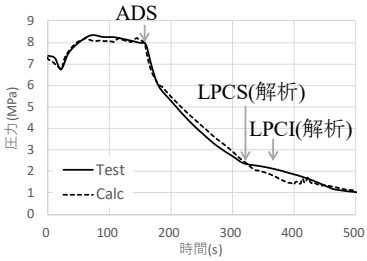
東芝 ESS は、TRACT^{TM} の適用範囲をこれまで整備してきた過渡事象に加えて、LOCA にまで拡張するための開発を進めている。本報告では、ROSA-III 試験の高圧炉心スプレイの単一故障を仮定した、再循環ポンプ吸込側配管の破断面積スペクトル試験の試験解析を行い、TRACT^{TM} の LOCA 解析への適用性を明確化する。

2. 解析条件

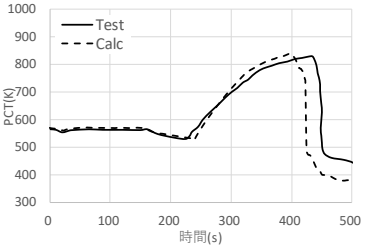
破断流および自動減圧系（ADS）からの臨界流に対して、サブクール水には Alamgir-Jones-Lienhard 相関式モデル、二相流域には均質臨界流モデルを用いて計算した。非常用炉心冷却系（ECCS）の注水タイミングは試験条件と同様に圧力挙動に従って設定し、流量は実験データを時間の関数として入力した。また、崩壊熱模擬曲線も実験データを用いた。試験解析は、破断面積をパラメータとして実施した。

3. 検証結果

図 1 に、ROSA-III 試験の破断面積 5%破断（RUN912）におけるシステム圧力挙動と被覆管最高温度（PCT）挙動を示す。システム圧力挙動と PCT 挙動の傾向は解析により概ね再現されている。そのため、初期に起動する低圧炉心スプレイ系（LPCS）のタイミングは試験結果とほぼ同程度であった。一方で、LPCS 注水後の試験と解析の圧力挙動に若干の差がみられるため、低圧注水系（LPCI）の作動タイミングは解析の方が 40s 程早くなっている。そのため、PCT が低下するタイミングも試験結果と比較して早くなっている。この影響により、PCT 発生タイミングは試験結果よりも早い結果となった。また、PCT は、試験値と同程度で予測できることを確認した。



(1)システム圧力挙動



(2)PCT 挙動

図 1. 破断面積 5%の試験解析

3. 結論

ROSA-III 試験を対象に TRACT^{TM} の検証解析を実施し、試験挙動を良く再現することを確認した。今後、他の LOCA 試験を対象とした評価も含めて、TRACT^{TM} の LOCA 解析適用性を確認していく。

参考文献

[1] “Experiment data of ROSA-III integral test RUN 912,” JAERI-M-82-010, 1982

[2] “Assessment of SAFER03 Code Using ROSA-III Break Area Spectrum Tests on Boiling Water Reactor Loss-of-Coolant Accidents,” J. Nucl. Sci. Technol., 24, 1987

*Fumie Sebe[1], Hideki Horie[1], Yutaka Takeuchi[1] and Takanori Fukunaga[1]

[1] Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

General Meeting

[1J_GM] The 28th General Meeting of Nuclear Safety Division

Wed. Sep 7, 2022 12:05 PM - 12:55 PM Room J (E1 Bildg.4F No.42)

[1J_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Wed. Sep 7, 2022 12:05 PM - 12:55 PM Room J)

[1J_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Safety Division [Co-organized by Standards Committee, Nuclear Fuel Division]

[1J_PL] Roadmap towards the introduction of new design fuels as well as the continuous improvement of safety evaluation

安全評価技術の継続的向上の視点から

Chair: Akio Yamamoto (Nagoya Univ.)

Wed. Sep 7, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room J (E1 Bildg.4F No.42)

[1J_PL01] Roadmap towards the introduction of 10x10 fuel

*Keisuke Yamauchi[1] （1. TEPCO HD）

[1J_PL02] Preparation status of computer programs and AESJ standards in the core and fuel areas

*Yoshiro Kudo[1] （1. Statistical Safety Evaluation Subcommittee , System Safety Technical Committee , AESJ Standards Committee）

[1J_PL03] Technical issues in the regulatory review of new design fuels

*Fumihisa Nagase[1] （1. NRA）

[1J_PL04] Discussion

©Atomic Energy Society of Japan

2022年秋の大会

原子力安全部会セッション

新型燃料の導入に向けた道筋／安全評価技術の継続的向上の視点から

Roadmap towards the introduction of new design fuels as well as the continuous improvement of safety evaluation

（1）10×10 燃料を導入する際の課題とその解消に向けた道筋

(1) Roadmap towards the introduction of 10x10 fuel - issues and solutions -

*山内 景介[1]

[1]東京電力 HD

1. はじめに

新型燃料を導入する際には，燃料の健全性評価，安全性評価，許認可取得，実炉照射後の確認等，様々な確認を実施する必要がある。BWR プラントへの 10×10 燃料を導入する際の課題と，その解消に向けた道筋について報告する。

2. 10×10 燃料の導入

国内 BWR では，1990 年代に 9×9 燃料を導入以降，大幅な燃料の改良は実施していない状況である。一方，海外では，表 1 に示すとおり，1990 年代から 10×10 燃料（図 1 参考）を採用しており，現在，主力となっている燃料である。10×10 燃料は，燃料棒一本当たりの熱出力が低減され，またスペーサ形状の改良に伴い伝熱性能の向上がはかられており，安全性の向上が見込める燃料である。併せて，取出平均燃焼度を 45GWd/t から 50GWd/t に増加させること，及びウラン重量を増加させることにより，使用済燃料の発生体数の低減にも寄与するものであり，できるだけ早い国内での導入が望まれる状況にある。

一方で，新型燃料の導入に当たっては，燃料の健全性を確認するためのデータの取得，安全性評価，地元了解，許認可取得まで考えると，非常に長い期間を要するものになる。また，新型燃料を導入する際には，その燃料の特性にあった解析コードが必要になる。

そこで，国内に 10×10 燃料を導入するにあたり，海外での豊富な実績を活用するとともに，燃料の型式証明制度の活用により 10×10 燃料の安全審査に係る共通的な内容の審査を開始し，BWR 電力が再稼働後，速やかに，10×10 燃料の導入の調整が開始できる環境を整備していく計画である（図 2 参照）。

表 1　10×10 燃料装荷状況

型式	装荷開始年
GE12	1993
GE14	1998
GNF2	2005
GNF3	2015

図 1　10×10 燃料（GNF 製）

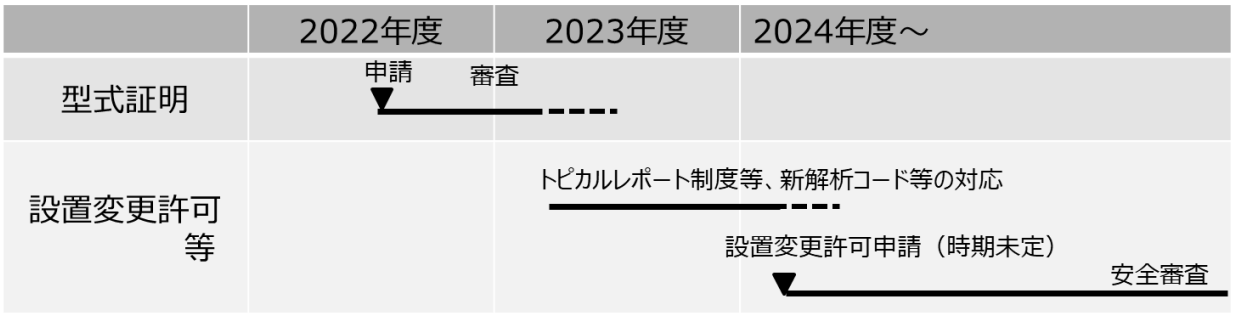


図 2　10×10 燃料の導入計画

3. 解析コード

10×10 燃料の導入に合わせて，炉心及び燃料の核特性解析コード，並びに運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故等に適用する解析コードを，高度化する計画である。

炉心及び燃料の核特性解析コードでは，長期間の停止による特有な核種の影響の評価，並びに 10×10 燃料の導入などに伴い非均質性の増す燃料及び炉心の核熱設計への対応のために燃料集合体内の核特性及び炉心内の核熱結合特性をより正確かつ現実的な評価が可能になり，説明性の向上，実運転時の効率的な運用につながることが期待できる。

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故等に適用する解析コードでは，炉心，原子炉圧力容器などを 3 次元で取り扱う TRAC 系コードの導入を計画している。過去には様々な解析コードを使用していたが，TRAC 系コードの導入により，運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故等に適用する解析コードの一本化が可能になる。また，TRAC 系コードは，最適評価コードとして整備していることから，不確かさが減少し，事象の進展を忠実に再現できることから，理解の向上，説明性の向上につながることが期待できる。

一方で，TRAC 系コードの導入に伴い，事象，条件，燃料などに依存して評価パラメータへの影響度が異なる多くの計算モデルを適切に取り扱う必要が生じている。これまで使用していた解析コードでは，結果が最も厳しくなるように解析条件を設定していたが，このような解析条件設定が難しくなっていること，及び設定できた場合でも，非常に大きな保守性を確保することになり，取替炉心の安全性を評価する段階で，設計が困難になることが想定される。

そこで，統計的安全評価手法を導入する計画である。ただし，現行の審査の指標となっている結果が最も厳しくなるように解析条件を定めることに，合致しているものではない。今後の対応としては，統計的安全評価手法に対しては原子力学会標準が整備されていることから，これを活用し，関係者と統計的安全手法導入の妥当性について理解を深めていく計画である。

---

* Keisuke Yamauchi[1]

[1]Tokyo Electric Power Company Holdings, Incorporated (TEPCO HD)

2022年秋の大会

原子力安全部会セッション

新型燃料の導入に向けた道筋／安全評価技術の継続的向上の視点から
Roadmap towards the introduction of new design fuels as well as the continuous improvement of safety evaluation

（2）炉心燃料分野の評価コードの高度化と学会標準の整備状況

(2) Preparation status of computer programs and AESJ standards in the core and fuel areas

*工藤 義朗[1]
[1]標準委員会　システム安全専門部会　統計的安全評価手法分科会

1. はじめに

BWR プラントへの 10×10 燃料の導入と関連して重要となる炉心燃料分野の解析コードの高度化，関連する評価手法の高度化に関わる学会標準の整備状況について報告する。

2. 炉心燃料分野の解析コードの高度化

2-1. 炉心及び燃料の核特性解析コード

BWR では長期間の停止による特有な核種の影響の評価，並びに非均質性の増す燃料及び炉心の核熱設計への対応のために，燃料集合体内の核特性及び炉心内の核熱結合特性をより正確かつ現実的に評価する高度な解析コードへの移行が始まっている。

2-2. 炉心及びプラントの安全評価，並びに炉心損傷防止策の有効性評価に適用する解析コードの高度化

従来は，運転時の異常な過渡変化に対しては炉心 1 点のプラント動特性解析コードなど，設計基準事故に対しては炉心 1 次元の LOCA 解析コード，炉心 2 次元の制御棒系過渡・事故解析コードなどの簡易な解析コードが安全評価に適用されていた。一方，10×10 燃料の導入に伴って炉心内の 3 次元特性の過渡的な変化，主蒸気管の圧力挙動などに対する現実的で信頼性の高い評価の重要性，並びに解析コードに対する適格性評価の高度化及びその追加評価の必要性が高まった。このような状況から，10×10 燃料の導入に合わせて，運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の安全評価，並びに炉心損傷防止対策の有効性評価に適用する解析コードを，炉心などを 3 次元で評価でき，プラント全体を現実的に模擬できる TRAC 系の解析コードにほぼ一本化する形で解析コードを高度化することが予定されている。これによって，簡易な解析コードの使用に起因して生じる認識論的不確かさが解消され解析結果の説明性が向上するとともに，解析コード及び適格性評価に係るニーズに対しても解決を図ることができると考えられる。

この報告では，TRAC 系コードを中心に解析コードの高度化の背景，目的，必要性，効果などを説明する。

3. 評価手法の高度化

3-1. 統計的安全評価手法及びその導入

炉心，原子炉圧力容器などを 3 次元で取り扱う TRAC 系コードの導入に伴って，対象とする事象，炉心及びプラントの条件，燃料などに依存して安全評価パラメータへの影響度が異なる多くの計算モデル及び解析の初期条件を適切に取り扱う必要が生じている。これらの計算モデルは試験などとの比較によって個々に不確かさが決定されるが，実事象への適用に当たっては，事象，条件，燃料などに応じてその不確かさ及び初期条件の不確かさを的確かつ合理的に計算結果に反映して安全評価パラメータを適切に決定する評価手法が必要となる。このために国内外で整備された評価手法が統計的安全評価手法である。

TRAC 系コードの導入によって従来コードの簡易さに付随した認識論的不確かさが解消されたことに加えて，さらに統計的安全評価を導入して不確かさの的確な反映を図ることによって，適切な保守性をもった安全評価が実現されることが期待される。

3-2. 統計的安全評価手法標準の整備状況

統計的安全評価手法に対しては原子力学会標準が整備されている。まず，米国 NRC の CSAU 法[1] をベースに使用する解析コードの適格性評価に係る規定，BWR 及び PWR の安全評価への適用例，保守性の取扱い

方法などに関する説明を加えて 2008 年にその初版[2] が発行された。これに対し旧原子力安全委員会においても指針への取込みの考え方などが検討された。その後，同原子力学会標準の改定版[3]（以下，“改定標準”という。）が 2022 年 4 月に発行された。改定に当たっては，**表 1** に示すように，米国などで使用実績が豊富な評価方法に係る規定部分は基本的に変更せず，米国の申請及び規制の動向，欧州の国際プロジェクトなどに関わる最新知見，新たな評価技術，解決した技術的課題などを網羅して附属書に説明するとともに，統計的安全評価の実施時に留意すべき点を数多く附属書に取り込んで，標準の実用性を高めた。また，適格性評価については上位のガイドラインである“シミュレーションの信頼性確保のためのガイドライン：2015”[4] との整合性を強化した。さらに，BWR 及び PWR への適用例についても，例示する事象を見直した上で（BWR のみ）最新の解析コードで評価した結果に刷新するとともに，改定標準に加えた変更点を反映させたものとしている。

表 1　統計的安全評価手法の実施基準：2021 における初版からの変更点

4. 参考文献

[1] B. Boyack, R. Duffey, P. Griffith et al., “Quantifying reactor safety margins: application of code scaling applicability, and uncertainty (CSAU) evaluation methodology to a large break, loss of coolant accident,” NUREG/CR-5249, USNRC (1989).

[2] 日本原子力学会, “統計的安全評価の実施基準: 2008”, AESJ-SC-S001:2008, 日本原子力学会 (2009).

[3] 日本原子力学会, “統計的安全評価の実施基準: 2021”, AESJ-SC-S001:2021, 日本原子力学会 (2022).

[4] 日本原子力学会, “シミュレーションの信頼性確保のためのガイドライン: 2015”, AESJ-SC-A008:2015, 日本原子力学会 (2016).

*Yoshiro Kudo[1]

[1] Statistical Safety Evaluation Subcommittee, System Safety Technical Committee, AESJ Standards Committee

2022年秋の大会

原子力安全部会セッション

新型燃料の導入に向けた道筋／安全評価技術の継続的向上の視点から

Roadmap towards the introduction of new design fuels as well as the continuous improvement of safety evaluation

（3）新型燃料に関する規制対応上の技術的課題

(3) Technical issues in the regulatory review of new design fuels

*永瀬 文久[1]

[1]原子力規制庁

1. 緒言

海外 BWR ではすでに実用化され標準燃料となっている 10×10 燃料を新たに国内に導入するにあたり、規制対応上の技術的課題について、私見を以下にまとめる。

2. 新型燃料導入において確認する項目

2-1. 燃料の安全設計の考え方

新型燃料の導入にあたっては、燃料を含む原子炉施設の安全設計の妥当性を確認する必要がある。規制基準及びその解釈[1]、並びに、日本原子力学会（標準委員会システム安全専門部会）発行の報告書「発電用軽水型原子炉の炉心及び燃料の安全設計に関する報告書」[2]に基づけば、通常運転時の燃料棒内圧や被覆管外面腐食、水素吸収、運転時の異常な過渡変化時の被覆管歪や被覆管応力、ペレット中心温度、限界熱流束比、限界出力比、事故時の被覆管高温膨れ破裂、被覆管最高温度（PCT）、被覆管の化学量論的酸化量、長期冷却性維持等が、安全設計の妥当性を確認する際の評価項目として挙げられる。

事業者は、10×10 燃料の申請に向けて整理が必要な事項として、燃料棒内圧基準への対応、沸騰遷移相関式の見直し、統計的安全評価手法の導入、反応度事故解析手法の高度化を挙げている[3]が、これらは規制対応のポイントとなると考えられる。

2-2. 統計的安全評価手法の導入にあたり確認すべき技術的課題

上記の評価項目に係る安全評価については、米国等において、従来の保守的な評価に代わり統計的安全評価手法（BEPU）の導入が進められている[4]。BEPU の導入により、事故時の事象進展や複雑な現象を現実的に予測するとともに、その不確かさを統計的に評価することで、原子炉の安全余裕の定量的な評価が期待できる。

日本原子力学会発行の「統計的安全評価の実施基準」[5]では、BEPU 適用において必要な 3 つの要素と 14 のステップから構成される具体的な評価手順が示されている。BEPU を用いた安全評価の審査では、これらの各ステップにおける技術的課題を確認することが重要である。確認すべき重要な技術的課題は図 1 のとおりまとめられ、最適評価コードの適用性、統計評価で考慮する入力パラメータ（モデルや入力データ等）とその不確かさ、統計評価の方法等が重要な技術的課題の例として挙げられる。

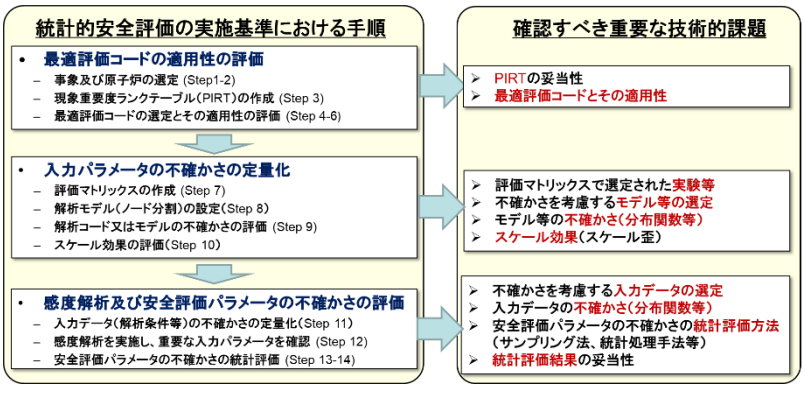


図 1　統計的安全評価の各手順について確認すべき技術的課題

2-3. 技術的課題に対応した規制庁の安全研究

規制庁では、安全研究の一環として、BEPU に関する研究を実施してきた。最適評価コード TRACE を用いた PWR の大破断冷却材喪失事故（LOCA）の解析[6]は、その一例である。BEPU 評価では、不確かさを考慮すべきモデルや入力データ等の選定が重要な技術的課題であるが、ここでは、感度解析を実施して、安全評価項目の一つである PCT に影響するモデルや入力データを確認した。（図 2）。

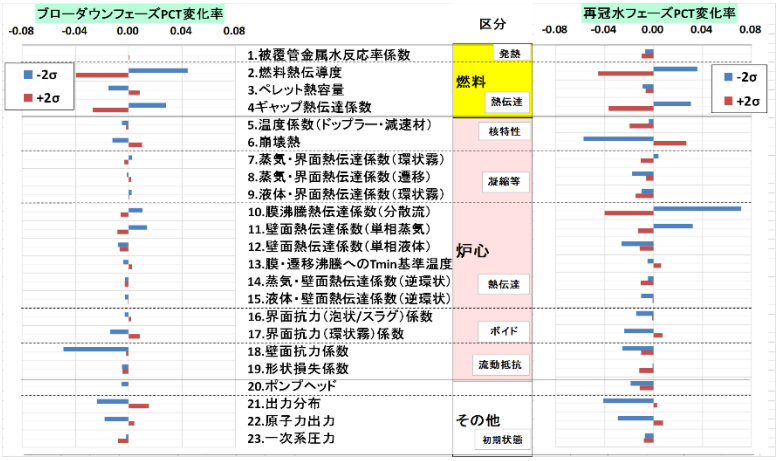


図 2　PWR の大破断 LOCA における重要パラメータの感度[6]

この他、高燃焼度 10×10 燃料の設計基準事故時挙動に関する知見を取得するために、JAEA において事故模擬試験等を実施している[7]。

3. まとめ

10×10 燃料の導入にあたっては、燃料を含む原子炉施設の安全設計の妥当性を確認する必要がある。規制庁では、その安全評価に関し、BEPU を適用した場合に確認すべき技術的課題をまとめるとともに、各課題に対応した安全研究を実施してきている。

4. 参考文献

[1] 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈，原子力規制委員会，平成 25 年 6 月 19 日制定.

[2] 発電用軽水型原子炉の炉心及び燃料の安全設計に関する報告書　第 1 分冊：炉心及び燃料の安全設計，一般財団法人日本原子力学会，AESJ-SC-TR009-1:2021，2021 年 9 月.

[3] 電気事業連合会, 10×10 燃料の導入及びトピカルレポート制度の活用について, 2019 年 4 月 4 日, https://www.da.nsr.go.jp/file/NR000121147/000267340.pdf.

[4] U.S. Nuclear Regulatory Commission, Regulatory Guide 1.203, Transient and Accident Analysis Methods, Regulatory Guide, December 2005 等.

[5] 統計的安全評価の実施基準：2021，一般財団法人日本原子力学会，AESJ-SC-S001:2021，2022 年 3 月.

[6] 江口ら, 安全研究成果報告　詳細解析手法の導入に向けた熱流動・核特性安全解析手法の整備（Phase-2），原子力規制庁長官官房技術基盤グループ，RREP-2019-1002，平成 31 年 3 月.

[7] M. Amaya, et al., Behaviors of High-burnup LWR Fuels with Improved Materials under Design-basis Accident Conditions, Proc. Top Fuel 2018: 2018 Sept. 30 – Oct. 04; Prague (Czech Republic).

* Fumihisa Nagase[1]

[1] Nuclear Regulation Authority (NRA)

(Wed. Sep 7, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room J)

[1J_PL04] Discussion

・新技術を原子力発電所で採用する際には、技術的な課題の解決だけでなく、規制上の課題がどこにありどのように解決していくかが重要である。
・燃料の改良は継続的かつ効率的な安全性向上策である。これまで、安全性の向上とコストダウンを両立させつつ、燃料の改良を継続的に実施している。ただし、BWRでは、9×9の導入（1990年代）以降、大幅な改良となる新型燃料の導入はなされていない。
・海外で既に実用化されている技術を日本に持ち込む場合、短い期間で、安全性向上に貢献可能である。
・そこで海外BWRでは標準である10×10燃料導入を一つの例題として、国内への導入に向け、燃料領域に関係した技術課題を俯瞰し、評価技術や原子力安全への取り組みを含め、新型燃料の導入に向けた課題を抽出する。

©Atomic Energy Society of Japan

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

[1J08-12] Test Analysis

Chair:Koji SHIRAI(CRIEPI)

Wed. Sep 7, 2022 2:45 PM - 4:05 PM Room J (E1 Bildg.4F No.42)

[1J08] Evaluation of Flammable Gas Generated by Organic Materials in Nuclear Primary Containment Vessel (Part 1)

*Yukiko Furuhashi[1], Takanobu Saito[1], Yutaka Kikukawa[1], Shunichi Imai[1] (1. TEPCO HD)

2:45 PM - 3:00 PM

[1J09] Examination of measurement method of the hardness by Laser Induced Breakdown Spectroscopy (LIBS) and multivariate analysis

*Kodai Okazaki[1], Tomohiko Kawakami[1], Sakiko Nagayama[1], Yuta Abe[2], Etsuyo Makuuchi[3], Masahiko Ohtaka[2], Yuji Ohishi[4] (1. KAKEN, 2. JAEA, 3. ART KAGAKU, 4. Osaka Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM

[1J10] Analysis of High Burnup Irradiation Tests of Coated Fuel for High Temperature Gas-cooled Reactors

*Kaito Kawano[1], Jun Aihara[2], Kazuhiro Sawa[1] (1. Hokkaido Univ., 2. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

[1J11] Analytical study of spallation products' behavior in the MEGAPIE target

*Fujio Maekawa[1], Keita Nakano[1], Toshinobu Sasa[1], Hironari Obayashi[1], Hayanori Takei[1], Shinya Miyahara[2], Yuji Arita[2] (1. JAEA, 2. Univ. of Fukui)

3:30 PM - 3:45 PM

[1J12] Analytical study of spallation products' behavior in the MEGAPIE target

*Shinya Miyahara[1], Yuji Arita[1], Fujio Maekawa[2], Keita Nakano[2], Toshinobu Sasa[2], Hironari Obayashi[2], Hayanori Takei[2] (1. Univ. of Fukui, 2. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

原子炉格納容器内のケーブル等有機物から発生する可燃性ガスの評価（その１）

Evaluation of Flammable Gas Generated by Organic Materials in Nuclear Primary Containment Vessel (Part 1)

*古橋　幸子[1]，齋藤 隆允[1]，菊川　浩[1]，今井　俊一[1]
[1]東京電力ホールディングス株式会社

2011 年福島第一原子力発電所（１F）事故時に３号機原子炉建屋の爆発に可燃性ガスが寄与している可能性が指摘されている。そこで原子炉格納容器内に存在する有機物を水蒸気および水素ガス環境下で 1000℃まで昇温し、発生ガスの種類や量を評価した。その結果、昇温中に可燃性有機ガスが発生し、水素ガスより水蒸気環境下の方が発生量が多いことがわかった。

キーワード：可燃性ガス，ケーブル，塗料，保温材，水蒸気，水素ガス

1. 緒言

１F３号機原子炉建屋の水素爆発時の映像分析から、爆発には水素だけではなく、有機化合物から発生する可燃性ガスが寄与している可能性が指摘されている。そのため、原子炉格納容器内に存在する主要な有機物から可燃性ガスの発生状況を把握することを目的とする。

2. 試験

試験対象として、原子炉格納容器内で使用量が多く、可燃性ガスの発生が考えられる代表的な有機物として、CV ケーブル、PN ケーブル、同軸ケーブル、エポキシ塗料、ウレタン保温材、ポリイミド保温材の計６種類を選定した。

電気炉内に試料をセットし、水素ガスあるいは水蒸気を一定量流しながら 1000℃まで 10℃/分昇温、あるいは 200℃ 24 時間保持し、発生したガスを採取し（図１）、ガスクロマトグラフィー等で分析を行った。分析対象ガスとしては、一般的な可燃性ガスとして工場電気設備防爆指針（ガス蒸気防爆　２００６）に取り上げられているものとした。

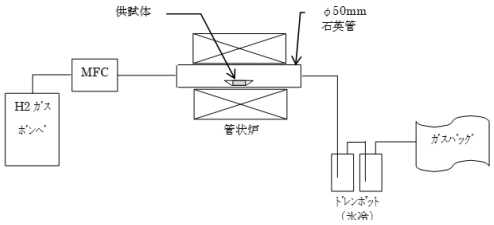


図１　水素ガス環境下昇温試験

3. 試験結果

表１に１F３号機原子炉格納容器内に存在する有機物（本試験で使用した試験体種）がドライウェル内に発生すると想定したガス濃度の算出結果を示す。水素、一酸化炭素、炭化水素系ガスが主に検出された。事故時の原子炉格納容器内限界温度 200℃ではガスはほぼ発生しないこと、水素より水蒸気環境下の方が可燃性ガスを多く発生する傾向が認められた。

表１　１F３号機を想定した可燃性ガス濃度

雰囲気			水素/水蒸気*	水素ガス	水蒸気
温度		℃	200	RT～1000	RT～1000
H_2		vol%	0.00E+00	-	2.07E+01
CO		vol%	0.00E+00	2.48E-01	6.38E+00
炭化水素	CH_4	vol%	2.54E-04	1.13E+00	2.29E+00
	C_2H_4	vol%	1.96E-05	1.94E-01	1.22E+00
	C_2H_6	vol%	0.00E+00	1.91E-01	2.55E-01
	C_3H_6	vol%	0.00E+00	7.34E-02	2.99E-01
	CH_4換算合計値	vol%	7.77E-03	2.47E+00	7.07E+00
NH_3		vol%	3.95E-06	5.55E-03	3.30E-05
H_2S		vol%	8.70E-05	9.70E-03	1.71E-02

*：1000℃の結果から多くガスが発生した環境で実施

*Yukiko Furuhashi[1], Takanobu Saito[1], Yutaka Kikukawa[1] and Shunichi Imai[1]
[1]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

LIBS による複数スペクトル同時計測および多変量解析を用いた硬さ情報の評価方法の検討

Examination of measurement method of the hardness by Laser Induced Breakdown Spectroscopy (LIBS) and multivariate analysis

*岡﨑 航大[1]，川上 智彦[1]，長山 咲子[1]，阿部 雄太[2]，幕内 悦予[3]，大高 雅彦[2]，大石 佑治[4]
[1]化研，[2]JAEA，[3]アート科学，[4]大阪大学

本研究は燃料デブリの切断および取出しに必要な硬さ情報の把握のため、LIBS を用いた硬さ情報の推定手法を検討した。LIBS により取得した元素マッピングを電子プローブマイクロアナライザー(EPMA)の結果と比較し妥当性を確認した。取得した元素情報に多変量解析を実施し材料の組成および硬さ情報の推定を行った。

キーワード：LIBS，燃料デブリ，硬さ情報

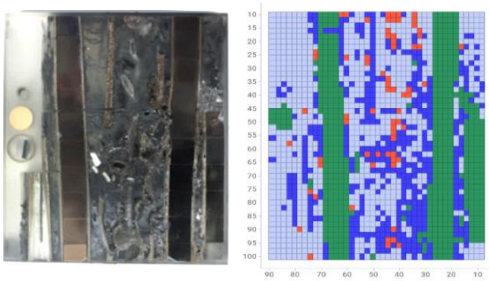
1. 緒言

沸騰水型原子炉（BWR）を用いた福島第一原子力発電所（1F）では制御材に炭化ホウ素が使用されているため、1F 事故時に生じた燃料デブリには硬さが大きく異なる金属、酸化物およびホウ化物が混在すると推測される[1]。本報では、レーザー誘起ブレークダウン分光法（LIBS）で取得した複数スペクトルを対象に多変量解析を適用することで、既知の組成と硬さの相関を用いた評価方法を検討した。

2. 評価方法

測定試料は、BWR 炉心の基本構成要素からなる模擬燃料集合体（制御ブレード：SUS、B_4C、被覆管：Zr、および模擬燃料ペレット：ZrO_2）からなる試験体[2]を用い、LIBS と比較評価に EPMA を用いるため表面凹凸を 10 μ m 以下に加工した。

ガス置換可能な測定チャンバーを用意し、試料形状を測定するレーザー変位計と X,Y,Z の 3 軸で稼働する試料ステージを設置した。LIBS のスペクトルデータから得られる元素情報と電動ステージの座標記録から得られる位置情報を統合し、TIBCO Spotfire® (TIBCO Software Inc.)を用いた多変量解析を実施した。



●：金属、金属溶融物（～4 GPa）
●：金属酸化物（≒10 ～12 GPa）
●：金属ホウ化物（15 GPa ～）

図 1 分析試料（左）と硬さマッピング（右）

3. 結論

LIBS で取得した複数スペクトルを基にした多変量解析により測定試料の元素マッピングを作成した。EPMA による元素マッピングと比較し、試料の元素情報を反映していることが確認できた。組成と硬さのバックデータ[1,3]を基に LIBS 元素マッピングを硬さ情報に変換し、図 1 に示す測定試料の硬さマッピングを作成した。今後、ビッカース硬さ試験を実施し、今回作成した硬さマッピングの妥当性を検討する予定である。

参考文献

[1] Takano, M. et. al., J. Nucl. Sci. Technol., 51(2014),
[2] Abe. Y, et al., ICAPP-17646 (2017),
[3] Y. Sun, et al., J. Nucl. Sci. Technol. 57, pp.917-925, (2020)

*Kodai Okazaki[1], Tomohiko Kawakami[1], Sakiko Nagayama[1], Yuta Abe[2], Etsuyo Makuuchi[3], Masahiko Ohtaka[2] and Yuji Ohishi[4]
[1]Kaken, [2]JAEA, [3]Art KAGAKU, [4]Osaka Univ.

高温ガス炉用被覆燃料の高燃焼度照射試験における解析

Analysis of High Burnup Irradiation Tests of Coated Fuel for High Temperature Gas-cooled Reactors

*河野　海都[1]，相原　純[2]，澤　和弘[1]

[1]北海道大学，[2]国立研究機関法人日本原子力研究開発機構

高温ガス炉用被覆燃料粒子の高燃焼度照射試験における破損確率の解析を行い，照射後試験で得られた破損確率との比較を行った．

キーワード：原子力，高温ガス炉，被覆燃料粒子，高燃焼度

1. 緒言

高温ガス炉の被覆燃料粒子は，二酸化ウランを燃料核とし，セラミックスで 4 重に被覆したものであり，核分裂生成物は被覆層で閉じ込める．高燃焼度下では，核分裂に伴う内圧上昇により被覆層に引張応力が生じ破損が生じる．この内圧破損挙動には第 2 層と第 4 層の PyC 層の照射収縮が影響することが分かっている．PyC の照射寸法変化は，異方性を表す BAF 値で表すことができる．本研究では，HTTR 初装荷燃料先行照射試験で得られたデータから推定した BAF 値に基づく PyC の照射寸法変化の値を，日本製燃料を用いて米国で行われた高燃焼照射試験（HRB-22 照射試験）に適用し，照射後試験で得られた破損確率との比較を行い，HTTR 初装荷燃料について求めた BAF 値が高燃焼度化燃料にも適用できるかどうか評価した．

2. 実験・評価モデル

本研究では，照射寸法変化モデルを用いて，高燃焼度用高温ガス炉被覆燃料粒子の照射試験である HRB-22 照射試験の条件に基づき破損確率計算を行った．評価モデルとして，JAEA で開発された内圧・被覆層応力計算コードである Code-B-2.5.1[1]および破損確率計算コードである FIGHT コード[2]を用いた．

3. 結果・考察

計算は HRB-22 照射試験の燃料コンパクト 6 について行った．実験での最終的な破損確率は 1.2×10^{-4} であった．計算を行った結果，最終的な健全粒子破損確率は 0 と実験結果と異なり，粒子の破損が起こる可能性は低い結果となった．そこで，もう一つの高燃焼度照射試験である 91F-1A 照射試験との詳細な比較を行った．その結果，HRB-22 照射試験では SiC 層に引張応力が加わっていなかった．91F-1A 照射試験との燃焼度や高速中性子照射量の違いを考慮してもその違いは大きいため，さらに検討した結果，内圧が大きく異なっていた．特に核分裂に伴って発生する遊離酸素による CO の分圧が小さく評価されていることが分かった．

4. 結言

作成した PyC 照射寸法変化モデルを用いて破損確率計算を行った結果，実験結果と異なる結果となった．ここで他の照射試験との比較をすることにより，CO 分圧の低さが明らかになった．今後は，HRB-22 照射試験が 91F-1A 照射試験に比べて短期間で燃焼させる加速試験となっていることを考慮して，モデルの妥当性を検討する計画である．

参考文献

[1] 相原純, 大橋弘史, 沢和弘, 橘幸男(2012)　SiC-TRISO 燃料粒子の応力計算のための Code-B-2, JAEA-Data/Code 2012-030

[2] 沢和弘, 角田淳弥, 渡部隆(1999) 高温ガス炉運転中の被覆燃料粒子挙動及び核分裂生成ガス挙動解析コード, JAERI-Data/Code 99-034

*Kaito Kawano[1], Jun Aihara[2] and Kazuhiro Sawa[1]

[1]Hokkaido Univ., [2]JAEA

MEGAPIE ターゲットにおける核破砕生成物挙動の解析評価
（1）PHITS コードによる鉛ビスマス標的中の核破砕生成物量評価

Analytical study of spallation products' behavior in the MEGAPIE target

(1) Evaluation of spallation product (SP) in lead-bismuth eutectic (LBE) target by PHITS code

*前川　藤夫[1]，中野　敬太[1]，佐々　敏信[1]，大林　寛生[1]，武井　早憲[1]，宮原　信哉[2]，有田　裕二[2]

[1]日本原子力研究開発機構，　[2]福井大学

スイス・ポールシェラー研究所で実施された鉛ビスマス共晶（LBE）合金の核破砕ターゲットに575-MeV 陽子ビームを入射した MEGAPIE 実験で、LBE 中に生成した核破砕生成物の量を PHITS コードで評価した。

キーワード:加速器駆動核変換システム（ADS），鉛ビスマス共晶合金（LBE），核破砕生成物（SP），MEGAPIE，PHITS，DCHAIN-SP

1. 緒言：加速器駆動核変換システム（ADS）では、陽子ビームを受けて中性子を生成する標的及び未臨界炉心の冷却材として液体鉛ビスマス共晶（LBE）合金を使用する。高エネルギー陽子と鉛・ビスマスとの核破砕反応により Po よりも軽い全ての元素を含む核破砕生成物が生じ、放射性核種も多く含まれるため、ADS の運転保守にあたり LBE 系内の核破砕生成物（SP）挙動を把握する必要がある。そこで我々は、挙動解析のために TRAIL コードを開発し、コードの検証のため 2006 年にスイス・ポールシェラー研究所で行われた LBE 標的に高エネルギー陽子ビームを入射した MEGAPIE 実験[1]の解析を行った。本報告では、LBE 中の SP 量評価について述べる。

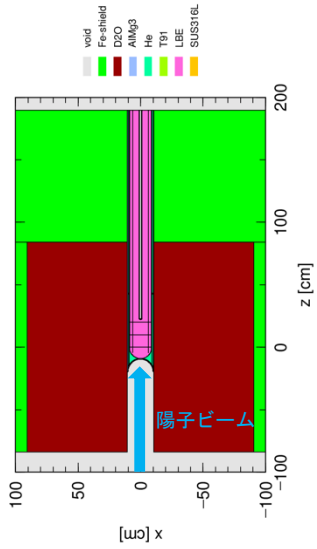


図 1 LBE 標的付近のモデル

2. SP 量評価：評価には、放射線挙動解析コード PHITS および誘導放射能計算コード DCHAIN-SP を使用した。図 1 のように LBE 標的と周辺構造物をモデル化し、標的に 575 MeV 陽子を入射、運転時のビーム強度履歴を詳細に模擬し、運転中の SP 生成速度、また運転中および停止後の SP 量を求めた。

3. 結果と考察：図 2 に運転開始 1 日及び 129 日後の LBE 中原子の質量分布を示す。上に凸の点は初期から存在した LBE と含有不純物である。おおよそ、質量数 150 以上は Pb・Bi とそれらから軽核が抜けた成分、30～150 は核分裂生成物、30 以下は軽核である。

次に、照射停止後 30 日の SP 量を MEGAPIE チームの MCNPX 及び FLUKA 計算値[2]と比較した。放射能強度の高い上位 30 核種（^{205}Bi, ^{210}Po, ^{195}Au 等、全放射能の 90%以上を占める）では、1 核種（^{205m}Pb）を除き PHITS 計算値に対する MCNPX 及び FLUKA の計算値の比は全て 0.3～1.4 の範囲に収まったことから、今回の計算は妥当であると判断できる。

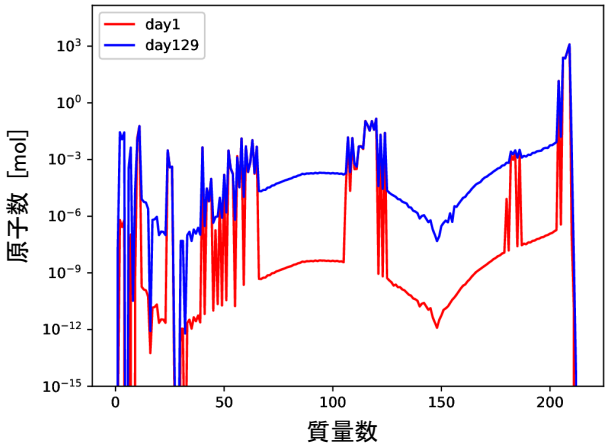


図 2 運転開始 1 日及び 129 日後の原子数分布

参考文献：[1] N. Thiolliere, et al., Nucl. Sci. Eng. **169**, p. 178-187 (2011).　[2] L. Zanini, et al, PSI Bericht Nr. 08-04 (2008).

* Fujio Maekawa[1], Keita Nakano[1], Toshinobu Sasa[1], Hironari Obayashi[1], Hayanori Takei[1], Shinya Miyahara[2], Yuji Arita[2]

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

MEGAPIE ターゲットにおける核破砕生成物挙動の解析評価
（2）TRAIL コードによる揮発性核破砕生成物のカバーガス移行量評価

Analytical study of spallation products' behavior in the MEGAPIE target

(2) Evaluation of volatile SP inventories released from LBE into the cover gas by TRAIL code

*宮原　信哉[1]，有田　裕二[1]，前川　藤夫[2]，中野　敬太[2]，佐々　敏信[2]，大林　寛生[2]，武井　早憲[2]

[1]福井大学，[2]日本原子力研究開発機構

MEGAPIE 実験のカバーガスで測定された希ガス(Ar,Kr,Xe)と水銀(Hg)及び金(Au)の放射性核種の量を、新たに開発した TRAIL コードで解析評価した。

キーワード:加速器駆動核変換システム(ADS), 鉛ビスマス共晶合金(LBE), 核破砕生成物(SP), MEGAPIE, TRAIL

1. 緒言:スイス・ポールシェラー研究所の MEGAPIE 実験では、ターゲットの LBE 中で生成した SP のうち、Ar,Kr,Xe と Hg 及び Au の放射性核種がカバーガスで測定された[1]。これら核種の移行挙動を新たに開発した TRAIL コードで解析し、測定結果と比較してモデルの妥当性を評価するとともに、移行現象について LBE 中溶解度と蒸気圧の観点から考察した。

2. TRAIL コードの概要：冷却系内の LBE の流動と温度変化に伴う SP の輸送、構造材への沈着、カバーガスへの蒸発を扱うため、質量とエネルギーの保存式を解くフローネットワークモデルを基本とする。また、対象とする SP 関連核種の壊変連鎖も同時に考慮する。冷却材-カバーガス間の移行は、各タイムステップでカバーガス内とそれに接する冷却材メッシュ中の SP 濃度がその蒸気圧に基づく気液平衡分配係数に従って各タイムステップで瞬時に平衡に達するように計算する。

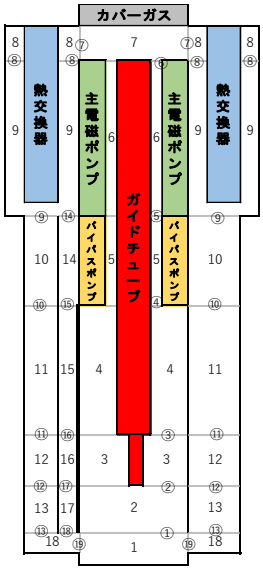


図 1　MEGAPIE ターゲットのモデル化図

3. MEGAPIE 実験の解析：　MEGAPIE ターゲットを図 1 に示すようにモデル化し、第 1 報の結果から求めた SP 生成速度を入力で与えた。また、LBE の温度と流量は文献[2]を基に与えた。

表 1　測定結果と解析結果の比較（単位：Bq）

	Exp.	Cal.(TRAIL)	MCNPX	Cal./Exp.
^{41}Ar	3.2E+02	1.8E+03	1.4E+04	5.7
^{79}Kr	4.5E+04	1.2E+07	2.4E+06	269
^{85m}Kr	1.5E+05	2.2E+07	1.5E+07	148
^{88}Kr	2.7E+04	2.6E+06	2.0E+06	95
^{122}Xe	1.4E+04	1.1E+06	1.2E+06	82
^{125}Xe	9.5E+04	5.7E+06	5.1E+06	60
^{127}Xe	5.0E+03	3.7E+05	2.7E+05	75
^{129m}Xe	7.6E+03	2.2E+05	9.2E+04	29
^{135}Xe	5.7E+02	1.6E+05	1.4E+05	273
^{192}Au	3.4E+04	3.4E+04	1.3E+11	1.0
^{193}Au	1.2E+04	2.5E+04	1.2E+11	2.0
^{195}Au	1.2E+02	2.6E+02	7.6E+08	2.2
^{192}Hg	1.8E+04	7.1E+03	5.3E+10	0.4
^{193m}Hg	1.2E+04	2.0E+03	1.7E+10	0.2
^{195m}Hg	2.9E+03	9.8E+02	6.5E+09	0.3
^{197}Hg	2.1E+04	4.9E+03	8.7E+10	0.2
^{197m}Hg	3.6E+03	1.1E+03	8.9E+09	0.3
^{203}Hg	5.0E+01	3.9E+01	3.3E+08	0.8

4. 結果と考察：測定結果と TRAIL コード及び欧州の MCNPX コードによる解析結果[1]（いずれも希ガス：1/3330、Hg,Au：1/25 の sampling factor を適用）の比較を表 1 に示す。Ar,Kr,Xe は、TRAIL、MCNPX 共に測定結果よりも数倍から数百倍過大評価となったが、これは希ガスの LBE 中溶解度を考慮せず全量放出とした為と推測した。一方、Hg（Au はカバーガスでの Hg の崩壊による）は、MCNPX が希ガスと同様に全量放出としたのに対し、TRAIL は蒸気圧に基づく気液平衡分配係数を適用することにより、C/E で 0.2～2.2 の範囲で測定結果を再現できた。

5. 結論：LBE 中の水銀の蒸発によるカバーガスへの移行量は、蒸気圧に基づく気液平衡分配係数を適用したモデルで測定結果を再現できた。希ガスについては、LBE への溶解を考慮する必要があることが示唆された。

参考文献：[1] Nicolas Thiolliere, et al., Nucl. Sci. Eng., **169**, 178-187 (2011).

[2] C. Fazio et al., Nucl. Eng. Design 238 (2008) 1471–1495.

---

*Shinya Miyahara[1], Yuji Arita[1], Fujio Maekawa[2], Keita Nakano[2], Toshinobu Sasa[2], Hironari Obayashi[2] and Hayanori Takei[2]

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

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

[1J13-15] Eutectic Melting

Chair:Shinya Miyahara(Univ. of Fukui)

Wed. Sep 7, 2022 4:05 PM - 4:55 PM Room J (E1 Bildg.4F No.42)

[1J13] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

*Toshihide Takai[1], Hidemasa Yamano[1], Yuki Emura[1], Hideo Higashi[2], Hiroyuki Fukuyama[2], Koji Morita[3], Kinya Nakamura[4], Hirohumi Fukai[5], Masahiro Furuya[5], Marco Pellegrini[6] (1. JAEA, 2. Tohoku Univ., 3. Kyushu Univ., 4. CRIEPI, 5. Waseda Univ., 6. UTokyo)

4:05 PM - 4:20 PM

[1J14] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

*Hideo Higashi[1], Makoto Ohtsuka[1], Masayoshi Adachi[1], Hiroyuki Fukuyama[1], Hidemasa Yamano[2] (1. Tohoku Univ., 2. JAEA)

4:20 PM - 4:35 PM

[1J15] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

*Hiroyuki Fukuyama[1], Hideo Higashi[1], Makoto Ohtsuka[1], Masayoshi Adachi[1], Hidemasa Yamano[2] (1. Tohoku Univ., 2. JAEA)

4:35 PM - 4:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時の制御棒材の共晶溶融挙動に関する研究 (29) プロジェクト全体概要及び令和３年度までの進捗

Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors
(29) Project Overview and Progress until 2021

*高井俊秀[1]，山野秀将[1]，江村優軌[1]，東英生[2]，福山博之[2]，守田幸路[3]，中村勤也[4]，
深井尋史[5]，古谷正裕[5]，Zhenhan Hong[6], Marco Pellegrini[6]
[1]原子力機構，[2]東北大学，[3]九州大学，[4]電中研，[5]早稲田大学，[6]東京大学

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故評価において制御棒材の炭化ホウ素とステンレス鋼の共晶溶融反応及び移動挙動を模擬できるようにするため、共晶溶融物の熱物性評価、共晶溶融反応・再配置実験、共晶反応メカニズム検討、及び共晶溶融反応に関する物理モデル開発及び実機適用解析を実施する研究プロジェクトを進めている。ここでは、プロジェクト全体概要及び令和３年度までの進捗概要について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉, 炉心損傷事故, 炭化ホウ素, ステンレス鋼, 共晶

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故(CDA)シナリオにおいて、制御棒材（中性子吸収材）である炭化ホウ素(B_4C)とステンレス鋼(SS)の共晶溶融反応及び移動挙動が将来の研究課題として摘出された[1]。B_4C-SS 溶融物の炉心内の再配置は反応度低減に大きな影響を及ぼす[2]。そこで、これまでの CDA 評価では考慮されていなかった B_4C-SS 共晶溶融反応及び移動挙動を実機解析の中で模擬することを目的として、研究プロジェクトを平成 28 年度から進めている[3]。本報では、プロジェクト全体概要を述べるとともに、令和３年度までの進捗概要について報告する。

2. プロジェクト全体概要

平成 28 年度から令和元年度までを第 1 フェーズとして、B_4C-SS 共晶溶融反応を模擬する基本的な物理モデル構築を目的に、熱物性データ取得、共晶溶融反応可視化実験、物理モデル構築を行い、実機評価に適用可能な解析コードのプロトタイプを完成させた。次に、令和 2 年度から令和 6 年度までを第 2 フェーズとして、実機評価の解析精度向上のための物理モデル高度化を目的に、共晶溶融物の熱物性評価、共晶溶融反応・再配置実験、共晶反応メカニズム検討、及び共晶溶融反応に関する物理モデル開発及び実機適用解析を進めており、実機評価に適用可能な解析コードの完成を目標としてプロジェクトを進めている。

3. 令和３年度までの進捗概要

実機条件に近い溶融 SS プール中に B_4C ペレットを浸漬させた共晶溶融反応実験を行い、1800℃までの反応速度データを取得した。また、B_4C と共晶溶融物との反応速度データを取得し、B_4C-SS 共晶溶融反応に比べて有意に反応速度が低いことを確認した。共晶反応メカニズム検討として、9～11mass% B_4C 含有 SS316L（共晶溶融物）の溶融挙動解析及び急冷法による凝固過程解明を行った。物理モデル高度化として、B_4C 含有率をパラメータとした共晶反応モデルを開発して、SIMMER コードへの組み込みを試行するとともに、予備的な実機適用解析を実施し、共晶溶融物が燃料プール表面に浮上する移動挙動を捉えることができた。

4. 結言

本研究プロジェクトを概説するとともに、令和３年度までの進捗概要を報告した。今後、物理モデルの高度化を図るとともに、検証データを拡充していき、実機適用性への解析能力向上を図る。

*本報告は、経済産業省からの受託事業である「令和３年度　高速炉に係る共通基盤のための技術開発」の一環として実施した成果である。

参考文献

[1] T. Suzuki, et al., JNST, 51,493-513 (2014), [2] 山野ら，動エネシンポ 2016, [3] 山野ら，原学会 2021 秋.

*Hidemasa Yamano[1], Toshihide Takai[1], Yuki Emura[1], Hideo Higashi[2], Hiroyuki Fukuyama[2], Koji Morita[3], Kinya Nakamura[4], Hirofumi Fukai[5], Masahiro Furuya[5], Zhenhan Hong[6], Marco Pellegrini[6]
[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] Tohoku Univ., [3] Kyushu Univ., [4] CRIEPI, [5] Waseda Univ., [6] Tokyo Univ.

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時の制御棒材の共晶溶融挙動に関する研究 (30) 黒体放射型超高温熱分析法による 9－11mass%B_4C 含有 SUS316L の溶融挙動

Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(30) Melting behavior analysis of SUS316L containing 9-11mass%B_4C using ultrahigh-temperature thermal analysis based on blackbody radiation

*東 英生[1]，大塚 誠[1]，安達 正芳[1]，福山 博之[1]，山野 秀将[2]

[1]東北大学多元物質科学研究所，[2]日本原子力研究開発機構

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故における制御棒材（炭化ホウ素：B_4C）と原子炉構造材（ステンレス鋼:SS）の共晶反応メカニズム検討のため、黒体放射型超高温熱分析法を用いて 9－11mass%B_4C 含有 SUS316L の溶融挙動の解析を行った結果について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，炭化ホウ素，ステンレス鋼，溶融挙動，熱分析法

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時には、制御棒材（B_4C）と原子炉構造材（ステンレス鋼：SUS316L（SS））との共晶反応による複雑な炉心損傷の様相を呈する。この共晶反応メカニズムを分析するためには B_4C-SS 系の溶融挙動や凝固過程の解明が必要であるが、高濃度 B_4C を含有する SS は液相線温度が高く、既存の測定装置での熱分析は困難である。当研究室では、高融点材料の熱分析に向けた黒体放射型超高温熱分析法[1]を開発している。本研究では、高濃度 B_4C-SS 材料への同熱分析法の適用性を検討するため、9－11mass%B_4C 含有 SS の溶融挙動の熱分析を行った結果について報告する。

2. 実験方法

試料には、誘導溶解吸引法で作製した 9mass%B_4C-SS およびアーク溶解法で作製した 11mass%B_4C-SS を用いた。試料をセットした黒体孔付 BN 製坩堝を黒鉛製サセプターに入れ、黒体放射型超高温熱分析装置内にセットした後、真空引きし、Ar ガスで置換した。加熱コイルに高周波電流を流すことで加熱を行い、サセプター下部に設置した放射温度計で温度を制御し、5 K/min で昇温・降温を行った。サセプター上部に設置した放射温度計で黒体孔からの放射輝度により試料温度を測定した。なお、上部放射温度計は予め Ni-C、Ru-C の共晶温度で校正した。溶融時の変態温度は加熱曲線上に現れる変曲点から評価した。

3. 結果

9mass%B_4C-SS および 11mass%B_4C-SS の熱分析曲線には複数の変曲点が検出され、両試料とも温度上昇とともに、最初の変曲点は、約 1276 K、その後、約 1512 K に第 2 の変曲点が現れ、最終的に、前者は 1756 K、後者は 1868 K で完全に溶融したものと考えられる。同試料について実施した示差走査熱量測定の結果と概ね良い一致を示したため、黒体放射型超高温熱分析法を B_4C-SS 系材料へ適用することの妥当性を確認することができた。今後、さらに高融点となる高濃度 B_4C-SS 系材料の熱分析に適用していく予定である。

*本報告は、経済産業省からの受託事業である「令和 3 年度高速炉に係る共通基盤のための技術開発」の一環として実施した成果である。

参考文献：

[1] H. Fukuyama, *et al*., *Scientific Reports*, (2019) 9:15049.

---

*Hideo Higashi[1], Makoto Ohtsuka[1], Masayoshi Adachi[1], Hiroyuki Fukuyama[1] and Hidemasa Yamano[2]

[1]Institute of Multidisciplinary Research for Advanced Materials, Tohoku University, [2]Japan Atomic Energy Agency.

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時の制御棒材の共晶溶融挙動に関する研究 (31) 電磁浮遊法によるその場観察と急冷法を組み合わせた 9－11mass%B_4C 含有 SUS316L の凝固過程の解明

Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(31) Study of solidification pathway of SUS316L containing 9-11mass%B_4C by in-situ observation and quench method with electromagnetic levitation

*福山 博之[1]，東 英生[1]，大塚 誠[1]，安達 正芳[1]，山野 秀将[2]

[1]東北大学多元物質科学研究所，[2]日本原子力研究開発機構

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故における制御棒材（炭化ホウ素：B_4C）と原子炉構造材（ステンレス鋼：SS）の共晶反応メカニズム検討のため、電磁浮遊法によるその場観察と急冷法による組織観察を組み合わせ 9－11mass%B_4C 含有 SUS316L の凝固過程を調査した結果について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，炭化ホウ素，ステンレス鋼，凝固過程，その場観察

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時には、制御棒材（B_4C）と原子炉構造材（ステンレス鋼：SUS316L (SS)）との共晶反応による複雑な炉心損傷の様相を呈する。この共晶反応挙動を模擬するためには、溶融した B_4C-SS 系融体の熱物性値が必要であるため、筆者らは、昨年度まで、電磁浮遊法と静磁場を組み合わせて超高温熱物性計測システムを用いて，B_4C-SS 系融体の高温液体物性データを取得してきた[1, 2]。本年度は、SS-B_4C 系の共晶反応メカニズムを詳細に分析するため、電磁浮遊法によるその場観察と急冷法を用いて 9－11 mass%B_4C 含有 SS 溶融物の凝固挙動の解明を行った結果について報告する。

2. 実験

電磁浮遊装置内に 9 mass%B_4C-SS および 11 mass%B_4C-SS の試料を設置し、チャンバー内を Ar-5%H_2 ガスで置換した後、試料を浮遊させ、完全に溶融させた。溶融後、徐々に温度を下げ、液相線温度以下の温度で 10 分保持後に急冷凝固させた試料および共晶温度以下で約 10 分保持後に急冷凝固させた試料を作製した。また、凝固する際の浮遊試料の様子を高速度カメラでその場観察した。凝固した試料の表面および断面について SEM-EDX で組織観察および元素分析を行った。また、X 線回折装置で相の同定を行った。

3. 結果

液相線温度以下で保持した 9 mass%B_4C-SS 試料の上部表面には、Fe_2B 構造を有する$(Fe,Cr)_2(B,C)$相が初晶として多量に観察された。また、同試料の断面からは、冷却中に晶出したγ-Fe 構造を有するγ-(Fe,Ni)相および CrB 構造を有する(Cr,Fe)(B,C)相が観察された。共晶温度以下で保持した試料の断面には、$(Fe,Cr)_2(B,C)$相およびγ-(Fe,Ni)相に加え Cr_7C_3 構造を有する$(Cr,Fe)_7C_3$ 相および黒鉛相も同定された。11 mass%B_4C-SS の試料の凝固組織については講演で報告する。

*本報告は、経済産業省からの受託事業である「令和３年度高速炉に係る共通基盤のための技術開発」の一環として実施した成果である。

参考文献

[1] H. Fukuyama et al, *J. Nucl. Mat.* **554** (2021) 153100, [2] H. Fukuyama et al, *J. Nucl. Mat.*, doi:10.1016/j.jnucmat.2022.153865.

* Hiroyuki Fukuyama[1], Hideo Higashi[1], Makoto Ohtsuka[1], Masayoshi Adachi[1] and Hidemasa Yamano[2]

[1]Institute of Multidisciplinary Research for Advanced Materials, Tohoku University, [2]Japan Atomic Energy Agency.

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

[1M01-06] Beam Application and Neutron Facility Development

Chair:Kaoru Sakasai(JAEA)

Wed. Sep 7, 2022 10:15 AM - 11:55 AM Room M (E2 Bildg.1F No.101)

[1M01] Small-angle X-ray and neutron scattering on cement paste

*Kaoru Hara[1], Yuya Yoda[2], Masato Ohnuma[1] (1. Hokkaido Univ., 2. Shimizu)

10:15 AM - 10:30 AM

[1M02] Monte Carlo simulations of in-phantom RBE dose for optimum design of an electron LINAC driven beam shaping assembly for BNCT

*Prateepkaew JAKKRIT[1], Hiraga Fujio[1] (1. Hokkaido Univ)

10:30 AM - 10:45 AM

[1M03] Application of adjoint equations to design optimization of beam shaping assembly in medical neutron source with the steepest descent method

*Keita Yamakata[1], Go Chiba[1] (1. Hokkaido Univ.)

10:45 AM - 11:00 AM

[1M04] Energy property of the neutron beam and neutron transportation effect of the supermirror guide tubes at the compact neutron facility AISTANS

*koichi kino[1,2], Michihiro Michihiro[1,2], Takeshi Fujiwara[1,2], Brian O'Rourke[1,2], Takemi Muroga[2], Yo Tomota[1,2], Nagayasu Oshima[1,2] (1. AIST, 2. ISMA)

11:00 AM - 11:15 AM

[1M05] A study of neutron beam lines for new research reactor in Fukui

*Masahiro Hino[1], Riichiro Nakamura[1], Masaaki Sugiyama[1], Nobuhiro Sato[1], Yuji Kawabata, Ken Nakajima (1. Kyoto Univ.)

11:15 AM - 11:30 AM

[1M06] Study on cold neutron source for new research reactor in Fukui

*Riichiro Nakamura[1], Masahiro Hino[1], Yutaka Abe[2], Masaji Arai[3] (1. Institution for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto Univ., 2. Department of Nuclear Engineering, Kyoto Univ., 3. Nuclear Science Research Institute, JAEA)

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

セメントペーストの X 線・中性子小角散乱

Small-angle X-ray and Neutron Scattering on Cement Paste

*原 かおる[1]，依田 侑也[2]，大沼 正人[1]
[1]北海道大学，[2]清水建設

北大・ラボ X 線小角散乱（SAXS）装置を用い、セメントペースト試料の SAXS 測定を実施した。SAXS 測定結果を基に、サイズ約 1 nm 前後のナノ構造と圧縮強度との関係に注目している。当該ナノ構造の組成に関する情報を得るため、X 線と中性子を相補利用することと、コントラスト変調法の中性子小角散乱（SANS）測定を計画し、重水セメントペースト試料に対して SANS 予備試験を行った。

キーワード：ナノ構造，セメントペースト，SAXS，SANS，圧縮強度

1. 緒言

セメントペーストに対する初期養生温度は、長期にわたって圧縮強度の強度発現に影響を与える。本研究では、初期養生温度の違いがセメントのナノ構造に及ぼす影響に着目した。セメントの微細構造は、主要な水和物 C–S–H（ケイ酸カルシウム水和物）が圧縮強度に関わる基本構成粒子と考えられ、SAXS や SANS を利用した研究[1, 2]が行われてきたが、物性との関係は未解明な部分が残されている。

2. 初期養生温度の異なるセメントペースト試料の in-situ SAXS 測定[3, 4]

水セメント比（w/c）が 0.4 のセメントペースト試料 3 つを用いて、それぞれ初期材齢から 3 日まで連続測定し、材齢 7, 14, 28, 91 日にて測定を実施した。養生温度は、初期材齢 6–48 時間では各試料に対して 5, 20, 50℃であり、その前後は 20℃であった。また、同様の養生条件の硬化セメントペーストを用いて圧縮強度試験を 1, 3, 7, 14, 28, 91, 365 日の材齢で行った。SAXS プロファイルの肩（q ～ 3 nm^{-1}）、つまりサイズ約 1 nm 前後のナノ構造に注目し、解析を行った結果、試料の材齢とともにナノ構造粒子の体積（総和）が増加し、増加の時間発展は圧縮強度の強度発現と相関がある事が分かった。

3. w/c の異なる硬化セメントペースト試料の SAXS 測定

養生温度は 20℃で、w/c が 5 種類（w/c = 0.2, 0.3, 0.4, 0.5, 0.6）の硬化セメントペースト試料を用いて、材齢 30 日にて SAXS 測定を行った。取得した SAXS プロファイルを図 1 に示す。なお、一般に w/c が小さいほど圧縮強度は大きくなる事を念頭に、ナノ構造解析を行っている。

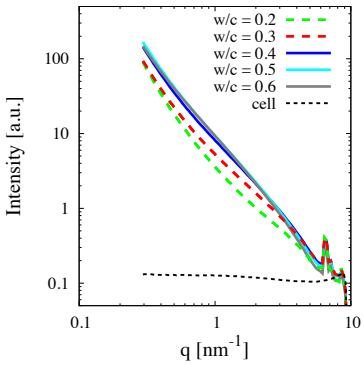


図 1：SAXS プロファイル

4. SANS 測定準備

本研究で注目している約 1 nm オーダーのナノ構造は、過去の SAXS・SANS 研究であまり測定されていなかったサイズ領域である。当該ナノ構造のより詳しい情報を得るため、X 線とは散乱長密度差Δρが違う中性子の利用を計画し、予備試験を行った。北大・電子線型加速器施設において、材齢 3 日の重水セメントペースト試料を用いて SANS 測定を行った。SANS プロファイルを図 2 に赤色の実線で示す。赤色実線に肩が確認されなかったが、重水セメントペーストのナノ構造形成は、軽水の場合に比べて遅い[5]のに加え、Δρを考慮に入れると妥当な試験結果が得られている。今後、中・長期材齢の試料の SANS 測定を実施し、実験条件の検討を進める。

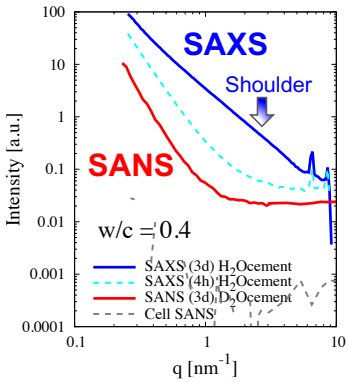


図 2：SANS と SAXS プロファイルの比較（SANS 赤色：材齢 3 日, SAXS 青色と水色：材齢 3 日と 4 時間）

参考文献

[1] I. Maruyama, N. Sakamoto, K. Matsui, G. Igarashi, Cem. Concr. Res. **91** (2017) 24.
[2] A.J. Allen, J.J. Thomas and H.M. Jennings, Nat. Mater. **6** (2007) 311.
[3] 原かおる，森永祐加，依田侑也，他，原子力学会 2020 年秋の大会, **3L11**.
[4] K.Y. Hara, *et al.*, 2021 Symposium on Nuclear Data, **P05**, Proceedings.
[5] K.Y. Hara, *et al.*, 2021 IEEE NSS/MIC, **N-28-064**, Conf. Record.

*Kaoru Y. Hara[1], Yuya Yoda[2] and Masato Ohnuma[1]
[1]Hokkaido Univ., [2]Shumizu Corp.

謝辞：本研究は清水建設と北海道大学との産学共同研究「ロジックス構造材」開発プロジェクトの成果です。

電子 LINAC 駆動の BNCT 用のビーム成形装置の最適設計のためのファントム内の RBE 線量のモンテカルロシミュレーション

Monte Carlo simulations of in-phantom RBE dose for optimum design of an electron LINAC driven beam shaping assembly for BNCT

*Prateepkaew JAKKRIT[1]，平賀 富士夫[2]

[1] 北海道大学大学院工学院，[2] 北海道大学大学院工学研究院

電子 LINAC の 40kW のビームで駆動されるビーム成形装置(BSA)のコンポーネントの寸法をパラメータとして、中性子ビームを照射されたファントム内の RBE 線量を計算した。

キーワード：ホウ素中性子捕捉療法 (BNCT)、加速器中性子源、ビーム成形装置の最適化、RBE 線量評価

1. 緒言

30kW の陽子サイクロトロンと Be ターゲットを用いる BNCT のためのビーム成形装置が実用化されている。一方、電子 LINAC とタングステンのターゲットを用いる BSA はターゲットの耐用期間が長いことなどが期待される。しかし、W ターゲットは Be ターゲットに比べて入射粒子のビームパワー当たりの中性子生成率が低く、そのため、限られた照射時間の間に治療効果のある線量を処方するには BSA の減速材やフィルターなどの適切な設計が不可欠である。そこで、BSA の中性子ビームを照射されるファントム内の RBE 線量のモンテカルロシミュレーションに基づいて電子 LINAC の BSA のフィルターと減速材の最適設計を行った。

2. 計算手法

BSA のモデルは中性子ビームの線質を調整するための主要なコンポーネントとして、Al フィルターと MgF_2 減速材を有する。治療場所の中性子ビームの 1×10^{9} $cm^{-2}s^{-1}$ 以上の熱外中性子束、1×10^{-12} $Gy\cdot cm^{2}$ 以下の高速中性子混入率、$3\times10^{-13}Gy\cdot cm^{2}$ 以下の γ 線混入率を満たすような、Al フィルターと MgF_2 減速材の厚さと面積の組み合わせを調べた。さらに、治療場所に円筒型ファントムを設置し、正常組織と腫瘍組織の 18ppm と 65ppm の ^{10}B の濃度を仮定し、RBE 線量率を計算した。正常組織の RBE 線量が 10Gy-eq を超えないように中性子ビームの照射時間を決めた。腫瘍組織の RBE 線量分布から、治療効果が見込まれる最大深さ AD、確実な腫瘍の死滅が期待される最大深さ AD30 を計算した。

3. 計算結果

Al フィルターと MgF_2 減速材の面積を 52×52cm を固定した場合、Al と MgF_2 の厚さがそれぞれ 36cm と 24cm のとき、照射時間が 1387.2s になり、AD30 および AD のそれぞれ 5.56cm と 8.56 cm の極大値が得られた。

4. 結論

40kW の電子 LINAC 駆動の BSA のコンポーネントとして 36×52×52cm の Al フィルターと 24×52×52cm の MgF_2 減速材を用いる場合、ホウ素薬剤としてボロンフェニルアラニンを用いて、許容できる照射時間の間に、大脳の中心付近に位置する腫瘍に治療効果のある線量を処方できる見込みを得た。

謝辞： 本研究は JSPS 科研費 JP20K05378 の助成を受けたものです。

---

*Jakkrit Prateepkaew[1], Fujio Hiraga[2]

[1]Graduate School of Engineering, Hokkaido Univ., [2] School of Engineering, Hokkaido Univ.

医療用中性子照射装置における Beam Shaping Assembly の最急降下法による設計最適化計算への随伴関数の適用

Application of adjoint equations to design optimization of beam shaping assembly in medical neutron source with the steepest descent method

*山方 啓太[1]，千葉 豪[1]
[1]北海道大学

BNCT に用いる加速器中性子源における中性子ビーム整形装置(BSA)の設計(物質配置)最適化の計算負荷を軽減することを目的として、随伴関数を適用した最急降下法により BSA の設計最適化を高効率に行った。

キーワード：BNCT，BSA，最急降下法，随伴関数

1. 背景　ホウ素中性子捕捉療法(BNCT)により効果的な治療を行うためには照射する中性子ビームの熱外エネルギーの中性子束レベルを高めることが望ましい。小型加速器を用いた中性子源では核反応により得られる高速中性子を中性子ビーム整形装置(BSA)により熱外エネルギーまで減速する必要がある。医療用中性子源の設計の最適化においては、相当数の放射線輸送計算を行う必要がある。このような検討をモンテカルロコードにより行った例が複数存在するが、モンテカルロ計算の負荷が律速となり、最適解の十分な探索が行えていない可能性がある。そのような背景から、近年、比較的短時間で数値解を得ることが出来る決定論的手法に基づく計算コードの活用が試みられている[1]がこの場合も計算負荷軽減が必要不可欠である。本研究は、原子炉物理分野で用いられる随伴関数を、最急降下法による中性子減速材配置の最適化計算に適用することで更なる計算の効率化を図るものである。

2. 理論　BSA の設計最適化を行うために、用意した体系に対し評価関数を定義する。体系の一部分を他の媒質に置換する操作を行うことで評価関数がより高い体系を作成し、この操作を複数回繰り返すことで最急降下法による最適化を行う。用いる媒質の種類数をn、物質置換位置数をMとすると 1 回の操作には$M(n-1)$通りの候補がある。評価関数の決定に用いる中性子束分布は、外部中性子源をS、中性子束をϕ、演算子をAとして記述される中性子輸送方程式$A\phi = S$の解を反復計算により求めるため時間を要する。このため変動後の輸送方程式$(A+\Delta A)(\phi+\Delta\phi) = S$の解を全ての候補について網羅的に求めるのは現実的ではない。一方、随伴関数を用いると変動を加える前の情報と加える変動情報のみから評価関数を推定することができるため$M(n-1)$通りの候補全てについて評価関数の比較を高速に行うことが可能となる。

3. 検討例　中性子拡散方程式を用いた簡易的な検討例として、左端に外部中性子源を配置した黒鉛のみからなる 100cm の 1 次元平板体系に対して 10 種類の媒質の置換を繰り返し行うことで体系右端における熱・高速スペクトルを抑えつつ熱外スペクトルを最大させるという最適化条件で検討を行なった。この検討における最適化前後での体系右端における中性子スペクトルを図 1 に示す。最適化後の体系では目的領域である熱外スペクトルが最大化された BNCT への利用に好ましい中性子スペクトルが得られた。

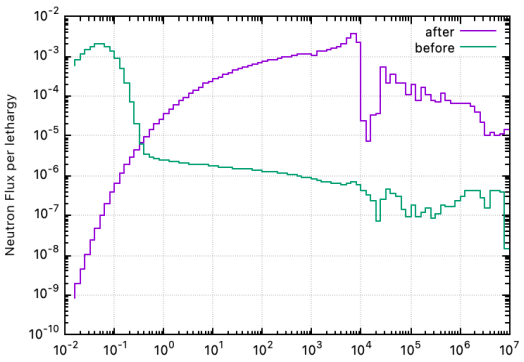


図 1：最適化前後の中性子スペクトル

参考文献

[1] Handa, H., Chiba, G., Ishikawa, M., The 19th International Congress on Neutron Capture Therapy (2021).

*Keita Yamakata[1], Go Chiba[1]
[1]Hokkaido Univ.

小型中性子施設 AISTANS の中性子エネルギー特性と スーパーミラーガイド管による中性子輸送効果

Energy property of the neutron beam and neutron transportation effect of the supermirror guide tubes at the compact neutron facility AISTANS

*木野 幸一[1,2], 古坂 道弘[1,2], 藤原 健[1,2], O'Rourke Brian[1,2], 室賀 岳海[2], 友田 陽[1,2], 大島 永康[1,2]
[1]産総研, [2]新構造材料技術研究組合

中性子解析施設（AISTANS）では、非結合型固体メタン減速材により、熱-冷中性子ビームが供給される。この中性子ビームのエネルギー特性と、ビームラインに設置されているスーパーミラーガイド管による中性子輸送効率に関して、測定した結果を報告する。

キーワード：小型加速器駆動中性子源，パルス中性子ビーム，非結合型固体メタン減速材，スーパーミラーガイド管，電子線形加速器

1. 緒言

中性子解析施設 AISNANS は、自動車などの輸送機器の軽量化を目指した、パルス中性子ビームによる構造材、接合・接着試料の非破壊分析が可能な施設である[1~3]。特にブラッグエッジイメージングに最適化するため、非結合型固体メタン減速材やスーパーミラーガイド管を用いている。

2. 非結合型固体メタン減速材からの中性子エネルギーの特性

減速材から中性子飛行距離 8 m（標準検出器位置）に He-3 比例計数管を設置し、中性子フラックススペクトルを測定した。熱平衡ピークと減速過程を表現する関数[4]でスペクトルフィットを行い、実効温度 32.6 K を得た。実効温度と減速材温度の相関[5]を用いた結果、26.2 K の減速材温度が得られた。これは、減速材冷却システムの温度（約 20 K）と整合した。

3. スーパーミラーガイド管による中性子輸送効果

全長 4.7 m、$3Q_c$ のスーパーミラーガイド管を中性子ビームライン上に挿入した際の中性子フラックスを測定した。ガイド管による中性子フラックスの増加率を中性子波長の関数として得た。約 0.2 nm から増加し、0.6 nm では 6 倍の増加率が得られた。この結果は、シミュレーション計算の値とよく一致した。

4. まとめ

中性子エネルギー特性と中性子輸送効果は、AISTANS に実装されている非結合型固体メタン減速材とスーパーミラーガイド管の基本性能とよく整合していることが明らかになった。

謝辞

この成果は、国立研究開発法人新エネルギー・産業技術総合開発機構(NEDO)の委託事業革新的新構造材料等研究開発の結果により得られたものです。

参考文献

[1] K.Kino *et al*., Nucl. Instrum. Methods Phys. Res., Sect. A 927 (2019) 407–418.

[2] プレスリリース, 2020 年 1 月 22 日, https://www.nedo.go.jp/news/press/AA5_101275.html

[3] B.E. O'Rourke *et al*., Nucl. Instrum. Methods Phys. Res., Sect. B 464 (2020) 41–44.

[4] J.M. Carpenter, W.B. Yelon, Meth. Experim. Phys. 99 (1986) 99–196.

[5] K. Inoue, Y. Kiyanagi, H. Iwasa, Nucl. Instrum. Meth. 192 (1982) 129–136.

---

*Koichi Kino[1,2], Michihiro Furusaka[1,2], Takeshi Fijiwara[1,2], O'Rourke Brian[1,2], Takemi Muroga[2], Yo Tomota[1,2], Nagayasu Oshima[1,2]
[1]AIST, [2]ISMA

もんじゅサイト新試験研究炉に向けた中性子ビームライン検討

A study of neutron beam lines for new research reactor in Fukui

*日野 正裕[1], 中村 吏一朗[1], 杉山 正明[1], 佐藤 信浩[1], 川端 祐司[1], 中島 健[1]
[1]京都大学 複合原子力科学研究所

福井県敦賀市のもんじゅサイトにおいて、中性子ビーム利用を主目的とした新たな試験研究炉の設置計画が進められている。新試験研究炉を念頭に、最先端研究実施のために重要な中性子ビームラインの考え方を報告する。

キーワード：試験研究炉, 中性子線、中性子光学

2020 年 9 月に文部科学省の原子力科学技術委員会原子力研究開発・基盤・人材作業部会において、「もんじゅ」サイトを活用した新たな試験研究炉は、中性子ビーム利用を主目的とした中出力炉（熱出力 10MW 未満程度）が最も適切であるとの見解が取りまとめられた。その後、文部科学省委託事業「もんじゅサイトに設置する新たな試験研究炉の概念設計お呼び運営のあり方検討」の公募があり、2020 年 11 月より、原子力機構、京都大学、福井大学の三者が中核的機関となり、中性子ビーム利用を主目的とした中出力炉の概念設計及び運営の在り方検討を進めている。ここで京都大学は「幅広い利用運営」を主担当とし、他の中核的機関と相互に密接に関与しつつ、全体として整合ある効率的な事業推進を目指している[1]。

中性子ビームの利用は近年益々増加しており、原子力分野のみならず材料・ライフサイエンス等の幅広い分野で学術界のみならず産業界からも期待されている。中性子ビーム利用は、J-PARC 等の加速器中性子源による利用も活況であり、10MW 規模の試験研究炉新設計画は国際的にもインパクトの大きなプロジェクトである。中性子ビーム実験装置の種類は多岐にわたるが、新試験研究炉においても、汎用性や利用頻度を考慮し施設の稼働開始直後から存在意義をアピールしうる研究成果を生み出すことはもちろん、そこに至るまでの装置の高度化や先端的な学術研究に資する装置開発を継続的に進め、世界に伍する研究を発展出来ることが重要である。そのためには、関連するコミュニティと深く協力して、新試験研究炉の目指すべき方向を明確にしていく必要がある。

10MW 程度という熱出力の関係からも中性子ビーム利用が主目的となるが、試験研究炉において中性子照射利用は非常に重要であり、その点でも将来に向けてバランスがとれた実験装置群の設置が重要である。検討すべき項目は多岐にわたるが、ここでは特に中性子ビーム利用について最新の冷中性子源や中性子光学技術の利用を念頭に、もんじゅサイト新試験研究炉に向けた中性子ビームラインデザインの考え方について報告したい。

本稿は、文部科学省の令和 3 年度科学技術試験研究委託事業「もんじゅサイトに設置する新たな試験研究炉の概念設計及び運営の在り方検討」の成果の一部を含んでいる。

[1] https://www.jaea.go.jp/news/newsbox/2021/102201/s01.pdf

---

*Masahiro Hino[1], Riichiro Nakamura[1], Masaaki Sugiyama[1], Nobuhiro Sato[1], Yuji Kawabata[1], Ken Nakajima[1]
[1]Kyoto university

もんじゅサイト新試験研究炉に向けた冷中性子源の検討

Study on cold neutron source for new research reactor in Fukui

*中村 吏一朗[1], 日野 正裕[1], 安部 豊[2], 新居 昌至[3]
[1]京都大学 複合原子力科学研究所, [2]京都大学 工学研究科,
[3]日本原子力研究開発機構 原子力科学研究所

福井県敦賀市のもんじゅサイトを利用し、ビーム利用を主目的とした新たな試験研究炉設置計画が進められている。ビーム炉において高性能な冷中性子源の設置検討は、最先端研究実施のために必須である。本講演では、冷中性子源検討の数値計算について報告する。

キーワード：研究炉，冷中性子源，液体水素，液体重水素

物質の静的・動的構造解析や元素分析等をより高感度かつ精密に行うためには、熱中性子ビームだけではなく冷中性子ビームの利用が非常に重要であり、近年益々その重要性は高まっている。研究用原子炉はもとより J-PARC MLF のような大規模加速器中性子源利用施設においても、冷中性子を大量に発生させる設備として冷中性子源(CNS)の設置は必須である。CNS は熱中性子を冷中性子に冷却する冷却材であり、そのため熱中性子強度の強い部分、炉心近傍に設置される。炉心近傍という強烈な放射線場で利用しなくてはならない関係から、液体水素(LH_2)や液体重水素(LD_2)が冷減速材として用いられる。

現在、国内で稼働している研究炉の JRR-3（20 MW）では水筒型（回転楕円体）の LH_2 が重水プール内に設置されている。一方、同じ 20 MW 出力にあるオーストラリア ANSTO の OPAL、ドイツミュンヘン工科大学の FRM-II は LD_2 を採用しており、また、米国 NIST の NBSR は（低濃縮ウラン燃料による性能低下を埋め合わせるという意味合いもありながら）冷中性子の輝度向上のために 2023 年に新たな LD_2 の CNS を設置予定である。重水素は熱中性子に対して中性子吸収断面積が低く、冷中性子強度が LH_2 よりも期待される。しかしながら、重水素は熱中性子に対する散乱断面積が低いため、一般に性能を引き出すためには LH_2 で必要とされる体積の 10 倍以上必要となる。しかし、より長波長中性子ビームの利用を求める世界的な潮流を見るに、将来において世界と伍する中性子ビーム炉の実現には LD_2 適用を検討することが不可欠であると考えられる。

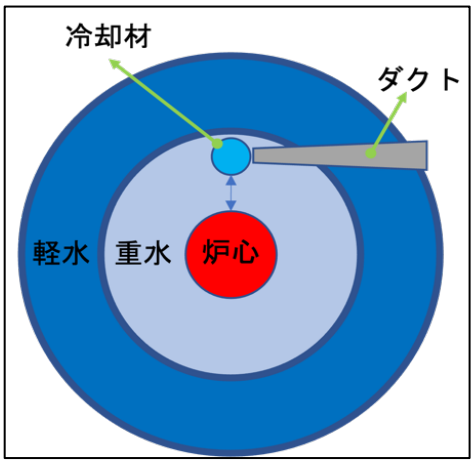


図 1 研究炉の簡略図

CNS は中性子利用装置のために、高強度な冷中性子ビームを取り出すことが目的であり、LD_2 の体積を単純に大きくすれば性能は出るわけではなく、冷却材容器の形状や容器の厚み、冷却材と燃料集合体の距離、冷却材を覗き込む角度といったことも重要なパラメーターとなる。現在は図 1 に示すような、簡易的な計算モデルを構築し、CNS を見込むダクトへの冷中性子強度の数値計算を行っており、数値計算の観点からの CNS 設計の考え方について報告したい。本稿は、文部科学省の令和 3 年度科学技術試験研究委託事業「もんじゅサイトに設置する新たな試験研究炉の概念設計及び運営の在り方検討」の成果の一部を含んでいる。

*Riichiro Nakamura[1], Masahiro Hino[1], Yutaka Abe[2], Masaji Arai[3]
[1]Institution for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto university, [2]Department of Nuclear Engineering, Kyoto University
[3]Nuclear Science Research Institute, Japan Atomic Energy Agency

General Meeting

[1M_GM] The 39th General Meeting of Student Network

Wed. Sep 7, 2022 12:05 PM - 12:55 PM Room M (E2 Bildg.1F No.101)

[1M_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Wed. Sep 7, 2022 12:05 PM - 12:55 PM Room M)

[1M_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

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

[1M07-13] Radiation Behaviors

Chair:Mikihiro Nakata(NDC)

Wed. Sep 7, 2022 2:45 PM - 4:40 PM Room M (E2 Bildg.1F No.101)

[1M07] Development of shut-down dose rate evaluation system using D1S method

*Tsutomu Okamoto[1], Takeshi Sugita[1], Hiromasa Iida[2], ken Kajiwara[3] (1. NAIS, 2. NAT, 3. QST)

2:45 PM - 3:00 PM

[1M08] Discussion on the Standardization of Shielding Material focusing on Shielding Concrete (20)

*Koichi Okuno[1], Masahiro Taniguchi[2], Toshinobu Maenaka[3], Koji Oishi[4], Masahiro Yoshida[5], Kenichi Kimura[6], Kenichi Tanaka[7], Satoshi Takeo[8] (1. Hazama-Ando, 2. Taisei Corp, 3. Takenaka Corp, 4. JRE, 5. NUSTEC, 6. Fujita Corp, 7. IAE, 8. Hitachi GE)

3:00 PM - 3:15 PM

[1M09] Recent development of the PHITS code

*Shintaro Hashimoto[1], Tatsuhiko Sato[1], Yosuke Iwamoto[1], Tatsuhiko Ogawa[1], Takuya Furuta[1], Shinichiro Abe[1], Takeshi Kai[1], Yusuke Matsuya[1], Yuho Hirata[1], Koji Niita[2] (1. JAEA, 2. RIST)

3:15 PM - 3:30 PM

[1M10] Research of gas pressure dependence of gas bremsstrahlung by using PHITS

*Hiroki Matsuda[1], Masayuki Hagiwara[1], Akihiro Takeuchi[1], Toshiro Itoga[2], Hiroyuki Konishi[1] (1. QST, 2. JASRI)

3:30 PM - 3:45 PM

[1M11] Measurement and PHITS simulation of cosmic-ray neutron energy spectra inside a concrete building

*Hirotaka Tanaka[1], Yukinobu Watanabe[1] (1. Kyushu University)

3:45 PM - 4:00 PM

[1M12] Conceptual Design and Thrust Evaluation of Alpha Particle Propulsion Engine for Deep Space Exploration

*Hiroki Yaguchi[1], Yuki Sakurai[1], Keigo Hasegawa[1], Naoyuki Takaki[1] (1. Tokyo City University)

4:00 PM - 4:15 PM

[1M13] Shielding Experiment with 24 GeV Protons at CERN/CHARM

*Noriaki Nakao[1], Toshiya Sanami[2], Tsuyoshi Kajimoto[3], Hiroshi Yashima[4], Robert Froeschl[5], Davide Bozzato, Elpida Iliopoulou[5], Angelo Infantino[5], Eunji Lee[2], Takahiro Oyama[2] (1. Institute of Technology, Shimizu Corporation, 2. KEK, 3. Hiroshima Univ., 4. Kyoto Univ. , 5. CERN)

4:15 PM - 4:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

D1S 法を用いた停止後線量率評価システムの開発

Development of shut-down dose rate evaluation system using D1S method

*岡本 力[1]，杉田 武志[1]，飯田 浩正[2]，梶原 健[3]
[1]株式会社ナイス，[2]株式会社 NAT，[3]量子科学技術研究開発機構(QST)

核融合炉の停止後線量率評価を行うため、中性子輸送計算を行う際に、即発ガンマ線ではなく崩壊ガンマ線（放射化により生じた生成核種からのガンマ線）を同時に計算するシステム、Direct 1 Step (D1S)法を PHITS に実装した。

キーワード：PHITS，停止後線量率，モンテカルロ法，核融合

1. 緒言

核融合炉運転中に発生する中性子は機器（図 1）のあらゆる箇所を放射化させてしまうため、運転停止後における崩壊ガンマ線の発生点は極めて多数あり、それら全ての点において放射化計算を行い、その結果得られる崩壊ガンマ線の全ての線スペクトルを線源とした輸送計算を行わなければならない[2]。そのため、QST では核融合炉の停止後線量率評価に D1S 法を実装した改良版 MCNP を用いてきた。ただし、MCNP は一般的にはソースが公開されておらず、この改良版は ITER 計画を目的としているため使用許可を得ている。そこで、オープンソースである PHITS[3]に同手法を実装し、他分野においても活用されることを目的とする。

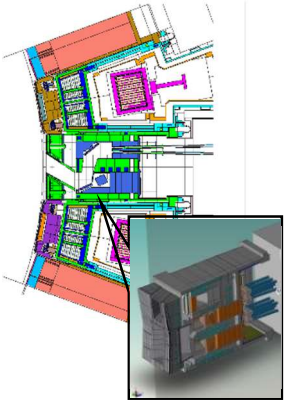


図 1. トカマク 40° + ITER ランチャー核解析モデル[1]

2. 線量率評価システム

線量率評価システムの処理フローを図 2 に示す。NJOY によって作成された ACE 形式ライブラリには即発ガンマ線情報が格納されており、その格納ブロックを中性子反応により生じる生成核種の崩壊ガンマ線情報に置き換えることで衝突点の反応率は保持されたまま崩壊ガンマ線の輸送計算が行えることになる。崩壊ガンマ線情報は PHITS-DCHAIN に実装されている DECDC2 を用いた。崩壊ガンマ線の収率に調整した粒子重み、運転停止後における線源強度の補正係数(Time Factor)を与えることができるように PHITS の subroutine : prdgam (generate and bank photon from a neutron collision.)の改良を行った。

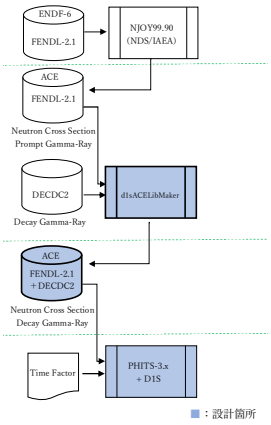


図 2. 処理フロー

3. 検証計算

Co-59 をターゲット核種として 2MeV の中性子を入射した場合、D1S モードに切り替えても中性子スペクトルは変化せずに(n,γ)反応によって生成する Co-60 の崩壊ガンマ線(1.17, 1.33 MeV)の線スペクトルが発生することを確認した（図 3）。

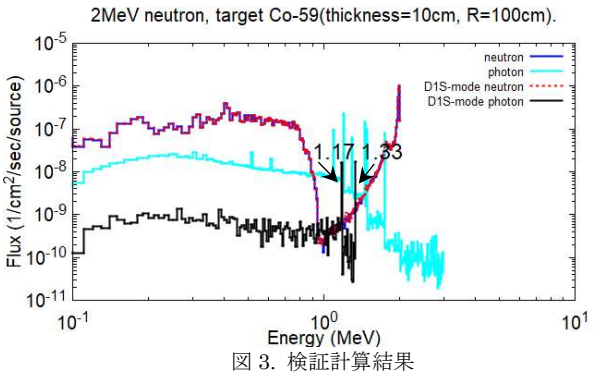


図 3. 検証計算結果

参考文献

[1] SuperMC 3.4.0, Super Multi-function Calculation Program for Nuclear Design and Safety Evaluation. , Copyright , FDS Team
[2] 今野力, 核融合炉の核解析, J.Plasma Fusion Res. Vol.92, No.4 (2016) 261-265
[3] Tatsuhiko Sato, Yosuke Iwamoto, Shintaro Hashimoto, Tatsuhiko Ogawa, Takuya Furuta, Shin-ichiro Abe, Takeshi Kai, Pi-En Tsai, Norihiro Matsuda, Hiroshi Iwase, Nobuhiro Shigyo, Lembit Sihver and Koji Niita
Features of Particle and Heavy Ion Transport code System (PHITS) version 3.02, J. Nucl. Sci. Technol. 55(5-6), 684-690 (2018)

*Tsutomu Okamoto[1], Takeshi Sugita[1], Hiromasa Iida[2], Ken Kajiwara[3], [1]NAIS.Co.,Inc. , [2]NAT.Co.,Ltd. , [3]QST

遮蔽材料標準の策定について(20)

- コンクリートの標準組成案とその考え方 -

Discussion on the Standardization of Shielding Material focusing on Shielding Concrete

(20) Draft version of standard composition of concrete

*奥野 功一[1]、前中 敏伸[2]、谷口 雅弘[3]、大石 晃嗣[4]、吉田 昌弘[5]、木村 健一[6]、
竹生 諭司[7]、田中 健一[8]

[1]安藤ハザマ、[2]竹中工務店、[3]大成建設、[4]日環研、[5]原子力安全技術センター、[6]フジタ、[7]日立ＧＥ、[8]エネ総研

日本原子力学会標準委員会の放射線遮蔽分科会遮蔽材料標準作業会では、遮蔽設計に用いるコンクリート材料の元素組成の標準化を進めており、現段階の標準組成案とその考え方について報告する。

キーワード：遮蔽材料，コンクリート，標準材料組成

１．緒言

今回、遮蔽材料組成の標準化作業を進めているのは、多元素の混合物で、構造材を兼ねる遮蔽コンクリートである。

２．コンクリートの標準組成案の考え方

遮蔽コンクリートは骨材の種類によりSiO_2を主成分としたものと$CaCO_3$を主成分としたものの２つに大別できるが、その骨材の元素組成には地域性が見られる。また建物に要求される強度などによりコンクリートと骨材、水分量の調合が異なるため、それによる元素組成の変動もある。そこでそれら変動を排除するため、コンクリート組成を構成比率が高いSiやCaに集約した組成を作成すると共に、日本建築学会のコンクリート調合設計指針を参考に、実際のコンクリートを近似する元素組成を提示する。

コンクリートに含まれる水分量は、代表的な調合を用いて自由水に対する水分移動解析を実施すると、1,200㎜厚で従来の遮蔽設計等で参照しているANL-6443程度、1,800㎜厚でANL-5800程度の水素の原子個数密度となる。原子力発電所の炉心周辺では、PWRが2,790㎜、BWRが1,800㎜、加速器施設についてはPET用施設周辺で1,500㎜程度の遮蔽厚となるので、1,500㎜以上の厚さでのコンクリート中の水分量を規定組成の水分とする。

また、コンクリートの規定組成の密度は2.1g/㎤とし、他の密度にも対応できるような密度補正式を標準書に掲載する。

標準の主な適用範囲は原子炉施設の炉心周辺及び20MeV以下の加速器施設の中性子源周辺の1,500㎜以上の遮蔽壁とするが、これより薄いコンクリートへの適用案も別途検討する。また、γ線に対するコンンクリート遮蔽の効果は密度依存が強く、組成にはあまり依存しないことも明記する予定である。

３．今後の計画

遮蔽コンクリートに対して規定組成と参考組成を作成し、原子力学会標準の本文、附属書の記述と最終の線量評価を実施する計画である。

---

*Koichi Okuno[1], Toshinobu Maenaka[2], Masahiro Taniguch[3], Koji Oishi[4], Masahiro Yoshida[5], Ken-ichi Kimura[6], Satoshi Takeo[7], Ken-ichi Tanaka[8]

[1]Hazama-Ando Corp., [2]Takenaka Corp., [3]Taisei Corp., [4]JER., [5]NUSTEC, [6]Fujita Corp., [7]Hitachi GE, [8]IAE

PHITS コード開発の現状

Recent development of the PHITS code

*橋本　慎太郎[1]，佐藤　達彦[1]，岩元　洋介[1]，小川　達彦[1]，古田　琢哉[1]，安部　晋一郎[1]，
甲斐　健師[1]，松谷　悠佑[1]，松田　規宏[1]，平田　悠歩[1]，Lan Yao[1]，岩瀬　広[2]，坂木　泰仁[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

汎用の放射線挙動解析コード PHITS は、原子力だけでなく理学・工学・医療といった幅広い分野で国内外7,000 名以上の研究者・技術者に利用されている。本発表では、最近の開発状況を紹介する。

キーワード：PHITS，放射線輸送計算，飛跡構造解析，核データ

1. 緒言

PHITS[1]は、国内外の研究機関と協力し原子力機構が中心となって開発を進めている汎用の放射線挙動解析コードであり、あらゆる物質中の様々な放射線の振る舞いを模擬することができる。おおよそ年 1 回の頻度で高度化しており、最新版(PHITS ver. 3.27)を 2022 年 3 月に公開した。

2. 最新版 PHITS の特徴

PHITS ver. 3.27 の前バージョン(ver. 3.24)からの主な改良点は、①任意物質中の飛跡構造解析モード ITSART[2]の実装、②重陽子・アルファ粒子・光子に関する核データライブラリの読み込み機能の追加、③利用可能な高エネルギー核データライブラリの自動検索機能の追加、④EXFOR の実験値を参照した核反応イベントを再現可能とする変換プログラムの開発、⑤GUI 版 RT-PHITS の開発、⑥系統的不確かさ評価機能(Anatally)の全タリーへの拡張、⑦熱中性子散乱則データの新フォーマットへの対応、⑧低地球軌道の宇宙線源モードの追加である。このうち、ITSART の計算例として、ケイ素中の 1 MeV 陽子線入射に伴う飛跡や二次電子の生成エネルギー付与分布を図 1 に示す。

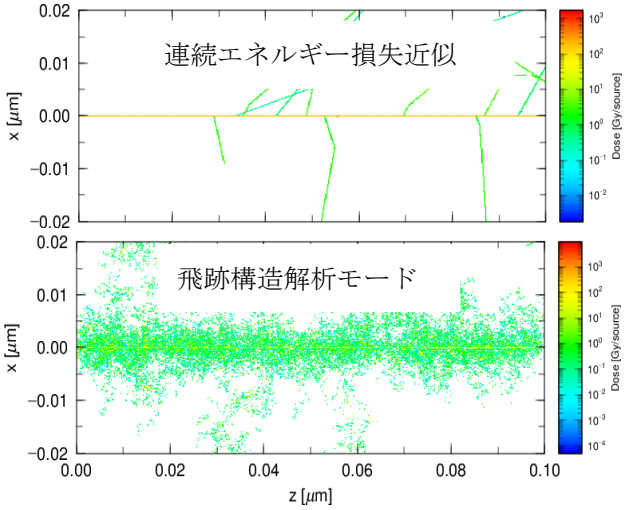


図 1. ケイ素における 1 MeV 陽子線と二次電子によるエネルギー付与分布。

電子の計算が可能な下限エネルギーが 1 keV の連続エネルギー損失近似（上図）と比較して、1 eV まで計算できる飛跡構造解析モードにより、飛跡末端のナノスケールの挙動を分析することが可能となった（下図）。

3. まとめ

今回の改良により、生命科学のみならず材料工学等の分野においてもナノスケールの詳細な分析が可能となった。他、複雑な設定をせずに各種の核データライブラリを利用できるようになった。発表では、最新版の PHITS における改良点とその特長を紹介するとともに、今後予定している開発内容についても報告する。

参考文献

[1] T. Sato et al., J. Nucl. Sci. Technol. 55(5-6), 684-690 (2018).

[2] T. Kai et al., Radiat. Phys. Chem., 115, 1-5 (2015); T. Ogawa et al., Scientific Reports, 24401 (2021).

---

* Shintaro Hashimoto[1], Tatsuhiko Sato[1], Yosuke Iwamoto[1], Tatsuhiko Ogawa[1], Takuya Furuta[1], Shin-ichiro Abe[1], Takeshi Kai[1], Yusuke Matsuya[1], Norihiro Matsuda[1], Yuho Hirata[1], Lan Yao[1], Hiroshi Iwase[2], Yasuhito Sakaki[2], Nobuhiro Shigyo[3], Koji Niita[4]
[1]JAEA, [2]KEK, [3]Kyushu Univ., [4]RIST

PHITS を用いたガス制動放射線の圧力依存性の研究

Research of gas pressure dependence of gas bremsstrahlung by using PHITS

*松田　洋樹[1]，萩原　雅之[1]，竹内　章博[1]，糸賀　俊朗[2]，小西　啓之[1]

[1]QST，[2] JASRI

東北大学青葉山新キャンパスに現在建設中の 3 GeV 次世代放射光施設ナノテラス(NanoTerasu)ではビームラインの遮蔽ハッチ内部を除き実験ホールを管理区域に設定しない。従ってガス制動放射線の遮蔽が遮蔽設計上重要になるが、本講演では放射線源である制動放射線のガス圧力依存性などに関して報告する。

キーワード：遮蔽設計，PHITS, EGS，制動放射線，ナノテラス, NanoTerasu

1. 緒言

東北大学青葉山新キャンパスに現在建設中であるナノテラス[1]は日本国内初の高輝度中型 3 GeV 級放射光施設であり、2024 年度ユーザー利用開始に向けて整備が進められている。この施設では「ユーザーが放射線業務従事者でなくても可能な限り放射光実験に参加できること」を基本方針として、加速器や放射光ビームラインから実験ホールへの漏洩線量を抑え、実験ホールを非管理区域にすることを目指している。

2. 評価方法

ガス制動放射線は加速器真空パイプ中の残留ガスと電子ビームが相互作用することで発生する光子である。PHITS [2]を用いてガス制動放射線を生成できるが、残留ガス圧力が極めて低い(1×10^{-7} Pa オーダー)ためガス圧力をスケーリングして計算しない限り有限時間で十分な統計量の光子を発生させることができない。EGS4 を用いた先行研究 [3]によると、1 Pa オーダー程度まで圧力をスケーリングしても制動放射線エネルギースペクトルに変化は見られなかった。そこで EGS5 が実装されている PHITS を用いてガス圧力条件を変えて光子を生成し、光子数やエネルギースペクトルだけでなく角度等の分布もサーベイした。

3. 評価結果

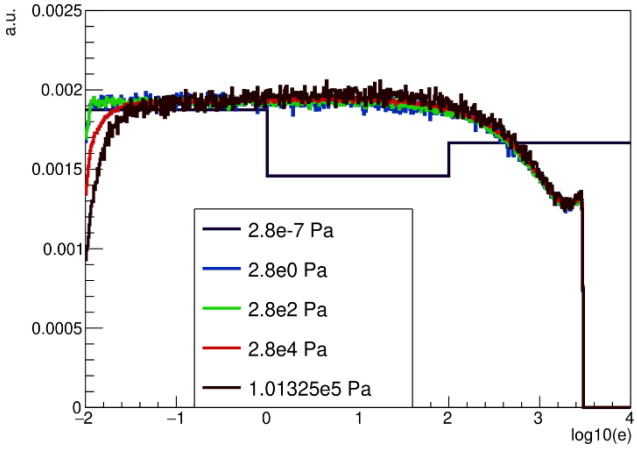


図 1 各圧力における光子エネルギースペクトル。横軸：光子エネルギーMeV の常用対数

計算の結果、100 Pa オーダーまでは各種スペクトルに特段の変化は見られなかったが、100 Pa 以上ではスペクトルに変化が見られた。EGS5 の制動放射イベントのみ増幅するオプションを加えた PHITS を用いて計算しスペクトルを比較したが、各スペクトルに変化はなく指定した増幅数で光子が正しく増幅されていることも分かった。

参考文献

[1] QST, ナノテラス, www.nanoterasu.jp, 2022 年 6 月 21 日訪問

[2] T. Sato, et al., J. Nucl. Sci. Technol., 2018, doi:10.1080/00223131.2017.1419890

[3] Y. Asano, et al., SPring-8 におけるガス制動放射線の評価, JAERI-Research 99-022

---

*Hiroki Matsuda[1], Masayuki Hagiwara[1], Akihiro Takeuchi[1], Toshiro Itoga[2], Hiroyuki Konishi[1]

[1]QST, [2]JASRI

コンクリート建屋内の宇宙線中性子束エネルギー分布の測定と PHITS 解析

Measurement and PHITS simulation of cosmic-ray neutron energy spectra inside a concrete building

*田中 裕貴[1]，渡辺 幸信[1]

[1]九州大学

半導体デバイスの宇宙線中性子起因ソフトエラー率推定に必要となる宇宙線中性子束エネルギー分布を 5 階建てコンクリート建屋内で測定した。ボナー球検出器を用いて、各階 1 室ずつ、それぞれ窓側・中央・廊下側の 3 地点の計 15 点で測定を行い、宇宙線中性子束のコンクリート建屋内部における位置依存性を調査した。さらに、実測環境を再現した PHITS シミュレーションを実行し、実測値との比較を行うことで、PHITS の予測精度を検証した。

キーワード：半導体，ソフトエラー，宇宙線中性子，ボナー球検出器，PHITS

1. 緒言

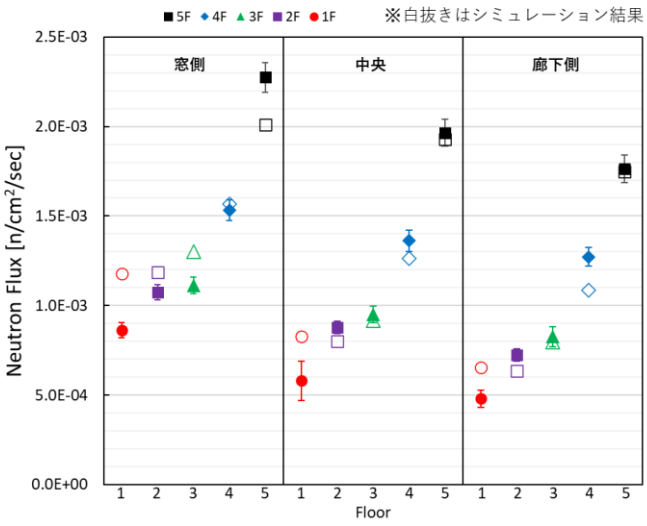
近年、半導体デバイスの微細化による放射線耐性の低下により、宇宙線中性子起因のソフトエラーの顕在化が懸念されている。ソフトエラー率の評価には、デバイスに対するソフトエラー断面積と入射中性子束分布が必要となる。シミュレーションを活用したソフトエラー率推定法の開発が行われているが、その精度検証のために宇宙線中性子束エネルギー分布の実測データが不可欠である。当研究室では、5 階建てコンクリート建屋内の宇宙線中性子計測を継続して行っている [1]。本研究では、2 階における新規測定及び測定値の気圧補正を実施し、宇宙線中性子束の建屋内の位置依存性を系統的に調査することを目的とする。

2. 宇宙線中性子測定

測定には減速材の厚さが 0 mm，15 mm，30 mm，50 mm，90 mm，200mm の 6 つのボナー球検出器を用いた。減速材の厚さの違いによって、異なるエネルギー領域の入射中性子に感度を持つため、同時測定をすることにより、数十 meV~数 GeV と幅広いエネルギーを持った中性子を検出することができる。

3. 実測値とシミュレーションの比較

宇宙線中性子束の中でもソフトエラーへの寄与が大きい 1 MeV 超の積分値について、実測値とシミュレーションの計算値との比較を行った。その結果を右図に示す。シミュレーションには、PHITS[2]を用いて実測環境を再現した体系を入力し、中性子線源には PARMA[3][4]モデルの地表面モードを使用した。PHITS シミュレーションは実測値の絶対値を含め減衰の傾向を概ね再現している。しかしながら、主に 1 階の測定点では乖離が大きく、実測値を過大評価する傾向を示した。



参考文献

[1] 實来悠：九州大学修士論文 (2021). [2] T. Sato. Et al., J. Nucl. Sci. Technol., 50:9, 913-923 (2013).

[3] T. Sato: PLOS ONE, 11 (2016), e0160390. [4] T. Sato: PLOS ONE, 10 (2015), e0144679.

---

*Hirotaka Tanaka[1], Yukinobu Watanabe[1]

[1]Kyushu Univ.

深宇宙探査向けα粒子推進エンジンの設計領域検討と簡易推力評価

Study of Design Domain and Simplified Thrust Evaluation of Alpha Particle Propulsion Engine for Deep Space Exploration

*矢口 陽樹、長谷川 京吾、櫻井 祐希、高木 直行

東京都市大学

深宇宙探査向けの高速推進法の一方式として α 放出核種を用いた粒子推進エンジンがある。本目的に適した RI の選定、生成法、そしてこれを用いた粒子エンジンの推力とその応用について検討した。

キーワード： α粒子、Ac-227、人工衛星、推進システム

1. 緒言

深宇宙探査には太陽光に依存しない電源、熱源の他、高速移動のための推進方法が必要となる。本検討では原子力技術を用いたボイジャー1 号を短期間で追い越すことを目標とし、展開した帆の面から放射される α 粒子の反作用により推力を得る α 粒子推進エンジンの概念設計と、推力評価を行った。

2. 推進原理

崩壊に伴い α 粒子は等方に放出される。片側に α 粒子を吸収する母材層を設けることで、その反対方向への推力を得ることができる(図 1)。放出される α 粒子の速度は光速の 5%程度であり、これは化学ロケットの推進剤速度の約 3,000 倍、プラズマエンジンの約 300 倍と大きい。しかし α 粒子一つの質量は軽く、十分な推力を得るには放出される α 粒子の数(総質量)を増やすことが重要となる。

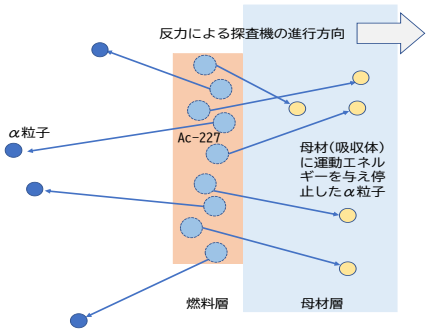


図 1　α 粒子推進エンジンの概念図

3. α 粒子推進エンジンの概念設計

深宇宙探査に適した線源の条件として、1)ミッションに適切な長さの半減期を有すること、2)子孫核種がより短い半減期にて連続 α 崩壊を起こすこと、3)入手が容易であることの 3 点が挙げられる。これらに対し本エンジンの線源としては、1)半減期 21.7 年、2)5 回の連続 α 崩壊を起こす、3)軽水炉を用いて Ra-226 から生成可能、である Ac-227 を選定した。

放射線挙動計算コード PHITS ver3.21 を用いて、α 粒子推進エンジンの推力評価を行い、推力最大化に適した帆サイズと Ac-227 膜厚さを求めた。膜厚さを変化させた際の宇宙空間へ放出される α粒子スペクトル（図 2）から α粒子のエネルギーと個数を求め、運動量保存則により推力を算出した。最終的な α 粒子推進エンジンの適切な仕様として、母材帆は一辺 43.50m、厚さ 50μm、Ac-227 膜厚さは 0.1μm と設定した。

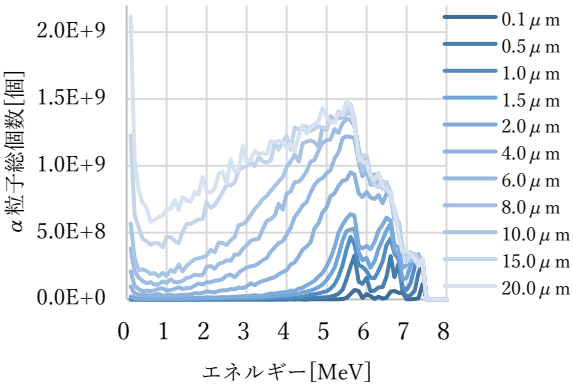


図 2　Ac-227 膜厚さと
放出 α 粒子エネルギースペクトル

4. 探査機速度の評価

電源や通信機器等を搭載した探査機の総重量を 50kg、ボイジャーの実績から初速は 39.9 km/sec に設定した。前節で定めた仕様での推力と速度を求めた。推力は打ち上げ時に約 0.72mN、30 年後には Ac-227 の自然減衰により 0.3mN まで減少する。20AU（天文単位）程度飛行すると、粒子推進力が太陽の弱まった重力を上回り、減速から加速に転じる。29.5 年後にはボイジャー1 号を追い越す結果を得た。

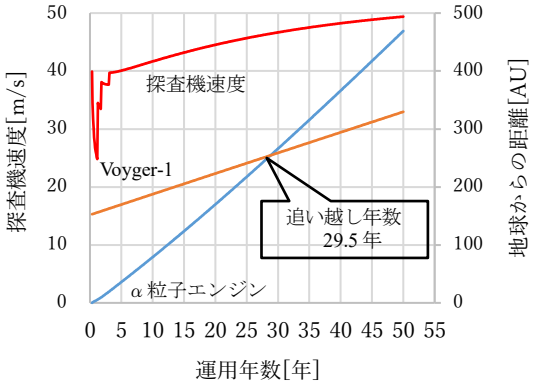


図 3　運用年数と探査機速度

5. 結言

深宇宙探査向けの Ac-227 を用いた α粒子推進エンジンの仕様を明らかにし、推力や航行速度の評価を行った。

参考文献

[1] Wenwu Zhang, wt.al. ” Revisiting alpha decay-based near-light-speed particle propulsion” Applied Radiation and Isotopes 114(2016)

[2] 櫻井祐希、橋本ゆうき、矢口陽樹、長谷川京吾、松前信伍、根本雄作、三枝　翻，2021，「解析書」，衛星設計コンテストホームページ，（2021 取得，http://www.satcon.jp/archive/list29.php　）

*H. Yaguchi, K. Hasegawa, Y. Sakurai, N. Takaki
Tokyo City University

CERN/CHARM における 24GeV 陽子を用いた遮蔽実験
（12）放射化検出器を用いた鋼鉄・コンクリート遮蔽内中性子減衰分布測定とシミュレーション

Shielding Experiment with 24 GeV Protons at CERN/CHARM
(12) Measurement and simulation of neutron attenuation through steel and concrete shielding with using activation detectors

*中尾徳晶 [1], 佐波俊哉 [2], 梶本剛 [3], 八島浩 [4], 李恩智 [5,2], 大山隆弘 [2], 萩原雅之 [2], 長畔誠司 [2], 松本哲郎 [6], 増田明彦 [6], 上蓑義朋 [1], Froeschl Robert[7], Bozzato Davide[7], Iliopoulou Elpida[7], Infantino Angelo[7], Roesler Stefan[7], Brugger Markus[7]　　([1]清水建設, [2]KEK, [3]広大, [4]京大, [5]九大, [6]産総研, [7]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)において 24GeV/c 陽子ビーム軸から 90 度方向に様々な厚さの鋼鉄又はコンクリート遮蔽体を設置し、放射化検出器による中性子減衰分布を測定した。また、３つのモンテカルロコードによるベンチマーク計算を行ない、精度検証を行なった。

キーワード： CHARM、高エネルギー加速器、遮蔽実験、放射化検出器、中性子減衰、モンテカルロ

1. 緒言　高エネルギー粒子による生成二次粒子の遮蔽や迷路での減衰分布やエネルギー分布は、理論計算の精度検証が必要であるが、実験値が極めて乏しい。2015~2018 年の間、CERN/CHARM 施設にて陽子ビームと銅標的を用いた遮蔽実験を行なって来た。本報告では放射化法による実験と計算の結果を報告する。

2. 実験と計算　2016 年以降は遮蔽上部を様々な遮蔽材と厚さに変更できるよう改造した体系(図 1) を用いて実験を行なった。コンクリート角柱遮蔽内の４つの位置に、または厚さを変化させた鋼鉄板遮蔽またはコンクリート板遮蔽越しに、ビスマス、アルミニウム、インジウム、黒鉛の放射化検出器を設置し、透過中性子を測定した。放射化検出器中での ^{209}Bi(n,xn)$^{210-x}$Bi (x=4~9)、^{27}Al(n,α)^{24}Na、^{115}In(n,n')^{115m}In、^{12}C(n,2n)^{11}C の反応で生じた放射性核種からの放出γ線を測定・解析することにより核種生成率を得た。これらは理論計算の精度検証をするための貴重なベンチマーク実験データとなる。そこで、３つのモンテカルロコード FLUKA、PHITS、GEANT4 を用いてベンチマーク計算を行ない、各計算コードの精度検証を行なった。

3. 結果　図 2 にコンクリート板遮蔽の厚さを変化させて測定した核種生成率減衰分布の実験値と計算値の一部を示す。実験値の厚さによる減衰曲線から各体系における減弱距離を導出した。その結果、遮蔽形状等の条件が減弱距離の値に影響を与えることが示された。また、精度検証として行なった３つのモンテカルロ計算は、コード間でのばらつきは見られるが、概ね 2 倍以内で実験値と一致する結果を得た。

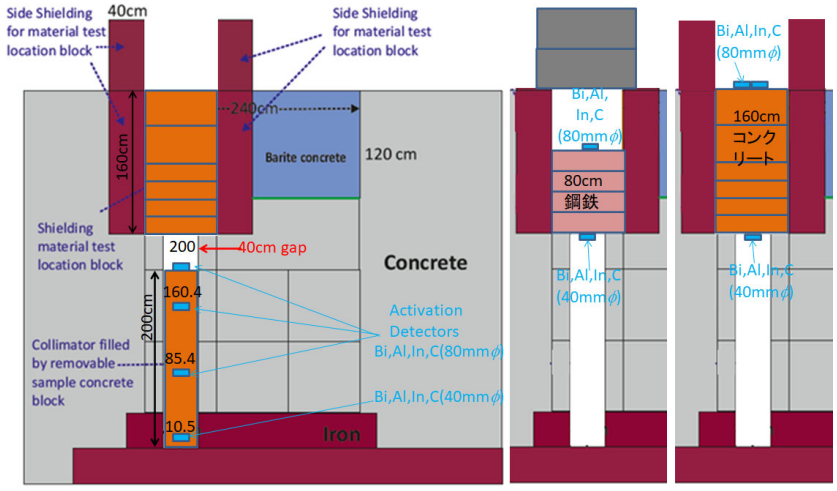


図 1：CHARM 施設での遮蔽実験体系と検出器位置

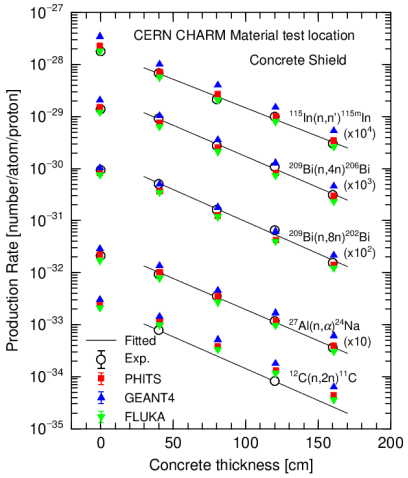


図 2：核種生成率減衰分布

*Noriaki Nakao[1], Toshiya Sanami[2], Tsuyoshi Kajimoto[3], Hiroshi Yashima[4], Lee Eunji[5,2], Takahiro Oyama[2], Masayuki Hagiwara[2], Seiji Nagaguro[2], Tetsuro Matsumoto[6], Akihiko Masuda[6], Yoshitomo Uwamino[1], Robert Froeschl[7], Davide Bozzato[7], Elpida Iliopoulou[7], Angelo Infantino[7], Stefan Roesler[7], Markus Brugger　([1]Shimizu Corporation, [2]KEK, [3]Hiroshima Univ., [4]Kyoto Univ., [5]Kyushu Univ., [6]AIST, [7]CERN)

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

[1M14-15] Medical Applications of Radiation

Chair:Yuho Hirata(JAEA)

Wed. Sep 7, 2022 4:40 PM - 5:15 PM Room M (E2 Bildg.1F No.101)

[1M14] Iodine tomographic image reconstruction method by X-ray transmission measurements from small number directions for low dose exposure cancer screening examination

*Ikuo Kanno[1], Daiki Ito[1] (1. Kyoto Univ.)

4:40 PM - 4:55 PM

[1M15] Scale up production of ^{225}Ac using an electron linear accelerator and radiolabeling experiment

*Mizuho Maeda[1], Takahiro Tadokoro[1], Yuichiro Ueno[1], Takahiro Watanabe[2], Hidetoshi Kikunaga[3], Kenji Shirasaki[4], Mitsuyoshi Yoshimoto[5], Hirofumi Fujii[5], Shun Sekimoto[6], Tsutomu Ohtsuki[6] (1. Hitachi, R&D Group, 2. Hitachi, Helthcare Buisiness Division, 3. ELPH, Tohoku Univ., 4. IMR, Tohoku Univ., 5. NCC, Exploratory Oncology Research &Clinical Trial Center, 6. Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto Univ.)

4:55 PM - 5:10 PM

©Atomic Energy Society of Japan

低被ばくがん検査を目指した少数方向 X 線透過測定によるヨウ素断層画像作成法

Iodine tomographic image reconstruction method by X-ray transmission measurements from small number directions for low dose exposure cancer screening examination

*神野郁夫，伊藤大輝　京都大学

少数方向 X 線透過撮影によりがんの低被ばくスクリーニング検査を行うため，平面型 transXend 検出器で物質厚さ分布をもとめ，物質分布画像を得た．ヨウ素の濃度，形状測定には 6 方向で十分であり，通常 CT の 1.2%の低被ばく測定が可能となる．

キーワード：X 線，電流測定，断層画像，造影剤コントラスト，低被ばく，スクリーニング検査

1. 緒言　X 線を電流測定し，解析により X 線エネルギー分布を得る transXend 検出器には，ペンシルビーム用の積層型とコーンビーム用の平面型がある．以前，積層型 transXend 検出器を用い，被検体中のアクリル，ヨウ素，アルミの物質分布画像を導き，少数回の透過撮影によるがんスクリーニング検査の可能性を示した[1]．今回は平面型 transXend 検出器を用い，測定方向数とヨウ素濃度，ヨウ素領域形状の関係を求めた．

2. 実験　被検体を図 1 に示す．内径/外径 24/30 mm のアクリル円筒と直径 14 mm のポリオキシメチレンは軟組織，円筒外部に巻いたアルミ(0.35 mm 厚)は骨，直径 5 mm のストローに入れたヨードチンキはヨウ素造影剤を模擬している．フラットパネル検出器(FPD，ピクセル 0.48 mm 角，1024×1024 配列)を transXend 検出器とするため，X 線管出口に 4 種のフィルタを配置した(1ch:空気，2ch:0.1 mm Sn，3ch:0.2 mm Sn，4ch:0.3mm Cu)．4ch 合計の被ばく量は，空気透過の場合の 2 倍である．X 線管電圧, 電流, 測定時間は, それぞれ 120 kV, 2.4 mA，0.5 秒とした．測定は，36 方向から行い，この中から 2，4，6，12，18 方向を均等に選び， FPD の縦方向 72 ピクセルから，72，36，24，12，8 ピクセル値を合計し，同一線量の測定値とした．

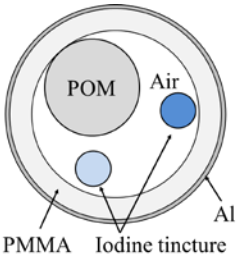


図 1. 被検体．PMMA:アクリル，POM:ポリオキシメチレン．

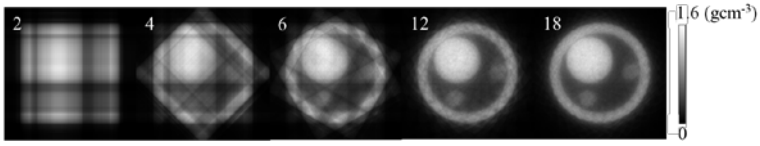


図 2．アクリル分布画像．図中の数字は，透過撮影方向数．

3. 解析　transXend 検出器の *i*-ch でアクリル，ヨウ素およびアルミ厚さ l, m, n を通過した場合の電流値 $I_i(l,m,n)$を 3 次元ルックアップテーブルとして作成した．被検体測定角度 j，FPD の水平方向ピクセル番号 k での測定値$I_i^{exp.}(j,k)$が最も一致する$I_i(l,m,n)$を求め，その測定点で X 線がアクリル，ヨウ素，アルミ厚さ l, m, n を透過したとし，物質厚さ分布を得る．各物質厚さから最尤推定期待値大化法[2]により，物質分布画像を測定方向数の関数として作成した．アクリル画像を図 2 に示す．

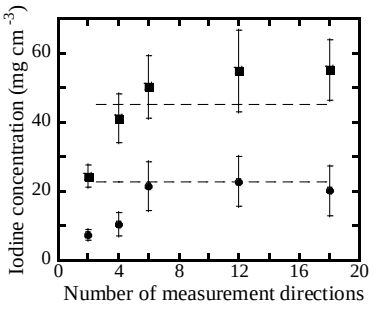


図 3. 透過撮影方向数と評価ヨウ素濃度．点線は理論値．

3. 結論　図 3 にヨウ素濃度の評価値を示す．ヨウ素濃度は，6 方向以上の測定で理論値とよく一致する．一般 CT では人体周囲約 1000 回の撮影を行うが，この 1.2%の被ばく量でヨウ素の有無の判断，すなわち，がんのスクリーニング検査が可能である．

[1] I. Kanno, et al., J. Nucl. Sci. Technol., **50**, 1020 (2013).　[2]L. A. Shepp, Y. Vardi, IEEE Trans Med Imaging., **1**, 113 (1982).

*Ikuo Kanno, Daiki Ito, Kyoto Univ.

電子線形加速器を利用した ^{225}Ac スケールアップ製造及び薬剤標識実験

Scale up production of Ac-225 using an electron linear accelerator and drug labeling experiment

*前田 瑞穂[1], 田所 孝広[1], 上野 雄一郎[1], 可児 祐子[1], 西田 賢人[1], 渡辺 敬仁[2],
佐々木 貴裕[2], 菊永 英寿[3], 柏木 茂[3], 白崎 謙次[4], 吉本 光喜[5], 大貫 和信[5], 藤井 博史[5]
大槻 勤[6], 関本 俊[6], 稲垣 誠[6], 福谷 哲[6], 芝原 裕司[6],
[1]日立研開, [2]日立ヘルスケア事業本部, [3]東北大電子光, [4]東北大金研, [5]国立がんセ, [6]京大複合研

電子線形加速器を用いた光核反応による ^{225}Ac 製造方法を開発している。5 回のスケールアップ製造実験を実施し、^{225}Ac 製造の再現性を確認した。また製造した ^{225}Ac の薬剤化に向け、DOTA-E[c(RGDfK)]$_2$ を用いた標識実験を実施した。

キーワード： Targeted Alpha Therapy, Medical Radionuclides, Ra-226, Ac-225, Electron Linear Accelerator

1. 緒言

標的α線治療（TAT:Targeted Alpha Therapy）用核種として有望な ^{225}Ac は、電子加速器を用いて ^{226}Ra（γ,n）^{225}Ra→^{225}Ac の反応経路によって製造可能である。この製造方法の利点の一つは、長半減期の同位体が生成せず核種純度の高い ^{225}Ac を得られる点である。実用化には、安定製造、及び、薬剤として使用可能な品質の実現が必要である。本研究では、複数回の製造実験を通して、製造再現性の確認及び標識実験を実施した。

2. 実験方法

37~47 MBq の ^{226}Ra 原料を用いて ^{225}Ac 製造実験を実施した。^{226}Ra は塩酸塩の形態で石英管に封入し、東北大電子光理学センターの電子線形加速器で照射を実施した。（典型的には電子線エネルギー44 MeV, 平均電流 120 μA、照射時間 10h）。分離精製は抽出クロマトグラフィにより行った。また、製造した ^{225}Ac を用いて DOTA-E[c(RGDfK)]$_2$ との結合性を調べた。放射化学純度は薄層クロマトグラフィ及びオートラジオグラフィにより評価した。

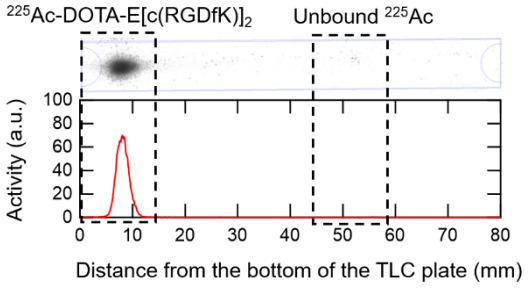


図: 薄層クロマトグラフィ結果（オートラジオグラム（上）及びそのプロファイル（下））

3. 結果・まとめ

5 回の製造実験で合計約 1.5 MBq の ^{225}Ac を得た。各回の製造量は、^{226}Ra 原料量及び照射電流、照射時間とおおよそ比例しており、安定した製造が確認できた。γ線及びα線スペクトルに不純物核種（^{226}Ra 原料及びその子孫核種）のピークは見られず、^{225}Ac の分離精製に成功した。また十分量の DOTA-E[c(RGDfK)]$_2$ 使用時、ほぼ 100%の標識率で ^{225}Ac-DOTA-E[c(RGDfK)]$_2$ を得ることができた（図）。これにより、TAT 開発に資する ^{225}Ac を安定して製造可能な見通しを得た。

---

*Mizuho Maeda[1], Takahiro Tadokoro[1], Yuichiro Ueno[1], Yuko Kani[1], Kento Nishida[1], Takahiro Watanabe[2], Takahiro Sasaki[2], Hidetoshi Kikunaga[3], Shigeru Kashiwagi[3], Kenji Shirasaki[4], Mitsuyoshi Yoshimoto[5], Kazunobu Ohnuki[5], Hirofumi Fujii[5], Tsutomu Ohtsuki[6], Shun Sekimoto[6], Makoto Inagaki[6],Satoshi Fukutani[6], Yuji Shibahara[6], [1]Hitachi, Ltd. R&D Group, [2]Hitachi, Ltd. Healthcare Business Division, [3]ELPH, Tohoku University, [4]IMR, Tohoku University, [5]Exploratory Oncology Research & Clinical Trial Center, NCC, [6]Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University,

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 203-2 Beam Application, Beam Measurement, Target

[1N01-04] Application of Quantum Beam

Chair:Kai Masuda(QST)

Wed. Sep 7, 2022 10:45 AM - 11:55 AM Room N (E2 Bildg.1F No.102)

[1N01] Low-dose XRF analysis of Cu in cultural heritage samples using quasi-monochromatic X-rays induced by MeV-proton irradiation onto a Ge target

*Yoshiyuki Oguri[1], Jun Hasegawa[1], Hitoshi Fukuda[1], Naoto Hagura[2] (1. Tokyo Tech, 2. TOKYO CITY UNIVERSITY)

10:45 AM - 11:00 AM

[1N02] Study on radiation-induced reaction mechanism of EUV resist containing Sn

*Yui Takata[1], Yusa Muroya[1], Takahiro Kozawa[1], Satoshi Enomoto[2], Bilal Naqvi[3], Danilo De Simone[3] (1. Osaka Univ. SANKEN, 2. Toyo Gosei, 3. imec)

11:00 AM - 11:15 AM

[1N03] Improvement of monomer introduction in in-situ ion beam graft polymerization

*Fumiya Harada[1], Takumi Ito[1], Tamaki Miyauchi[1], Akira Taniike[1], Yuichi Furuyama[1] (1. Kobe Univ.)

11:15 AM - 11:30 AM

[1N04] Study of the electronic structure of the solvated electron in alcohols by pulse-pump-probe method

*Masao Gohdo[1], Ryoya Tamaki[1], Koichi Kan[1], Jinfeng Yang[1], Yoichi Yoshida[1] (1. SANKEN, Osaka University)

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

Ge 標的への MeV 陽子線照射で発生した準単色 X 線を用いた 文化財試料中の Cu の低線量 XRF 分析

Low-Dose XRF Analysis of Cu in Cultural Heritage Samples
Using Quasi-Monochromatic X-Rays Induced by MeV-Proton Irradiation onto a Ge Target

*小栗 慶之[1]，長谷川 純[1]，福田 一志[1]，羽倉 尚人[2]
[1]東工大，[2]東京都市大

MeV 陽子線を Ge 標的に照射して発生した準単色 X 線を励起源として模擬文化財試料中の Cu の XRF 分析実験を行い，検出下限と試料の受ける吸収線量を評価した．

キーワード: 文化財分析，蛍光 X 線分析（XRF），準単色 X 線，陽子線励起 X 線放出，検出下限，吸収線量，放射線損傷，MeV 陽子線，静電タンデム加速器，X 線キャピラリーレンズ

1. 緒言

単体標的への陽子線照射で発生した準単色 X 線を一次 X 線として用いる低線量 XRF 分析について，前回の Cu 標的を用いた Co の測定[1]に続き，今回は Ge 標的を用いて絵画等で青色顔料に多用される Cu の分析を試みた．

2. 実験方法

絵具の基材（にかわ）を模擬したゼラチン試料に青色顔料を模擬した Cu（K 吸収端エネルギー ＝8.98 keV）化合物（$CuSO_4 \cdot 5H_2O$）を混合した試料を作製した．Ge 単体標的に 2.5-MeV 陽子線を照射して発生した Ge-KX 線（K_α で 9.87 keV）を一次 X 線として，この試料の XRF 分析を行った．図 1 に実験のセットアップを示す．

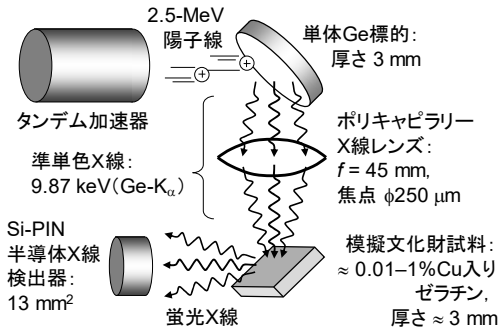


図 1：実験のセットアップ

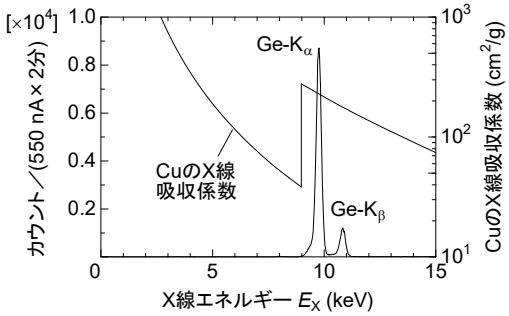


図 2：一次 X 線スペクトルと Cu の吸収端構造

3. 結果・考察

図 2 に一次 X 線スペクトルと Cu の吸収端構造，図 3 に試料の測定結果を示す．X 線の焦点サイズと連続バックグラウンドの強度より，Cu の検出下限は ≈40 ng となった．試料の吸収線量は ≈ 10 mGy で，陽子線を直接試料に照射する PIXE 分析法[2]の場合の $1/10^7$ 程度である．

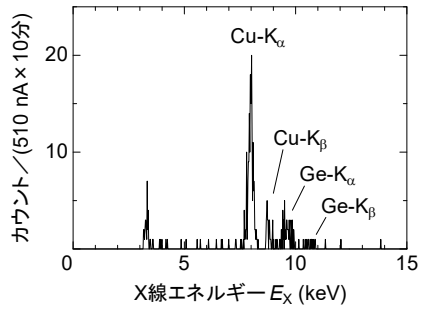


図 3：Cu を 0.89%含む試料の XRF スペクトル

本研究は科研費（18H00753）の助成を受けたものである．

参考文献

[1] 小栗慶之 他，日本原子力学会 2019 年秋の大会, 1M08, 2019 年 9 月 11–13 日，富山大学五福キャンパス．
[2] S.A.E. Johansson et al. (Eds.), *Particle-induced X-ray emission spectrometry (PIXE)*, Wiley, ISBN-13: 978-0471589440 (1995).

*Yoshiyuki Oguri[1], Jun Hasegawa[1], Hitoshi Fukida[1] and Naoto Hagura[2]
[1]Tokyo Tech, [2]TCU

スズ含有レジストの放射線誘起反応機構の解明

Study on radiation-induced reaction mechanism of EUV resist containing Sn

*高田 結以[1]・室屋 裕佐[1]・古澤 孝弘[1]・榎本 智至[2]・Bilal Naqvi[3]・Simone De Danilo[3]
[1]阪大産研・[2]東洋合成・[3]imec

本研究では、高分子側鎖にスズ錯体を持つ EUV レジストの設計指針の獲得を目的とし、電子線パルスラジオリシス法を用いた初期過程解析と、ガンマラジオリシス法を用いた生成物分析により、放射線誘起反応機構を調べた。

キーワード：放射線化学反応　有機スズ側鎖　EUV レジスト　単一成分　パルスラジオリシス

1. 緒言

昨今、EUV リソグラフィにおいて、EUV 吸収断面積の大きいスズを含む高感度なレジストの開発が期待されている[1)2)3)]。また、二次電子の有効利用が求められており、放射線化学反応のメカニズム解明を通じた材料設計が重要である。本研究では、高分子側鎖にスズ錯体を持つ EUV レジストの設計指針の獲得を目的とし、電子線パルスラジオリシス法を用いた初期過程解析と、ガンマラジオリシス法を用いた生成物分析により、有機スズ錯体および側鎖にスズ錯体を持つ二元共重合高分子の反応機構を調べた。

2. 実験

実験に用いた試料の分子構造を **Figure 1** に示す。側鎖構造の Tetraphenyl tin (**TPSn**)、スズ錯体モノマーの triphenyl (4-vinylphenyl) stannane (**TPSnSt**)を溶質としてシクロヘキサンに溶解し、種々の捕捉剤を添加することで反応を制御した。また、**TPSnSt** と酸発生剤の共重合高分子 **DIRP74** は、種々の溶媒に溶解することで反応を制御した。試料溶液を Ar ガスで置換した後、電子線パルスラジオリシス測定を行い、スペクトルと時間挙動を調べた。また、試料に対し、Co-60 を線源としたγ線照射を種々の線量にて行い、照射後試料の液相を高速液体クロマトグラフィーにて分析した。

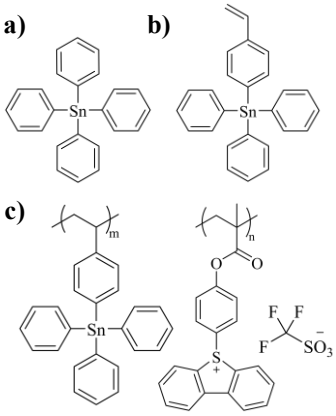


Figure 1. Structures of **a) TPSn**, **b) TPSnSt**, and **c) DIRP74** (m=n=1).

3. 結果と考察

パルスラジオリシス測定では、有機スズ錯体、高分子ともに、ホール及び二次電子が移動することで生成した反応中間体が観測された。また、中間体は反応次数が一次で減衰した。両種反応系での **TPSn** の 2 μs 領域におけるスペクトルを **Figure 2** に示す。

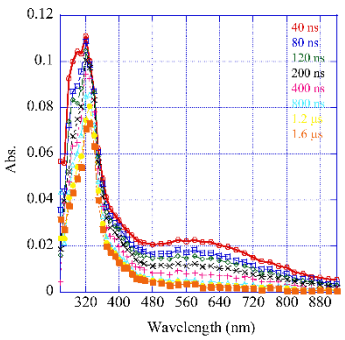


Figure 2. Absorption spectrum of **TPSn** on 2 μs scale.

生成物分析では、生成物の同定と各 G 値(molec. / 100 eV)を算出した。カチオン反応系にて、スズ錯体へのホール移動を経て配位子分解が起こることが明らかとなった。**DIRP74** では、カチオン反応系にてベンゼンの生成が、電子反応系にてジベンゾチオフェンの生成が確認された。ホール移動後はスズ錯体の配位子が、電子移動後は酸発生剤の分解が起こることが明らかとなった。

参考文献

1) T. Kozawa *et al.*, *Jpn. J. Appl. Phys.* **58,** 036501 (2019)
2) G. Kubjak *et al.*, *Proc. SPIE*, 3331, 81 (1998)
3) J. Pankert *et al.*, *Proc, SPIE*, 6151, 61510 Q (2006)

*Yui TAKATA[1], Yusa MUROYA[1], Takahiro KOZAWA[1], Satoshi ENOMOTO[2], Bilal NAQVI[3], Simone De DANILO[3]
[1]SANKEN, Osaka Univ., [2]Toyo Gosei Co., [3]imec

その場イオンビームグラフト重合法におけるモノマー導入方法の改良

Improvement of monomer introduction in in-situ ion beam graft polymerization

*原田　史哉[1]，伊藤 拓海[1]，宮内 環[1]，谷池　晃[1]，古山　雄一[1]
[1]神戸大学大学院　海事科学研究科

我々は基盤高分子に新たな機能性を付与させる「イオンビームグラフト重合法」の研究を行っている．本研究では基盤となる 5 μm 程度のポリエチレンを 2 MeV の陽子ビームで照射し，その後リザーバータンクからモノマーを真空チェンバーに導入することでグラフト重合を行った．グラフト率向上のため，モノマー導入方法の改良を行い，モノマー圧力をモノマー導入時間で積分したモノマー導入量の向上を行った．
キーワード：イオンビーム，モノマー導入，グラフト重合

1. 緒言

基盤高分子に新たな機能性を付与させる方法として放射線グラフト重合がある．我々はイオンビームを用いてポリマーにモノマーをグラフト重合させる，「イオンビームグラフト重合法」によって機能性高分子材料の開発を行っている． 機能性高分子材料の開発には真空中における重合反応機構の解明が重要である．これまでの研究によってその場イオンビームグラフト重合法の開発が進められてきた[1]．本発表では，その場同時イオンビームグラフト重合法におけるモノマー導入系統の改良結果について述べる．

2. 研究目的

これまで，グラフト重合反応の基盤高分子材料の種類，イオンビーム条件，モノマー条件に対する依存性についての研究を行ってきた．イオンビーム照射と重合反応をその場で同時に行うグラフト重合において，従来の実験体系では真空チェンバーにモノマーを導入する際にモノマーを継続して導入できないという問題があった．そこで，本研究では，実験体系・方法の改良を行い，モノマーを真空チェンバーに安定供給することで，グラフト率の向上を目的とした．

3. モノマー導入体系・方法の改良

従来の実験体系ではモノマーボンベを恒温槽によって温め，モノマーをターゲットチェンバーに直接導入していた．この体系では系全体を真空引きしながらモノマーをターゲットチェンバーに導入していたため，真空ポンプへの負荷が大きく，モノマー圧力を上げることができなかった．そこでモノマーボンベと真空チェンバーの間にリザーバータンクを導入した[2]．改良後の概略図を Fig. 1．に示す． 改良後の実験体系ではリザーバータンクを用いることでモノマーを比較的高い圧力で短時間，何回も真空チェンバーに導入することができるようにした．

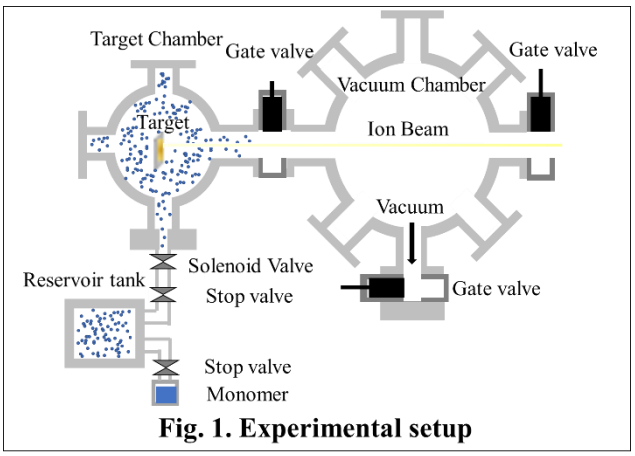


Fig. 1. Experimental setup

4. モノマー導入試験

改良後の実験体系を用いてモノマー導入試験を行った．実験体系全体を真空に引いた後，モノマーボンベからリザーバータンク内にモノマーを所定の圧力まで導入した．ターゲットチェンバー，真空チェンバーを真空引きしながら，ターゲットチェンバーにリザーバータンクから短時間，何回もモノマーを導入した．実験中リザーバータンク，重合チェンバー，真空チェンバーの真空度を測定した．モノマー導入時間，モノマー圧力を積分したモノマー導入量を従来の実験体系と比較を行った．モノマー圧力モノマーボンベの容積は 0. 01L，リザーバータンクの容積は 3. 0L，ターゲットチェンバーの容積は 3. 7L，真空チェンバーの容積は 30L である．

改良した実験体系を用いてその場イオンビームグラフト重合実験を行った．試料は厚さ 5 μm の高密度ポリエチレン(HDPE)，重合させるモノマーはアクリル酸(AA)を使用した．

詳細は講演で述べる．

参考文献

[1] *井上，藤田，中島，溝上，谷池，古山，日本原子力学会 2019 年春の年会，1G01
[2] *原田，新田，伊藤，宮内，谷池，古山，日本原子力学会 2022 年春の年会，2C02

* Fumiya Harada[1], Takumi Ito[1], Tamaki Miyauchi[1], Akira Taniike[1], Yuichi Furuyama[1]
[1]Kobe Univ.

２段階励起パルスラジオリシスによる アルコール中の溶媒和電子の電子構造の研究

Study of the electronic structure of the solvated electron in alcohols by pulse-pump-probe method

*神戸 正雄[1], 田牧 諒哉[1], 菅 晃一[1], 楊 金峰[1], 吉田 陽一[1]

[1]大阪大学産業科学研究所

2 段階励起パルスラジオリシス法により、パルス電子ビームにより発生した 1-ペンタノール中の溶媒和電子を光励起し、過渡吸収ダイナミクスを観測した。–60 ℃では溶媒和電子の吸収のブリーチが観測され、ブリーチが回復しないこと、および、光励起による溶媒和前電子が観測されないことから、–60 ℃では溶媒和前電子の光励起は溶媒和前電子の生成に帰結しないことが実験的に明らかとなった。

キーワード：パルスラジオリシス, 反応ダイナミクス, 放射線化学基礎過程, 時間分解分光, 溶媒和電子

1. 緒言

水和電子・溶媒和電子に関する研究は、水和電子・溶媒和電子の存在が知られて以来、様々な議論がなされてきた。現在でも放射線防護に関連した研究だけでなく、生物影響やガン治療、最先端ナノテクノロジー技術である EUV リソグラフィーに関連して研究が続いており、その重要性は持続している。より基礎的な水和電子の構造に関しても新しい理論計算が提出され[1]、基礎的な研究もいまだに必要な状況である。本研究では、放射線照射によって作り出した溶媒和電子を光励起し、光励起された溶媒和電子の挙動を調べることで溶媒和電子の電子構造に新たな知見を見出すことを目標とした。

2. 実験

阪大産研量子ビーム科学研究施設に設置した、L-バンド電子線ライナックを用いたナノ秒パルスラジオリシス測定装置に、電子ビームと同期させたナノ秒 Nd:YAG レーザーを光励起源として組み合わせた、２段階励起パルスラジオリシス法を用いた。この測定法では、パルス電子ビーム照射後の任意の時間に、パルスレーザー光により過渡種を光励起することができ、吸光度や発光の時間変化を測定することができる。サンプルは主として 1-ペンタノールを用い、室温、または–60 ℃において測定した。なお、–60 ℃においても 1-ペンタノールは液体であり、この温度では溶媒和電子だけでなく、溶媒和前電子も観測できる。

3. 結果と考察

1-ペンタノール中の溶媒和電子を–60 ℃において 532 nm のレーザー光で光励起すると、溶媒和電子の吸光度の減少（ブリーチ）が観測された。また、このブリーチは回復しなかった。溶媒和前電子が観測できる波長においても、光励起による溶媒和前電子の生成は確認できなかった。溶媒和電子と溶媒和前電子のモル吸光係数の比から検討すると、光励起により溶媒和前電子が生成しているならば、十分に観測可能である。従って、1-ペンタノール中の溶媒和電子の光励起は溶媒和前電子を生成せず、他の反応パスを経由して失われることを示している。光イオン化により作り出した溶媒和電子を光励起する実験はバーバラらによって報告されているが[2]、放射線により作り出した溶媒和電子の光励起は、バーバラらの報告とは異なる結果となった。当日はこれらの結果を矛盾なく説明する溶媒和電子のエネルギー準位を検討し提案する。

参考文献

[1] A. Kumar, J. A. Walker, D. M. Bartels and M. D. Sevilla, *J. Phys. Chem. A*, **2015**, 119, 9148–9159.

[2] C. Silva, P.K. Walhout, P.J. Reid, P.F. Barbara, *J. Phys. Chem.*, **1998**, 102, 5701–5707.

---

*Masao Gohdo[1], Ryoya Tamaki[1], Koichi Kan[1], Jinfeng Yang[1], Yoichi Yoshida[1]

[1]SANKEN(The Institute of Scientific and Industrial Research), Osaka University

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 203-2 Beam Application, Beam Measurement, Target

[1N05-09] Applications of Quantum Beam and Targets 1

Chair:Yoshiyuki Oguri(Tokyo Tech)

Wed. Sep 7, 2022 2:45 PM - 4:10 PM Room N (E2 Bildg.1F No.102)

[1N05] R&D on Mercury Target for Spallation Neutron Source to Improve the Durability under High Power Operation

*Hiroyuki KOGAWA[1], Hiroyuki KAWASHIMA[2], Gen ARIYOSHI[1], Koichi SARUTA[1], Takashi WAKUI[1], Takashi NAOE[1], Katsuhiro HAGA[1], Masatoshi FUTAKAWA[1], Hitoshi SOYAMA[3], Kei ITO[4] (1. JAEA, 2. Ibaraki Univ., 3. Tohoku Univ., 4. Kyoto Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

[1N06] R&D on Mercury Target for Spallation Neutron Source to Improve the Durability under High Power Operation

*Hiroyuki Kawashima[1], Hiroyuki Kogawa[2], Masatshi Futakawa[2], Hitoshi Soyama[3], Chieko Kuji[3], Nobutatsu Tanaka[1] (1. Ibaraki Univ., 2. JAEA, 3. Tohoku Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM

[1N07] R&D on Mercury Target for Spallation Neutron Source to Improve the Durability under High Power Operation

*Gen Ariyoshi[1], Kei Ito[2], Hiroyuki Kogawa[1], Masatoshi Futakawa[1] (1. JAEA, 2. Kyoto Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM

[1N08] R&D on Mercury Target for Spallation Neutron Source to Improve the Durability under High Power Operation

*Takashi Wakui[1], Shigeru Saito[1], Eiichi Wakai[1], Tomoki Sakai[2], Kotaro Mori[2], Masatoshi Futakawa[1] (1. JAEA, 2. Ibaraki Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM

[1N09] R&D on Mercury Target for Spallation Neutron Source to Improve the Durability under High Power Operation

*Koichi Saruta[1], Atsushi Murata[2], Kohki Maeno[2], Takashi Wakui[1], Takashi Naoe[1], Hiroyuki Kogawa[1], Yanrong Li[2], Makoto Teshigawara[1], Katsuhiro Haga[1], Masatoshi Futakawa[1] (1. JAEA, 2. Ibaraki Univ.)

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

核破砕中性子源水銀標的の耐久性向上に向けた研究開発
（1）ガス気泡の損傷抑制効果のメカニズムと損傷観察結果

R&D on Mercury Target for Spallation Neutron Source to Improve the Durability under High Power Operation

(1) Mechanism of Damage Mitigation Effects by Gas Bubbles and Damage Observation Results

*粉川　広行[1]，川島　広之[2]，有吉　玄[1]，涌井　隆[1]，猿田　晃一[1]，直江　崇[1]，
羽賀　勝洋[1]，二川　正敏[1]，祖山　均[3]，久慈千栄子[3]，伊藤　啓[4]，田中　伸厚[2]
[1]JAEA，[2]茨城大，[3]東北大，[4]京大

J-PARC の核破砕中性子源施設では、水銀標的容器の耐久性向上のために、水銀中に微小ガス気泡を注入して、キャビテーション損傷の要因となる圧力波を低減する運転を実施している。さらなる高出力長寿命化に資するために、容器の損傷を詳細に観察した結果、ガス気泡が要因となる損傷が発生することが示唆された。

キーワード：J-PARC, 水銀標的, 圧力波, キャビテーション損傷, 微小気泡,　高出力長寿命化

1. 緒言

J-PARC の核破砕中性子源水銀標的容器は、キャビテーション損傷による健全性劣化を踏まえて年一回の交換を行っているが、さらなる耐久性向上が求められている。高出力・長寿命化のために、水銀中にヘリウムガスの微小気泡を注入し、キャビテーション損傷の要因となる圧力波の低減技術開発を進めてきた[1]。一方で、注入したガス気泡は、容易にキャビテーションが発生する核となり、圧力波低減を狙って注入した微小ガス気泡がキャビテーション損傷を誘発させる要因となる可能性も危惧してきた。これまでに、運転中に測定した圧力波に起因する容器の振動及び音の最大振幅について、気泡無し時 A と気泡注入時 B の比、B/A を気泡効果として用い、気泡効果が減少、すなわち気泡注入により圧力波が低減すると損傷も抑制されることを、容器の損傷が最も激しい箇所を切出し、損傷を観察することで確認した。その一方で、運転出力の上昇に伴い、キャビテーションではなく、ガス気泡によるものと考えられる損傷が観察された。

2. 損傷形態の観察　―ガス気泡による損傷―

Fig.1 に、気泡効果 B/A=0.3 の場合の損傷形態を示す(板厚は 5 mm)。特徴的な損傷形態として筋状の欠陥が観察され、その内部には連続したピットが観察された。筋の向きは数値解析で求めたがガス気泡が流れる向きと一致した。また連続ピットの間隔は、解析で求めた水銀中を流れるガス気泡の動的挙動と相関があった。このことは、ガス気泡の攻撃性がビーム出力上昇によって顕在化したものと考えられる。

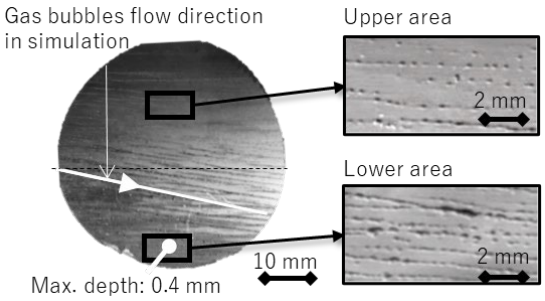


Fig.1 Observed damage on the spent mercury target (B/A=0.3). Streaky defects in which continuous pits exist were observed.

3. 水銀標的容器の高耐久化を目指して

高耐久性標的の開発においては、今回示唆されたガス気泡の攻撃性の評価とともに、水銀中でのガス気泡分布の評価、照射損傷に対する評価、および容器が破損する前に検知できる異常診断技術の開発が必要である。本シリーズ報告の中でこれらの R&D について報告する。

参考文献　[1] H.KOGWA, et. al., J. Nucl. Scien. Tech., 54 (2017), 733-741.

*Hiroyuki KOGAWA[1], Hiroyuki KAWASHIMA[2], Gen ARIYOSHI[1], Takashi WAKUI[1], Koichi SARUTA[1], Takashi NAOE[1], Katsuhiro HAGA[1], Masatoshi FUTAKAWA[1], Hitoshi SOYAMA[3], Chieko KUJI[3], Kei ITO[4], Nobuatsu TANAKA[2].
[1]JAEA, [2]Ibaraki Univ., [3]Tohoku Univ., [4]Kyoto Univ.

核破砕中性子源水銀標的の耐久性向上に向けた研究開発
（2）気泡崩壊に伴う局所衝撃力における支配因子

R&D on Mercury Target for Spallation Neutron Source
to Improve the Durability under High Power Operation
(2) Dominant factors in local impact forces caused by bubble collapse

*川島 広之[1]，粉川 広行[2]，二川 正敏[2]，祖山 均[3]，久慈 千栄子[3]，田中 伸厚[1]
[1]茨城大学，[2]日本原子力研究開発機構，[3]東北大学

水銀ターゲット容器における注入ガス気泡の最適条件提案のため，ガス気泡崩壊時に生じる局所衝撃力に着目した実験を行った．また，気泡ダイナミックスに関する Keller-Miksis の式による計算を行い，両者の比較から，気泡最大径とそれが発現してから崩壊するまでの時間がほぼ線形で表せることを見出した．

キーワード：キャビテーション，気泡崩壊，キャビテーション損傷，火花放電，Keller-Miksis の式

1. 緒言

J-PARC 水銀ターゲットでは，キャビテーション損傷抑制を目的としてヘリウムガス気泡を注入した運転が行われている．しかしながら，この注入ガス気泡が損傷を引き起こしている可能性が近年示された．このため水銀ターゲットの高出力，耐久性向上のためには，注入ガス気泡の最適条件を明らかにすることが重要である．本研究では注入ガス気泡の最適条件の提案を目的とし，ガス気泡崩壊時に生じる局所衝撃力を評価すべく、その第一段階として気泡ダイナミックスと種々の観測パラメータとの相関を実験観測結果に基づいて調査した。さらに、Keller-Miksis の式[1]を援用し、その相関性について数値解析的考察を行なった。

2. 実験

実験には常温常圧の水を使用した．200×200×200 mm のアクリル水槽の水中試験部に直径 0.2 mm の SUS316L 電極を設置し，水中火花放電によって気泡を生成した[2]．壁として厚さ 5 mm のアクリル板を気泡生成位置の 15 mm 上部に設置し，この部分の振動速度をレーザードップラー振動計（LDV）で測定した．気泡挙動は高速度ビデオカメラを用いて 10^5 f/s で撮影した．ここでは最大気泡径に着目した実験および結果の整理を行った．さらに、レーザーキャビテーションピーニングに関する基礎実験で得られた観測結果[3]との比較も行った。

3. 結果

気泡ダイナミックに関する観測結果について、幾つかのパラメータに対して相関を求めた中で、図１に示すように気泡崩壊に転じてから完全崩壊に至るまでの時間$\Delta t\beta$と最大気泡半径にはほぼ線形の相関関係があることが分かった．この傾向は数値解析的にも説明できた。今後は得られた$\Delta t\beta$および最大気泡半径の関係を用いることで，壁面衝撃力を推定できる手法について検討していく予定である．

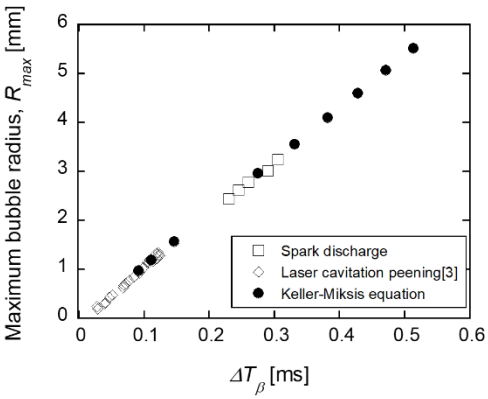


図 1 $\Delta t\beta$と最大気泡半径の比較

参考文献

[1] 井田 他，数理解析研究所講究録，第 1594 巻, pp.77-88, 2008
[2] H. Kawashima et al., Advanced Experimental Mechanics, Vol.7, 2022; Accepted, In press
[3] H. Soyama, *Metals*, vol. 11, no. 4, p. 531, Mar. 2021

*Hiroyuki Kawashima[1], Hiroyuki Kogawa[2], Masatoshi Futakawa[2], Hitoshi Soyama[3], Chieko kuji[3], Nobuatsu Tanaka[1]
[1]Ibaraki Univ., [2]JAEA, [3]Tohoku Univ.

核破砕中性子源水銀標的の耐久性向上に向けた研究開発
（3）合泡現象に関する実験的観測および数値予測コードの開発

R&D on Mercury Target for Spallation Neutron Source to Improve the Durability under High Power Operation
(3) Experimental observation of bubble coalescence phenomenon and development of numerical prediction code

*有吉 玄[1]，伊藤 啓[2]，粉川 広行[1]，二川 正敏[1]
[1]原子力機構，[2]京大

微小気泡の合体・分裂挙動を把握するため、空気－水二相流中における気泡挙動の可視化実験および数値予測コードの開発を行っている。本報では、可視化実験結果および予測コードの開発状況について報告する。
キーワード：核破砕水銀標的，圧力波，キャビテーション損傷，微小気泡，液体金属気液二相流

1. 緒言

大強度陽子加速器施設（J-PARC）の核破砕水銀標的では、圧力波による標的容器のキャビテーション損傷が問題視されており、水銀中に微小 He 気泡を混合した水銀－He 二相流を利用する損傷抑制技術が開発されている。圧力波の抑制・減衰に有効な固有振動数を有する気泡の半径は約 100 μm 以下とされているが、水銀流中における微小気泡の合体・分裂挙動により、最も損傷抑制が要求される陽子ビーム窓部の気泡半径が適正値と異なる可能性が示唆されている。本研究は、水銀標的内部における気泡半径分布の予測を目的として、空気－水二相流をモデル流体とした微小気泡の合体・分裂挙動の可視化実験および数値予測コードの開発を行うものである。

2. 気泡挙動可視化実験

Fig.1 に実験装置の概略図を示す。試験部は一辺 60 mm の正方矩形流路であり、長さは 480 mm である。試験部中心軸上の 3 箇所（L=100, 200, 300 mm）に計測位置を設け、L=300 mm の位置には高さ方向 3 箇所の計測位置を設けた。気泡挙動は、撮像視野 12.67 mm×9.50 mm の高速度カメラを使用したバックライト法で可視化され、気相流量は 0.42 – 5.00 L/min、液相流量は 183.3 – 383.3 L/min とした。

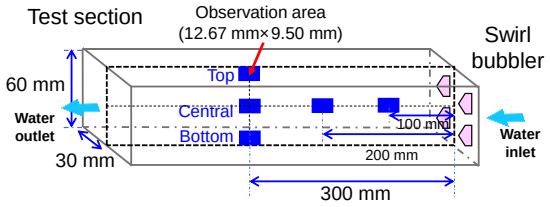


Fig. 1 Experimental apparatus.

3. 可視化結果と解析手法の開発

試験部中心軸上の各計測位置において観察された気泡半径のヒストグラムを Fig.2 に示す。流動水中には半径 100 – 200 μm の気泡が数多く存在するが、流下に伴う気泡数の減少と気泡半径の僅かな増大から、微小気泡が流下に伴って合体する傾向を示すことが明らかになった。

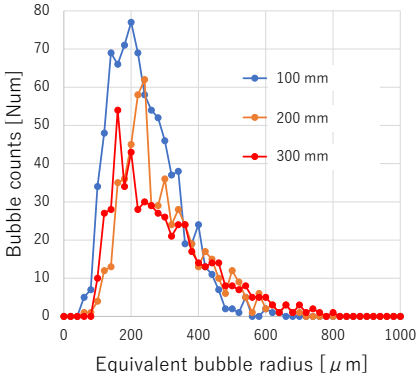


Fig.2 Histograms of bubble radius.

水銀標的内部の気泡半径分布の予測には、今回示唆された気泡の合体傾向を考慮した評価モデルが必要となるため、流れ場中の微小気泡挙動解析コードの開発を行っている。現在、気泡間距離に基づく合泡モデルや壁面近傍の気泡に作用する壁面潤滑力モデル[1]の検討を進めており、可視化実験で蓄積される気泡半径や合体挙動に関する詳細特性を適切に評価モデルへ組込むことで、解析精度の向上を目指している。

参考文献 [1] Antal et al., Int. J. Multiphase Flow, 17 (1991), 635-652.

---

*Gen Ariyoshi[1], Kei Ito[2], Hiroyuki Kogawa[1] and Masatoshi Futakawa[1]
[1]JAEA, [2]Kyoto Univ.

核破砕中性子源水銀標的の耐久性向上に向けた研究開発
（4）水銀標的の余寿命を評価するための照射損傷評価に関する研究開発

R&D on Mercury Target for Spallation Neutron Source to Improve the Durability under High Power Operation
(4) Development of Technique on Radiation Damage Evaluation on the Mercury Target to Estimate the Residual Lifetime

*涌井　隆[1]，斎藤　滋[1]，若井　栄一[1]，酒井　知紀[2]，森　孝太郎[2]，二川　正敏[1]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]茨城大学

水銀標的容器の余寿命評価に向けた照射損傷評価方法を検討するために、照射損傷を模擬したイオン照射材の微小押込み試験結果を基に、硬度評価及び逆解析的手法による引張特性評価を行い、米国 SNS の水銀標的の実機データとの比較により本手法の妥当性について検討した。

キーワード：水銀標的，照射損傷，押込み試験，引張特性，余寿命評価，逆解析

1. はじめに

J-PARC の核破砕水銀標的の寿命を決定する支配因子には、陽子及び中性子による照射損傷や疲労損傷などがある。著者らは、これまで、照射損傷を模擬した冷間加工材の疲労試験において、繰り返し数の増加に伴う軟化と硬化挙動や試験温度の増加に伴う疲労限度の低下を明らかにした。また、非照射材に対して、微小押込み試験から引張特性を評価する逆解析手法を提案してきた。本研究では、核破砕条件による照射損傷を模擬したイオン照射材に対して、硬度評価及び逆解析的手法による引張特性評価を行い、その評価結果と米国 SNS の水銀標的の実機データとの比較により、逆解析的評価手法の妥当性について検討した。

2. イオン照射領域の引張特性評価

水銀標的材料である SUS316L 及び JPCA に対して、イオン照射を行い、そのイオン照射材に対して、三角錐圧子及び球状圧子を用いた微小押込み試験を実施した。試験より得られた押込み荷重-深さ曲線を基に、イオン照射領域の硬度評価を行い、硬度に及ぼす照射温度や水素及びヘリウム注入の影響について検討した。また、イオン照射領域を機械的特性が異なる多層構造と仮定し、有限要素法及びカルマンフィルタを組み合わせた逆解析的手法を用いて、各層の材料構成式中の定数（降伏応力、加工硬化係数及び加工硬化係数）を同定した。最もはじき出し損傷量が多い層の定数の値を用いて、有限要素法により引張強度に関する数値実験を行い、解析結果と米国 SNS の使用済み水銀標的から採取した試料の引張試験結果を比較し、その比較結果について議論する。

3. まとめと今後の展開

イオン照射材の硬度評価結果及び引張特性評価結果と米国 SNS の水銀標的の実機データの比較を行い、評価方法の妥当性を検討した。その検討結果を踏まえ、多重容器構造を有する水銀標的容器に対して、照射損傷とは異なる支配因子も含まれた部位から採取した試料に対して押込み試験を行うことにより、各部位の硬度や本評価手法から得られる引張特性を基に、照射損傷に重畳する様々な影響（疲労、温度、及び水銀による変質など）も考慮した余寿命評価が行えることが期待される。

---

*Takashi Wakui[1], Shigeru Saito[1], Eiichi Wakai[1], Tomoki Sakai[2], Kotaro Mori[2] and Masatoshi futakawa[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Ibaraki Univ.

核破砕中性子源水銀標的の耐久性向上に向けた研究開発
（5）水銀標的健全性評価における異常診断技術の適用

R&D on Mercury Target for Spallation Neutron Source to Improve the Durability under High Power Operation

(5) Application of anomaly detection and diagnosis for structural integrity evaluation of a mercury target vessel

*猿田 晃一[1]，村田 篤[2]，前野 航希[2]，涌井 隆[1]，直江 崇[1]，粉川 広行[1]，
李 艷栄[2]，勅使河原 誠[1]，羽賀 勝洋[1]，二川 正敏[1]
[1]原子力機構，[2]茨大

核破砕中性子源の高出力化及び長期運用に向け、水銀標的容器の異常診断技術の開発を行っている。本発表では標的容器の振動や付随して生じる音を利用した異常診断技術の開発について概要を紹介し、水ループ試験装置での振動・音響計測の結果と共に異常診断技術の考え方を議論する。

キーワード：異常診断，構造健全性評価，振動計測，音響計測，水銀ターゲット，核破砕中性子源

1. 緒言

水銀標的を使用する核破砕中性子源では、陽子ビームの入射に伴って水銀中を伝播する圧力波によりキャビテーションが誘発され、標的容器内壁が損傷を受ける。そのため J-PARC では、流動水銀中に微小気泡を注入して圧力波を緩和する技術やビーム入射部に狭隘流路を設けキャビテーションの進展を抑制する技術を導入し、損傷の低減を行ってきた。その一方で、陽子ビームの高出力化や運転期間の長期化に対応し、施設の安定運用を実現するためには、これらの損傷対策に加えて運転中の標的容器の異常を検知・診断する技術が必要になる。これまでの研究において標的容器が発する振動・音響信号によって異常を検知できる可能性が示されている[1]。本発表では、実機において利用できる可能性がある３種類の振動・音響信号に着眼した異常診断技術の開発について概要を紹介する。また異常診断技術の考え方について、水ループ試験装置での振動・音響計測結果と共に議論する。

2.異常診断技術の考え方

実機で利用できる可能性がある振動・音響データとして、(1)陽子ビーム入射時の標的容器の振動・音、(2)狭隘流路の水銀流れによる振動・音、及び(3)気泡発生器の振動・音がある。標的容器が損傷した場合、陽子ビーム入射に伴う圧力波が励起する振動や音響信号に変化が現れると考えられる。また狭隘流路の壁面が損傷し貫通孔が形成された場合には、水銀流れと壁面が連成して振動や音を発生する可能性がある。これらの振動・音響信号から異常を検知・診断する。また気泡発生装置は、水銀流速や給気量に依存した音を発する［2]。これを計測することで、気泡発生装置の動作状態や圧力波の緩和効果を評価できる可能性がある。このような異常診断の考え方について、水ループ試験装置を使って実施する要素試験の結果と共に議論する。

参考文献

[1] T. Wan.; T. Naoe, and M. Futakawa, J. Nucl. Mater. **468**, 321–330 (2016).

[2] 京藤、塩田、ながれ **35**, 347-352 (2016).

---

*Koichi Saruta[1], Atsushi Murata[2], Kohki Maeno[2], Takashi Wakui[1], Takashi Naoe[1], Hiroyuki Kogawa[1], Yanrong Li[2], Makoto Teshigawara[1], Katsuhiro Haga[1], and Masatoshi Futakawa[1]

[1]JAEA, [2]Ibaraki Univ.

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 203-2 Beam Application, Beam Measurement, Target

[1N10-12] Applications of Quantum Beam and Targets 2

Chair:Masao Gohdo(Osaka Univ.)

Wed. Sep 7, 2022 4:10 PM - 5:00 PM Room N (E2 Bildg.1F No.102)

[1N10] Quantification of a Substance with Nuclear Cross-section Property of Strong Neutron Multiple Scattering Using Wavelength-resolved Neutron Imaging

*Ami Masaki[1], Hirotaka Sato[1], Takashi Kamiyama[1] （1. Hokkaido Univ.）

4:10 PM - 4:25 PM

[1N11] Wavelength-resolved Neutron Imaging Data Analysis by Combining Slow Neutron Total Cross-section Calculation Code with Machine Learning

*Tomoki Kasahara[1], Hirotaka Sato[1], Takashi Kamiyama[1] （1. Hokkaido Univ. ）

4:25 PM - 4:40 PM

[1N12] A study on energy selective neutron imaging using IP and activation method

*Ryuji Uemoto[1], Hiroyuki Uno[1], Koichi Nittoh[2], Mikio Uematsu[2], Takashi Kamiyama[3], Hirotaka Sato[3], Yoshiaki Kiyanagi[3] （1. SHI-ATEX, 2. Toshiba Technical Services International , 3. Hokkaido Univ.）

4:40 PM - 4:55 PM

©Atomic Energy Society of Japan

波長分析型中性子イメージングによる強い多重散乱の断面積特性を持つ物質の定量

Quantification of a Substance with Nuclear Cross-section Property of Strong Neutron Multiple Scattering Using Wavelength-resolved Neutron Imaging

*正木 杏実[1], 佐藤 博隆[1], 加美山 隆[1]
[1]北海道大学

水の中性子吸光度スペクトルの形状と水分量との関係を粒子輸送シミュレーション計算により明らかにし、中性子の多重散乱の補正を施すことで、中性子イメージングにおける水分量の新しい定量手法を開発した。

キーワード: 波長分析型中性子イメージング、中性子透過率スペクトル、水分定量、多重散乱、粒子輸送計算

1. 研究の背景と目的

中性子イメージングを利用して物質中の水分量の非破壊定量と可視化が行われている。その中で、中性子のエネルギー分析を行わない方法では、ビームハードニングに起因して実験条件固有の中性子吸光度と水分量の検量線を必要とする。それに対し、中性子エネルギー分析を行う波長分析型中性子イメージングでは、中性子吸光度スペクトルの形状解析によって検量線無しに水分量を定量できることが期待される。しかし、一般には中性子の水素による多重散乱の影響によって中性子吸光度スペクトルの形状が変化し、水分量の定量が困難になる。ただし、多重散乱は水分量に依存するため、そのスペクトルへの寄与は水分量に依存するはずである。そこで本研究では、多重散乱を含む中性子吸光度スペクトルから水分量を定量する手法の開発を目的とした。

2. 水の中性子吸光度スペクトルから水分量を定量する手法の開発

水の中性子吸光度スペクトルには、水素による多重散乱の影響が見かけの吸光度の減少として現れる。このとき多重散乱の影響は、水素が多く存在するほど、すなわち水分量が多いほど顕著に現れる。そこで、ビーム方向の水の厚さの変化に伴う中性子吸光度スペクトルの変化を粒子輸送シミュレーション計算コードPHITSによりシミュレーション計算した。そして薄い水の中性子吸光度スペクトルを基準とし、これに多重散乱の補正を施すことで、多重散乱による中性子吸光度の減少の波長依存性を水分量依存で関数化した。この関数によって補正されたスペクトルをシミュレーションスペクトルにフィッティングし、水分量の定量を行った。

図1に、水の厚さ10 mmの中性子吸光度スペクトルへのフィッティング結果を示す。シミュレーションスペクトルに対し、補正されたスペクトルを長波長領域までフィッティングできた。図2に、幾つかの厚さの水の中性子吸光度スペクトルについて定量した結果とその相対誤差を示す。水の厚さ0.1 ~ 12 mmの定量では相対誤差±1%以下で定量できることが確認できた。つまり、多重散乱の補正を施した中性子吸光度スペクトル解析により、水の厚さが12 mm程度まで中性子吸光度スペクトルからの水分量の定量が可能である。

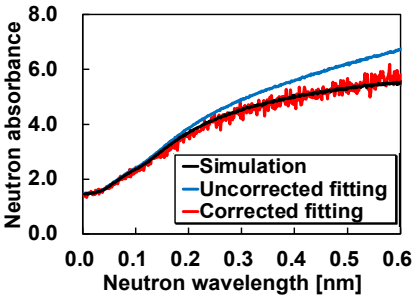


図 1. 厚さ 10 mm の水の中性子吸光度スペクトルへのフィッティング

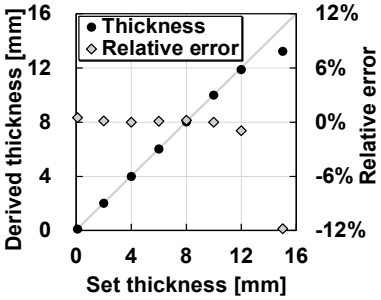


図 2. 水の厚さが異なる中性子吸光度スペクトルを多重散乱補正解析した水の厚さとその相対誤差

3. まとめ

中性子吸光度スペクトルに中性子の多重散乱の補正を施すことで、水の中性子吸光度スペクトルから水分量を定量する手法を開発した。また、この手法を実験的に検証するために、北大電子加速器駆動パルス中性子源HUNSで水の中性子吸光度スペクトル測定を行った。その結果の詳細については当日報告する。

---

*Ami Masaki[1], Hirotaka Sato[1] and Takashi Kamiyama[1]
[1]Hokkaido Univ.

低速中性子全断面積計算コードと機械学習を組み合わせた波長分析型中性子イメージングデータ解析

Wavelength-resolved Neutron Imaging Data Analysis by Combining Slow Neutron Total Cross-section Calculation Code with Machine Learning

*笠原 朋樹[1], 佐藤 博隆[1], 加美山 隆[1]
[1]北海道大学

未経験者でも容易に取り扱える中性子透過ブラッグエッジイメージングデータ解析法の開発を目的として、低速中性子全断面積計算コード RITS によって計算した様々な低速中性子全断面積を機械学習し、この学習モデルでスペクトルを解析して結晶組織構造情報を得る新しい手法を開発した。

キーワード：波長分析型中性子イメージング, 機械学習, ブラッグエッジ, 結晶組織構造解析, RITS

1. 緒言

中性子透過ブラッグエッジイメージングは、広範囲かつ高位置分解能で多結晶材料のバルク結晶組織構造情報を評価できる手法である。中性子透過率ブラッグエッジスペクトルが持つ結晶組織構造情報の定量解析は、スペクトルフィッティング解析コード RITS によって実現している。しかし RITS によるフィッティング解析には構造パラメータの初期値入力が必要であり、未経験者には難しいという課題がある。本研究では、未経験者でも容易な中性子透過ブラッグエッジイメージングデータ解析を実現するために機械学習を利用し、訓練データには RITS で計算した様々なスペクトルを用いる新しい解析法を開発することを目的とした。

2. 低速中性子全断面積計算値の機械学習を利用した中性子透過率ブラッグエッジスペクトル解析

本手法には、機械学習モデル構築のための訓練データが必要である。低速中性子全断面積計算コード RITS によって様々なパターンの集合組織の発達度と結晶子サイズの中性子全断面積スペクトルを合計 1581 個計算し、訓練データとした。一方、解析対象は、J-PARC MLF BL22「螺鈿（RADEN）」で測定した室町時代の日本刀「則綱」の実験データとした[1]。実験による中性子透過率スペクトルは、全断面積化した上で訓練データとともに主成分分析（PCA）することで、スペクトル情報を保持しつつデータ量を削減し、次段の機械学習を行い易くした。そこでは、K 近傍法（KNN）を用いて画素毎に集合組織の発達度と結晶子サイズの解析を行った。図 1 に日本刀の茎と呼ばれる根本部分付近における結晶子サイズのイメージング結果を示す。(a) は機械学習による解析結果、(b) は RITS による解析結果である。本手法で解析した結果を RITS の解析結果と比較した所、結晶組織構造の実空間分布の変化を両者同様に捉えていることがわかった。

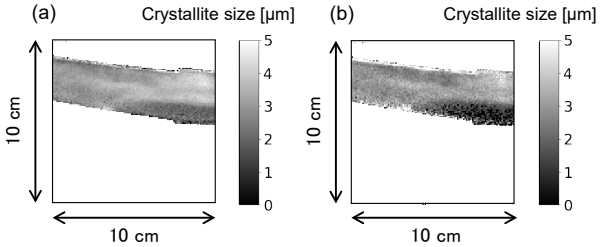


図 1. 日本刀「則綱」茎部分の結晶子サイズイメージング。
(a) 機械学習による解析、(b)RITS による解析。

3. 結言

本研究では計算された中性子全断面積の機械学習を利用したブラッグエッジスペクトル解析により、構造パラメータ推定を必要とせずに結晶組織構造を解析・イメージングする新しい手法を開発した。

[1] H. Sato *et al*., Mater. Res. Proc. 15 (2020) 214-220.

---

*Tomoki Kasahara[1], Hirotaka Sato[1] and Takashi Kamiyama[1]
[1]Hokkaido Univ.

IP と放射化法を利用したエネルギー選択中性子イメージングの研究

A study on energy selective neutron imaging using IP and activation method

*上本 龍二[1]，鵜野 浩行[1]，日塔 光一[2]，上松 幹夫[2]，加美山 隆[3]，佐藤 博隆[3]，鬼柳 善明[4]
[1]住重アテックス，[2]東芝テクニカルサービスインターナショナル，
[3]北海道大学，[4]北海道大学名誉教授

加速粒子とターゲットとの反応で放出される高速中性子ビームを用いた転写法イメージングによって、熱中性子で遮蔽される Gd 化合物やγ線で遮蔽される Pb を同時に透過して可視化することが可能になった。さらに、同じ加速器中性子源で転写法による熱中性子と直接法によるγ線のイメージングを可能にした。

キーワード：中性子イメージング、高速中性子、閾値反応、放射化法、転写法、イメージングプレート

1. 緒言

これまで、加速器中性子源で発生させた高速中性子を被写体に照射し、その後方に設置した間接イメージング用金属コンバータと透過中性子の閾値反応を利用して、高速中性子イメージングを行ってきた。金属コンバータは閾値反応により放射化し、γ線或いはβ線を放出する。これらの放射線を X 線イメージングプレート(IP)に転写することで、閾値以上の高速中性子成分のみで被写体の透過イメージングを行うことができるものである。本研究では、Al コンバータの(n, α)反応(閾値約 3.25 MeV)を利用した高速中性子イメージングだけでなく、Dy コンバータの(n, γ)反応を利用した熱中性子イメージング及び直接 IP 撮影によるγ線イメージングも比較し、それぞれの画像の特性を評価した。

2. 陽子サイクロトロンを用いたイメージング

測定には、p-Be 反応で発生する高速中性子ビーム、モデレータからの熱中性子ビームおよびγ線を用いた。モデル試料として材質が異なる厚さが 5 段階のステップウェッジ(SW: Fe, Cu, Mo, Pb, W, WHA, GOS 樹脂, GOS 無垢)を準備して実施した。WHA はタングステンヘビーアロイ、GOS 無垢は Gd_2O_2S のセラミック焼結体で、GOS 樹脂は砕かれた焼結体をエポキシ樹脂で固めた物である。ターゲット出口にはこの GOS 樹脂で成形されたコリメータ L/D:40(東芝試作)とφ5 mm、厚さ 5 mm の穴のあいた W プレートを設置した。サイクロトロンの運転条件は、エネルギー18 MeV、電流(γ線実験時:16 μA, 中性子実験時:50 μA)で、γ線の直接 IP 撮影の照射時間は 10 min、熱中性子用 Dy コンバータの照射時間は 10 min、高速中性子用 Al コンバータの照射時間は 180 min であった。

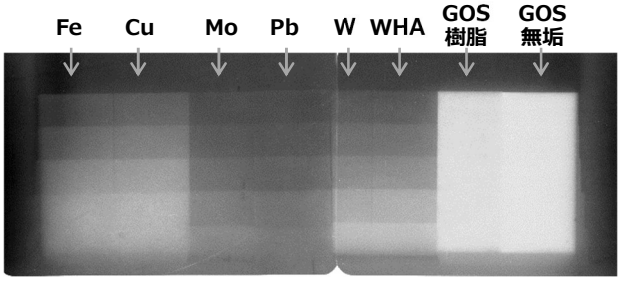


図 1 ステップウェッジの Dy コンバータ撮影画像（熱中性子イメージング）

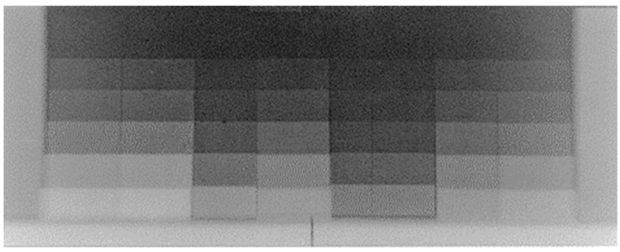


図 2 ステップウェッジの Al コンバータ撮影画像（高速中性子イメージング）

3. 測定結果とまとめ

図 1 に熱中性子の、図 2 に高速中性子の透過画像を示す。高速中性子の画像からは、熱中性子吸収断面積の大きい Gd を含む GOS 60 mm でも、γ線が透過しにくい Pb 60 mm でも画像が黒くなっており、高速中性子が透過していることが分かる。更に散乱線の影響も少なく、複雑な構造体でも鮮明に撮像できることを確認した。また、熱中性子では濃淡の差が小さかった Mo と Pb が、高速中性子では判別が容易になっており、エネルギー選別画像の効果が表れている。発表ではグラインダーや電池サンプルの撮像結果も紹介する。

*Ryuji Uemoto[1], Hiroyuki Uno[1], Koichi Nittoh[2], Mikio Uematsu[2], Takashi Kamiyama[3], Hirotaka Sato[3] and Yoshiaki Kiyanagi[4]
[1]SHI-ATEX Co., Ltd., [2]Toshiba Technical Services International Corp., [4]Hokkaido Univ. and [5]Professor Emeritus of Hokkaido Univ.

Poster Session | Poster Session | Student Network

[1Z_PS] Poster Session of Student Network: Part1

Wed. Sep 7, 2022 2:45 PM - 4:15 PM Poster Session 2 (E1 Bildg.4F No.41)

[1Z_PS] Poster Session of Student Network: Part1

©Atomic Energy Society of Japan

(Wed. Sep 7, 2022 2:45 PM - 4:15 PM Poster Session 2)

[1Z_PS] Poster Session of Student Network: Part1

The Student Poster Session organized by the AESJ Student Network will be held at Ibaraki University's Hitachi Campus. Many students from all over Japan will present their research and student activities. The presentation schedule is Wednesday, September 7 and Thursday, September 8, from 14:45 to 16:15 on both days, and we hope that students will be motivated to discuss with as many experts as possible. If you have time, please join us. Please register in advance on the Student Network website for the attendance (http://www.aesj.or.jp/student/poster.html), which will be announced in mid-August.

©Atomic Energy Society of Japan