# Thu. Sep 12, 2019 Room A Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 505-1 Radioactive Waste Management [2A01-05] Liquid Waste Treatment 1 Chair:Uruga Kazuyoshi(CRIEPI) uranium using zeolites

2:45 PM - 4:05 PM Room A (Common Education Bildg. 1F C11)

[2A01] Basic study on treatment of liquid containing \*Noriko Asanuma<sup>1</sup>, Haruaki Matsuura<sup>2</sup>, Youko Takahatake<sup>3</sup>, Takanori Hoshino<sup>3</sup>, Sou Watanabe<sup>3</sup>, Masayuki Watanabe<sup>3</sup> (1. Tokai Univ., 2. Tokyo City Univ., 3. JAEA) 2:45 PM - 3:00 PM [2A02] Basic study on treatment of liquid containing uranium using zeolites Hiroki Aso<sup>1</sup>, Ayaka Toyosaki<sup>1</sup>, Noriko Asanuma<sup>2</sup>, Youko Takahatake<sup>3</sup>, Takanori Hoshino<sup>3</sup>, Sou Watanabe<sup>3</sup>, Masayuki Watanabe<sup>3</sup>, \*Haruaki Matsuura<sup>1</sup> (1. Tokyo City University, 2. Tokai University, 3. JAEA) 3:00 PM - 3:15 PM

[2A03] Development of composite iminodiacetic acid resin for nuclide recovery from high concentration sodium contaminated radioactive liquid waste

> \*Fukuka Kida<sup>1</sup>, Fumiya Nakamura<sup>1</sup>, Tsuyoshi Arai<sup>1</sup>, Ryotatsu Matsushima<sup>2</sup>, Yasuo Saito<sup>2</sup> (1. Shibaura Inst. of Tech., 2. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

[2A04] Development of tannic acid-type organic composite adsorbent and its application to advanced oxidation process

\*Yu Tachibana<sup>1</sup>, Masao Nomura<sup>2</sup>, Masanobu Nogami<sup>3</sup> (1. Nagaoka Univ. of Tech., 2. Tokyo Tech, 3. Kindai Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM

[2A05] Development of liquid waste treatment method with insoluble tannins

> \*Takahiro Konno<sup>1</sup>, Takashi Eda<sup>1</sup>, Masashi Kayano<sup>1</sup> (1. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM

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

[2A06-10] Liquid Waste Treatment 2 Chair:Tsuyoshi Usami(CRIEPI) 4:05 PM - 5:25 PM Room A (Common Education Bildg. 1F C11) [2A06] Study of deoxidization of nitrate ion from radioactive wastewater by ultraviolet rays \*Kouki Shimizu<sup>1</sup>, Hyato Koyama<sup>1</sup>, Masayoshi Hagiwara<sup>1</sup> (1. JAEA)

4:05 PM - 4:20 PM

[2A07] Development of treatment technology of spent solvent generated from fuel reprocessing process

> \*Yoichi Arai<sup>1,2</sup>, Sou Watanabe<sup>1</sup>, Shimpei Ohno<sup>1</sup>, Kazunori Nomura<sup>1</sup>, Fumiya Nakamura<sup>3</sup>, Tsuyoshi Arai<sup>3</sup>, Noriaki Seko<sup>4</sup>, Hiroyuki Hoshina<sup>4</sup>, Toshio Kubota<sup>2</sup> (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Ibaraki University, 3. Shibaura Institute of Technology, 4. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

4:20 PM - 4:35 PM

[2A08] Development of treatment technology of spent solvent generated from fuel reprocessing process

> \*Fumiya Nakamura<sup>1</sup>, Tsuyoshi Arai<sup>1</sup>, Yoichi Arai<sup>2</sup>, So Watanabe<sup>2</sup>, Kazunori Nomura<sup>2</sup>, Noriaki Seko<sup>3</sup> (1. Shibaura Inst. of Tech., 2. JAEA, 3. QST) 4:35 PM - 4:50 PM

[2A09] Study for decomposition of PCB contaminated radioactive liquid waste with PCB simulants by electron beam

> \*Satoshi Inagawa<sup>1</sup>, Hiroyuki Mototsuji<sup>1</sup>, Takatoshi Kawashima<sup>3</sup>, Chihiro Urashima<sup>2</sup>, Takayuki Oka<sup>2</sup>, Tadashi Magari<sup>2</sup> (1. NFI, 2. KEPCO, 3. KEB) 4:50 PM - 5:05 PM

[2A10] Study of mixture ratio of incombustible fluorine oil treatment with Steam reforming system \*Naoyuki Kanda<sup>1</sup>, Masayoshi Hagiwara<sup>1</sup>, Koichi Sakashita<sup>1</sup>, Jun Kijima<sup>1</sup> (1. JAEA) 5:05 PM - 5:20 PM

# Room B

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

[2B01-04] Radiochemical Analysis at Fukushima Daiichi NPS Site 1

Chair:Kazuo Yamada(NIES)

9:30 AM - 10:35 AM Room B (Common Education Bildg. 1F C12)

[2B01] Development of inventory evaluation methods for the radioactive wastes of Fukushima Daiichi

©Atomic Energy Society of Japan

Nuclear Power Station \*Daisuke Sugiyama<sup>1</sup>, Ryo Nakabayashi<sup>1</sup>, Yoshikazu Koma<sup>2,3</sup>, Youko Takahatake<sup>2,3</sup>, Yoshio Aoki<sup>3</sup> (1. CRIEPI, 2. JAEA, 3. IRID) 9:30 AM - 9:45 AM

- [2B02] Investigation of the radionuclide transfer based on the radiochemical analysis of the genuine samples at Fukushima Daiichi NPS site
  \*Masaaki Kaneko<sup>1</sup>, masashi ichikawa<sup>1</sup>, Ayako Nitta<sup>2,3</sup>, Hiroshi Hinai<sup>2,3</sup>, Atsuhiro Shibata<sup>2,3</sup>, Yoshikazu Koma<sup>2,3</sup>
  (1. NFD, 2. JAEA, 3. IRID)
  9:45 AM - 10:00 AM
- [2B03] Investigation of the radionuclide transfer based on the radiochemical analysis of the genuine samples at Fukushima Daiichi NPS site \*Masashi Ichikawa<sup>1</sup>, Masaaki Kaneko<sup>1</sup>, Hiroshi Hinai<sup>2,3</sup>, Ayako Nitta<sup>2,3</sup>, Atsuhiro Shibata<sup>2,3</sup>, Yoshikazu Koma<sup>2,3</sup> (1. NFD, 2. JAEA, 3. IRID)

10:00 AM - 10:15 AM

[2B04] Investigation of the radionuclide transfer based on the radiochemical analysis of the genuine samples at Fukushima Daiichi NPS site
\*Hiroshi Hinai<sup>1,2</sup>, Ayako Nitta<sup>1,2</sup>, Atsuhiro Shibata<sup>1,2</sup>, Yoshikazu Koma<sup>1,2</sup>, Masaaki Kaneko<sup>3</sup>, Masashi Ichikawa<sup>3</sup> (1. JAEA, 2. IRID, 3. NFD) 10:15 AM - 10:30 AM

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

[2B05-09] Radiochemical Analysis at Fukushima Daiichi NPS Site 2

Chair:Daisuke Sugiyama(CRIEPI) 10:35 AM - 12:00 PM Room B (Common Education Bildg. 1F C12)

[2B05] Study on the Radionuclide Contamination

Mechanisms of Concrete and the Estimation of Distribution of Radionuclides Ippei Maruyama<sup>1</sup>, Kazuo Yamada<sup>2</sup>, \*Masaya Ida<sup>3</sup>, Kazutoshi Shibuya<sup>3</sup>, Kazuko Haga<sup>3</sup>, Go Igarashi<sup>4</sup>,

Yoshikazu Koma<sup>5</sup> (1. Nagoya Univ., 2. NIES, 3.

Taiheiyo Consultant, 4. Univ. of Tokyo, 5. JAEA) 10:35 AM - 10:50 AM

[2B06] Study on the Radionuclide Contamination Mechanisms of Concrete and the Estimation of Distribution of Radionuclides

> \*Kazuo Yamada<sup>1</sup>, Go Igarashi<sup>2</sup>, Norihisa Osawa<sup>3</sup>, Sayuri Tomita<sup>4</sup>, Kazuko Haga<sup>4</sup>, Ippei Maruyama<sup>5</sup>, Yoshikazu

- [2B07] Study on the Radionuclide Contamination Mechanisms of Concrete and the Estimation of Distribution of Radionuclides \*Haruka Aihara<sup>1</sup>, Atsuhiro Shibata<sup>1</sup>, Yoshikazu Koma<sup>1</sup>, Sayuri Tomita<sup>2</sup>, Ippei Maruyama<sup>3</sup> (1. JAEA, 2. Taiheiyo Consultant, 3. Nagoya Univ.) 11:05 AM - 11:20 AM
- [2B08] Study on the Radionuclide Contamination Mechanisms of Concrete and the Estimation of Distribution of Radionuclides \*Sayuri Tomita<sup>2</sup>, Ippei Maruyama<sup>1</sup>, Kazuko Haga<sup>2</sup>, Kazuo Yamada<sup>3</sup>, Go Igarashi<sup>4</sup>, Yoshikazu Koma<sup>5</sup>,

Yoshifumi Hosokawa<sup>6</sup> (1. Nagoya Univ., 2. Taiheiyo Consultant, 3. NIES, 4. Univ. of Tokyo, 5. JAEA, 6. Taiheiyo Cement)

11:20 AM - 11:35 AM

[2B09] Evaluation of Cesium penetration in concrete structural materials \*Koki Koshigoe<sup>1</sup>, Isamu Sato<sup>1</sup>, Naoya Miyahara<sup>1</sup>, Eriko

Suzuki<sup>2</sup>, Masahiko Ohsaka<sup>2</sup>, Haruaki Matsuura<sup>1</sup> (1. Tokyo City Univ., 2. JAEA) 11:35 AM - 11:50 AM

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

# [2B10-14] Fukushima Daiichi NPT Accident Waste

Treatment 7 Chair:Masayuki Watanabe(JAEA) 2:45 PM - 4:05 PM Room B (Common Education Bildg. 1F C12)

[2B10] A Concept of Magnetic Separation Device for

Volume Reduction of Radioactively

Contaminated Soil

\*Yasuyuki Itoh<sup>1</sup>, Shigehiro Nishijima<sup>1</sup>, Fumihito Mishima<sup>1</sup>, Hiroshi Horiike<sup>1</sup> (1. Fukui University of Technology)

2:45 PM - 3:00 PM

[2B11] Removal of Radioactive Cesium from Fukushima Contaminated Soil by Hot-pressing Water

Extraction in a Column

\*Xiangbiao Yin<sup>1</sup>, Yoshikazu Koma<sup>1</sup>, Yusuke Inaba<sup>2</sup>, Kenji Takeshita<sup>2</sup> (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Tokyo Institute of Technology)
3:00 PM - 3:15 PM [2B12] Study of Separation of Radioactive Cesium
 Using Argon Plasma
 \*Yutaro AOKI<sup>1</sup>, Glenn Harvel<sup>2</sup>, Fumihito MISHIMA<sup>1</sup>,
 Naoki NOMURA<sup>1</sup>, Takeyoshi SUNAGAWA<sup>1</sup> (1. FUT, 2.
 UOIT)

3:15 PM - 3:30 PM

- [2B13] Desorption of Cs<sup>+</sup> from vermiculite by subcritical water ion-exchange method \*Kenji Takeshita<sup>1</sup>, Yusuke Inaba<sup>1</sup>, Xiangbiao Yin <sup>1,2</sup>, Yoshikazu Koma<sup>2</sup> (1. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology, 2. Japan Atomic Energy Agency) 3:30 PM - 3:45 PM
- [2B14] Synthesis and Characterization of

immobilization of Cs in Apatite Wasteforms Containing Al

\*Shun Kanagawa<sup>1</sup>, ZhiLi Dong<sup>2</sup>, Tim White<sup>2</sup>, Takatoshi

Hizikata<sup>3</sup>, Yukako Aoyama<sup>1</sup>, Kenji Takeshita<sup>1</sup> (1.

Tokyo Institute of Technology, 2. Nanyang

Technological University, 3. Central Research

Institute of Electric Power Industry)

3:45 PM - 4:00 PM

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

[2B15-19] Fukushima Daiichi NPT Accident Waste Treatment 8 Chair:Noriko Asanuma(Tokai Univ.)

4:05 PM - 5:25 PM Room B (Common Education Bildg. 1F C12)

### [2B15] Cesium and Strontium adsorption

characteristics on crystalline silicotitanite (CST) sorbent

\*Takatoshi Hijikata<sup>1</sup>, Kenta Inagaki<sup>1</sup>, Tadafumi Koyama<sup>1</sup>, Koichi Shimada<sup>2</sup>, Yuta Mashiko<sup>2</sup>, Tadashi Yamane<sup>2</sup> (1. CRIEPI, 2. TEPCO HD)

4:05 PM - 4:20 PM

[2B16] Adsorption characteristics of cesium on sodium titanosilicate in washing solution of cesiumenriched fly ash

\*Tsuneki Ichikawa<sup>1,2</sup>, Kazuo Yamada<sup>2</sup>, Takashi
Sakuma<sup>3</sup>, Shinsuke Miyabe<sup>4</sup> (1. Hokkaido Univ., 2.
NIES, 3. EBARA Co., 4. Nippon Chem.)
4:20 PM - 4:35 PM

[2B17] Fabrication and application of titanate nanowires for selective Sr adsorption \*Yuta Morioka<sup>1</sup>, Teppei Saito<sup>1</sup>, Naoki Asao<sup>1,2</sup>, Kenji Tsuji<sup>3</sup>, Kunihiro Tabata<sup>3</sup> (1. Shinshu Univ., 2. Tohoku Univ., 3. Chubu Electric Power) 4:35 PM - 4:50 PM

[2B18] Research and development of Spray dry processing technology for radioactive contaminated water.

\*Kazukuni Furukawa<sup>1</sup> (1. OHKAWARA KAKOHKI Co,Ltd.)

4:50 PM - 5:05 PM

[2B19] Simulation of decommissioning system of subdrain using an adsorption column analysis code

\*Kenta INAGAKI<sup>1</sup>, Takatoshi Hijikata<sup>1</sup>, Tadafumi Koyama<sup>1</sup>, Yasuhiro Suzuki<sup>2</sup>, Shinpei Kawasaki<sup>2</sup> (1. CRIEPI, 2. TEPCO HD) 5:05 PM - 5:20 PM

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

# [2B20-23] Debris Treatment and Spent Nuclear

# Fuel Treatment

Chair:Yu Tachibana(Nagaoka Univ. of Tech.) 5:25 PM - 6:30 PM Room B (Common Education Bildg. 1F C12)

[2B20] Research on the stability of fuel debris

consisting of oxides and alloys \*Akira Kirishima<sup>1</sup>, Daisuke Akiyama<sup>1</sup>, Nobuaki Sato<sup>1</sup>, Takayuki Sasaki<sup>3</sup>, Yuta Kumagai<sup>2</sup>, Ryoji Kusaka<sup>2</sup>, Masayuki Watanabe<sup>2</sup> (1. Tohoku Univ., 2. JAEA, 3. Kyoto Univ.) 5:25 PM - 5:40 PM

[2B21] Research on the stability of fuel debris
consisting of oxides and alloys
\*Masayuki WATANABE<sup>1</sup>, Yuta KUMAGAI<sup>1</sup>, Ryoji
KUSAKA<sup>1</sup>, Takumi YOMOGIDA<sup>1</sup>, Masami NAKADA<sup>1</sup>,
Akira KIRISHIMA<sup>2</sup>, Daisuke AKIYAMA<sup>2</sup>, Nobuaki SATO<sup>2</sup>,
Takayuki SASAKI<sup>3</sup> (1. JAEA, 2. Tohoku Univ., 3. Kyoto Univ.)

5:40 PM - 5:55 PM

[2B22] Resource retrievability using phase separation in the direct vitrification system of used nuclear fuel with lead borate glass \*Naoki Tsukiyama<sup>1</sup>, Kayo Sawada<sup>1</sup>, Youichi Enokida<sup>1</sup> (1. Nagoya Univ.) 5:55 PM - 6:10 PM

[2B23] The management of the spent nuclear fuel \*Shotaro Akahori<sup>1</sup> (1. University of Tokyo, psychiatrist)

11:05 AM - 11:20 AM 6:10 PM - 6:25 PM [2C06] Schedule risk analysis for dismantling activities Room C of core components in a decommissioning project Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 505-3 \*Ryota Sugimoto<sup>1</sup>, Daisuke Kawasaki<sup>1</sup>, Satoshi Decommissioning Technology of Nuclear Facilities Yanagihara<sup>1</sup> (1. FUKUI Univ.) [2C01-03] Analysis, Scinario Evaluation and System Development 1 Chair:Toru Kitagaki(JAEA) 10:00 AM - 10:50 AM Room C (Common Education Bildg. 1F C13) [2C01] Inspection of storage efficiency and nonproliferation by the dismantling experiment of control rods \*Makoto Tatemura<sup>1</sup>, Masatoshi Itagaki<sup>2</sup>, Keisuke Kurihara<sup>2</sup>, Serbouti Yassine<sup>2</sup>, Yutaka Kometani<sup>2</sup> (1. Hitachi, 2. HGNE) 10:00 AM - 10:15 AM [2C02] Development of simultaneous evaluation method for integral dose and work efficiency by motion capture data \*Ryuichiro Yamagishi<sup>1</sup>, Naotoshi Kuwamuro<sup>1</sup> (1. WERC) 10:15 AM - 10:30 AM [2C03] Semantic network for nuclear decommissioning knowledge management \*Yasuyoshi Taruta<sup>1,2</sup>, Satoshi Yanagihara<sup>2</sup>, Daisuke Kawasaki<sup>2</sup>, Yukihiro Iguchi<sup>1,2</sup>, Kouda Yuya<sup>1</sup>, Kouichi Tomoda<sup>1</sup> (1. JAEA, 2. Univ. of Fukui) 10:30 AM - 10:45 AM Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 505-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities [2C04-07] Analysis, Scinario Evaluation and System Development 2 Chair: Eisuke John Minehara (LDD) 10:50 AM - 12:00 PM Room C (Common Education Bildg. 1F C13) [2C04] Comparison of actual dismantling process costs of a nuclear fuel cycle facility with estimation results by the DECOST \*Nobuo Takahashi<sup>1</sup>, Takuya Kurosawa<sup>2</sup>, Yoshihiro Meguro<sup>1</sup> (1. JAEA, 2. NEL)

10:50 AM - 11:05 AM [2C05] Optimization of decontamination and demolition of a reactor building and waste disposal \*Katsuyoshi Tsuchiya<sup>1</sup>, Daisuke Kawasaki<sup>1</sup>, Satoshi Yanagihara<sup>1</sup> (1. University of Fukui)

11:20 AM - 11:35 AM [2C07] Effects of neutron-activation characteristics of reactor components on waste categorization \*Kouhei Igarashi<sup>1</sup>, Daisuke Kawasaki<sup>1</sup>, Satoshi Yanagihara<sup>1</sup> (1. Fukui university ) 11:35 AM - 11:50 AM Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 505-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities [2C08-11] Decommissioning Technology for Fukushima 1 Chair: Masashi Tezuka (JAEA) 2:45 PM - 3:50 PM Room C (Common Education Bildg. 1F C13) [2C08] Analysis of environments of fuel debris formation with zircon generated by MCCI \*Toru Kitagaki<sup>1</sup>, Kenji Horie<sup>2</sup>, Mami Takehara<sup>2</sup>, Toshihiko Ohnuki<sup>1,3</sup> (1. JAEA, 2. NIPR, 3. Tokyo Tech) 2:45 PM - 3:00 PM

[2C09] Development of laser decontamination method in flange tank disassembly \*Naoki Maeshiro<sup>1</sup>, Tomohiro Ogawa<sup>1</sup>, Nobushige Sasaki<sup>1</sup>, Haruo Nagamine<sup>2</sup>, Ryohei Takeuchi<sup>2</sup>, Hiroshi

> Nakamura<sup>3</sup> (1. TEPCO HD, 2. TAISEI, 3. TOYO UNION)

3:00 PM - 3:15 PM

[2C10] On-site Fukushima fuel debris contents analysis and criticality control by Portable Xray/Neutron Sources

> \*Mitsuru Uesaka<sup>1</sup>, Yuki Mitsuya<sup>1</sup>, Tomooki Shiba<sup>2</sup> (1. University of Tokyo, Nuclear Professional School, 2. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

[2C11] Development of hydrogels as coating materials for prevention of radioactive dust dispersion during fuel debris retrieval work

> \*Kohki Hibino<sup>1</sup>, Yoko Akiyama<sup>1</sup>, Yuji Ohishi<sup>1</sup>, Hiroaki Muta<sup>1</sup> (1. Osaka Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM

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

Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

# [2C12-18] Dismantling and Decontamination

Technology Chair:Mitsuru Uesaka(Univ. of Tokyo) 3:50 PM - 5:40 PM Room C (Common Education Bildg. 1F C13)

- [2C12] Technology Demonstration for Sampling of
  - Fugen Reactor Core Components \*Goro Soejima<sup>1</sup>, Hiroki Iwai<sup>1</sup>, Hirokazu Hayashi<sup>1</sup>, Yasuyuki Nakamura<sup>1</sup> (1. JAEA) 3:50 PM - 4:05 PM
- [2C13] Technology Demonstration for Sampling of Fugen Reactor Core Components \*Hiroki IWAI<sup>1</sup>, Goro SOEJIMA<sup>1</sup>, Yuto AWATANI<sup>1</sup>, Yuta MIYAMOTO<sup>1</sup> (1. JAEA)

4:05 PM - 4:20 PM

[2C14] Dust and Penetrated Beam during Laser Cutting for Stainless Steel

\*Seiji Ando<sup>1</sup>, Haruhiko Kadowaki<sup>1</sup>, Ryoya Ishigami<sup>1</sup> (1. WERC)

4:20 PM - 4:35 PM

[2C15] Dust and Penetrated Beam during Laser Cutting for Stainless Steel

\*Haruhiko KADOWAKI<sup>1</sup>, Ryoya ISHIGAMI<sup>1</sup>, Seiji ANDO<sup>1</sup> (1. WERC)

- 4:35 PM 4:50 PM
- [2C16] Development of wiping decontamination technology using gel

\*Takeyoshi Sunagawa<sup>1</sup>, Yutaro Aoki<sup>1</sup>, Tomohisa Goto<sup>2</sup>
(1. FUT, 2. TAIHEI DENGYO)
4:50 PM - 5:05 PM

[2C17] Study on Applicability of Laser Coating Removal Technique to Nuclear Power Plant inagaki hiromitsu<sup>1</sup>, matsui kazuo<sup>1</sup>, \*takayuki utsushikawa<sup>2</sup>, hiroe fujita<sup>2</sup>, takashi kurebayashi<sup>2</sup>, kazuaki tomizawa<sup>3</sup>, kazuhisa fujita<sup>4</sup> (1. Chubu Electric Power Co.,, 2. Japan Environment Research Co.,, 3. Toyokoh Co.,, 4. Graduate school for the Creation of New Photonics Industries) 5:05 PM - 5:20 PM

[2C18] Performances of the Laser Decontamination and Peeling Machine with A Gun Type Nozzle and Vacuum Collector \*Eisuke John Minehara<sup>1</sup> (1. LDD Corporation)

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 505-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities arising from Hamaoka NPP -1/2 \*Motonori NAKAGAMI<sup>1</sup>, Takashi MIMURA<sup>1</sup>, Kenta KAWAI<sup>1</sup>, Masato WATANABE<sup>1</sup> (1. Chubu Electric Power Co., Inc.)

[2C19-21] Measurementand Evaluation Method of

Radioactivity Concentration

5:40 PM - 6:30 PM Room C (Common Education Bildg. 1F C13)

[2C19] Rationalization of radioactivity concentration

\*Minako Endo<sup>1</sup>, Daisuke Kawasaki<sup>1</sup>, Satoshi

measurement in clearance process

[2C20] Development of Measurement / Evaluation

Yanagihara<sup>1</sup> (1. Univ. of Fukui)

Chair: Takeyoshi Sunagawa (Fukui Univ. of Tech.)

5:55 PM - 6:10 PM

5:40 PM - 5:55 PM

[2C21] Development of Measurement / Evaluation Procedure for Clearance of Dismantled Objects arising from Hamaoka NPP -1/2 \*Masato Watanabe<sup>1</sup>, Motonori Nakagami<sup>1</sup>, Takashi Mimura<sup>1</sup>, Kenta Kawai<sup>1</sup>, Ryoji Mizuno<sup>2</sup> (1. Chubu Electric Power, 2. Chuden CTI) 6:10 PM - 6:25 PM

# Room D

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

[2D01-05] Radiation Medicine and Biological Influence Chair:Masafumi Akiyoshi(OPU) 9:30 AM - 10:55 AM Room D (Common Education Bildg. 1F D12)

[2D01] Development of a Quantitative Analysis of B-10 for Boron Neutron Capture Reaction based on IEC and TMFD Systems

> \*Mahmoud A Bakr<sup>1</sup>, Kai Masuda<sup>4</sup>, Yoshiyuki Takahashi<sup>2</sup>, Satoru Sera<sup>3</sup> (1. Institute of Advanced Energy, Kyoto University, 2. Institute of Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University, 3. Graduate School of Energy Science, kyoto University , 4. Rokkasho Fusion Institute, Fusion Energy, Directorate, QST) 9:30 AM - 9:45 AM

[2D02] Three-dimensional CT image prediction from multiple points tracking for delay compensation in lung radiotherapy

\*Michel Pohl<sup>1</sup>, Mitsuru Uesaka<sup>1</sup>, Kazuyuki Demachi<sup>1</sup>,

5:20 PM - 5:35 PM

Ritu Bhusal Chhatkuli<sup>2</sup>, Akihiro Haga<sup>3</sup> (1. Univ. of Azuma<sup>1</sup>, Masateru Hayashi<sup>1</sup>, Hideaki Kakiuchi<sup>2</sup>, Taizo Harada<sup>2</sup>, Keiichi Matsuo<sup>2</sup> (1. Mitsubishi Electric, 2. Tokyo, 2. NIRS, 3. Tokushima Univ.) 9:45 AM - 10:00 AM Mitsubishi Electric Plant Engineering) [2D03] Fundamental Research on DNA Irradiation 11:25 AM - 11:40 AM Analysis with He Ion Microbeam for  $\alpha$ -ray [2D09] Development of a system to trace the causes of Therapy exposure \*Masaya Sakai<sup>1</sup>, Tokihiro Ikeda<sup>2</sup>, Atsushi Shibata<sup>3</sup>, \*Masanori Tokiyoshi<sup>1</sup>, Haruo Nagamine<sup>1</sup>, Kyohei Kento Takemoto<sup>1</sup>, Mitsuru Uesaka<sup>1</sup> (1. Univ. Tokyo, 2. Nishiyama<sup>1</sup>, Hiroaki Ichihara<sup>1</sup>, Jyunichi Hagiwara<sup>1</sup>, Hiroyuki Mizuno<sup>2</sup>, Daisuke Tanaka<sup>3</sup> (1. TAISEI, 2. Fuji RIKEN, 3. Gunma Univ.) 10:00 AM - 10:15 AM Electric, 3, infocube LAFLA) [2D04] A direct quantitative measurement of boron-11:40 AM - 11:55 AM neutron capture reaction by using diamond Oral presentation | VII. Health Physics and Environmental Science | VII. detector Health Physics and Environmental Science \*Makoto Kobayashi<sup>1,2</sup>, Sachiko Yoshihashi<sup>3</sup>, Kunihiro [2D10-14] Environmental Safety Assessment and Ogawa<sup>1,2</sup>, Mitsutaka Isobe<sup>1,2</sup>, Takeo Nishitani<sup>1</sup>, Shuji **Radiation Protection** Kamio<sup>1</sup>, Yutaka Fujiwara<sup>1</sup>, Tomomi Tsubouchi<sup>2,4</sup>, Akira Chair:Hiromi Yamazawa(Nagoya Univ.) 2:45 PM - 4:05 PM Room D (Common Education Bildg. 1F D12) Uritani<sup>3</sup>, Minoru Sakama<sup>5</sup> (1. NIFS, 2. The Graduate University for Advanced Studies, 3. Nagoya [2D10] Evaluation for Uncertainty of Effective Stack University, 4. National Institute for Basic Biology, 5. Height in Numerical Simulation of Atmospheric Tokushima University) **Diffusion over Complicated Terrains** 10:15 AM - 10:30 AM \*Gaku Sasaki<sup>1</sup>, kazuki Okabayashi<sup>1</sup> (1. Mitsubishi [2D05] Gene expression fluctuation analysis by Heavy Industries) irradiation to human cells 2:45 PM - 3:00 PM \*Kento Takemoto<sup>1</sup> (1. Tokyo Univ.) [2D11] Uncertainty Analysis of a Numerical model for 10:30 AM - 10:45 AM evaluating Effective Source Height \*Hiroki Ono<sup>1</sup>, Koichi Sada<sup>1</sup> (1, CRIEPI) Oral presentation | VII. Health Physics and Environmental Science | VII. 3:00 PM - 3:15 PM Health Physics and Environmental Science [2D06-09] Radiation Manegement [2D12] Study of the level 3PRA method using Chair: Jun Hirouchi (JAEA) WinMACCS 10:55 AM - 12:00 PM Room D (Common Education Bildg. 1F \*Masaharu Tsuzaki<sup>1</sup>, Ryogo Kurokawa<sup>1</sup>, Koichi Sada<sup>1</sup> D12) (1. CRIEPI) [2D06] Estimation of Leakage Dose around Therapy 3:15 PM - 3:30 PM Facilities using Gantry Type Linac by Monte [2D13] Study of the level 3 PRA method using Carlo Method (6) WinMACCS \*Yoshihiro Ogawa<sup>1,3</sup>, Kazuyuki Kobayashi<sup>2</sup> (1. Kindai \*Ryogo Kurokawa<sup>1</sup>, Masaharu Tsuzaki<sup>1</sup>, Koichi Sada<sup>1</sup> University, 2. Accuray Japan, 3. HATC Ltd.) (1. CRIEPI) 10:55 AM - 11:10 AM 3:30 PM - 3:45 PM [2D07] Radiation safety management for Crookes tube [2D14] Examination of parameters on reduction effects that radiate high leakage dose of internal exposures in vehicles evacuation \*Masafumi Akiyoshi<sup>1</sup> (1. Osaka Prefecture Univ., Rad. after nuclear accident Res. Center) \*Jun Hirouchi<sup>1</sup>, Hiroshi Komagamine<sup>2</sup>, Shogo 11:10 AM - 11:25 AM Takahara<sup>1</sup>, Masahiro Munakata<sup>1</sup> (1. JAEA, 2. Dainichi [2D08] Automatic screening system for vehicle surface Machine and Engineering Co. Ltd.) contamination in interim storage facility 3:45 PM - 4:00 PM \*Hiroshi Nishizawa<sup>1</sup>, Ryuki Tanaka<sup>1</sup>, Yasushi Nakano<sup>1</sup>, Oral presentation | VII. Health Physics and Environmental Science | VII. Masakazu Nakanishi<sup>1</sup>, Makoto Sasano<sup>1</sup>, Tetsushi

# Health Physics and Environmental Science [2D15-18] Environmental Radioacitivty and Radiation Measurement 1 Chair: Jun Moriizumi (Nagoya Univ.) 4:05 PM - 5:10 PM Room D (Common Education Bildg. 1F D12) [2D15] Temperature dependence of cesium adsorption property in the sediment of Lake Onuma on Mt.Akagi \*Naoto Kumagai<sup>1</sup>, Haruaki Matsuura<sup>1</sup>, Kyuma Suzuki<sup>2</sup>, Shun Watanabe<sup>2</sup>, Seiichi Nohara<sup>3</sup>, Yukiko Okada<sup>1</sup> (1. Tokyo City Univ., 2. Gunma Prefectural Fisheries Experiment Station., 3. National Institute for Environmental Studies.) 4:05 PM - 4:20 PM [2D16] Development and evaluation of an easy-to-use depth profiling sensor of radiocesium for forest soil \*Hiroshi Ogawa<sup>1</sup>, Katsue Miura<sup>2</sup>, Koichi Ide<sup>2</sup>, Kohei Ishikawa<sup>2</sup>, Katsuya Takenouchi<sup>2</sup>, Ramon Kanai<sup>2</sup>, Motomi Imai<sup>2</sup>, Masanori Kodaka<sup>2</sup>, Tohru Kawamoto<sup>1</sup>, Ryuichi Kamimura<sup>2</sup> (1. AIST, 2. Tokyo Power Technology) 4:20 PM - 4:35 PM [2D17] Development of passive sampler for Atmospheric <sup>14</sup>CO<sub>2</sub> \*Hideki Kakiuchi<sup>1</sup>, Hidehisa Kawamura<sup>2</sup>, Nagayoshi Shima<sup>2</sup> (1. Institute for Environmental Sciences, 2. KEEA) 4:35 PM - 4:50 PM [2D18] Method for estimating of release rate of radionuclides in nuclear accident from radiation data on the sea (2) \*Shusuke Umekawa<sup>1</sup>, Ryota Adachi<sup>1</sup>, Masato Kanasaki<sup>1</sup>, Mizuo Kajino<sup>2</sup>, Keiji Oda<sup>1</sup> (1. Graduate School of Maritime Sciences, Kobe University, 2. Meteorological Research Institute) 4:50 PM - 5:05 PM Oral presentation | VII. Health Physics and Environmental Science | VII. Health Physics and Environmental Science [2D19-23] Environmental Radioacitivty and **Radiation Measurement 2**

Chair:Hideki Kakiuchi(IES) 5:10 PM - 6:30 PM Room D (Common Education Bildg. 1F D12)

[2D19] Simultaneous estimation of surface concentrations and soil-depth profiles of radiocaesium with NaI(TI) pulse height

distributions measured over the ground surface. \*Jun Moriizumi<sup>1</sup>, Hisashi Ichikawa<sup>1</sup>, Shigekazu Hirao<sup>2</sup>, Hiromi Yamazawa<sup>1</sup> (1. Nagoya Univ., 2. Fukushima Univ.)

5:10 PM - 5:25 PM

[2D20] Characteristics in atmospheric concentration distribution and nuclide composition in the southward traveling plume in the early morning of March 15, 2011

> \*Hiromi Yamazawa<sup>1</sup>, Naoki Yaguchi<sup>1</sup>, Jun Moriizumi<sup>1</sup>, Yu Kuwahara<sup>2</sup> (1. Nagoya University, 2. Ibaraki Pref. Environmental Radiation Monitoring Center) 5:25 PM - 5:40 PM

[2D21] Performance examination of atmospheric dispersion models using nuclear accident environmental data \*Shinichiro Adachi<sup>1</sup>, Masataka Nakamura<sup>1</sup>, Sato Yousuke<sup>2</sup>, Hiromi Yamazawa<sup>1</sup> (1. Nagoya Univ., 2. Hokkaido Univ.)

5:40 PM - 5:55 PM

[2D22] Performance examination of atmospheric dispersion models using nuclear accident environmental data

\*Masataka Nakamura<sup>1</sup>, Shinichiro Adachi<sup>1</sup>, Yosuke Sato<sup>2</sup>, Hiromi Yamazawa<sup>1</sup> (1. Nagoya Univ., 2. Hokkaido Univ.)

5:55 PM - 6:10 PM

[2D23] Analysis of the behavior of atmospheric I-131 considering the physicochemical properties released from the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant accident.

\*Shunsuke Kamida<sup>1</sup>, Hiromi Yamazawa<sup>1</sup>, Jun Moriizumi<sup>1</sup>

(1. Nagoya Univ.)

6:10 PM - 6:25 PM

# Room E

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

[2E01-05] Accident Tolerant Fuel Chair:Masahide Takano(JAEA) 9:30 AM - 10:55 AM Room E (Common Education Bildg. 2F A23)

[2E01] R&D for introducing advanced fuels contributing to safety improvement of current LWRs (3) \*Shinichiro Yamashita<sup>1</sup>, Seiichi Watanabe<sup>2</sup>, Nozomu MURAKAMI Murakami<sup>3</sup>, Hisaki SATO Sato<sup>4</sup>, Takao Kondo Kondo<sup>5</sup>, Takashi Nozawa Nozawa<sup>6</sup>, Kan

Sakamoto Sakamoto<sup>7</sup>, Kazuyuki Kusagaya Kusagaya<sup>8</sup>, Shigeharu Ukai Ukai<sup>9</sup>, Akihiko Kimura Kimura<sup>10</sup> (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. MNF, 3. MHI, 4. Toshiba ESS, 5. Hitachi-GE, 6. QST, 7. NFD, 8. GNF-J, 9. Hokkaido Univ., 10. Kyoto Univ.) 9:30 AM - 9:45 AM

- [2E02] R&D for introducing advanced fuels contributing to safety improvement of current LWRs (3)
  \*Kan Sakamoto<sup>1</sup>, Shigeharu Ukai<sup>2</sup>, Akihiko Kimura<sup>3</sup>, Akifumi Yamaji<sup>4</sup>, Kazuyuki Kusagaya<sup>5</sup>, Shinichiro Yamashita<sup>6</sup>, Tomohiro Kawanishi<sup>6</sup>, Tokio Fukahori<sup>6</sup> (1. NFD, 2. Hokkaido Univ., 3. Kyoto Univ., 4. Waseda Univ., 5. GNF-J, 6. JAEA)
  9:45 AM - 10:00 AM
- [2E03] R&D for introducing advanced fuels contributing to safety improvement of current LWRs(3) \*Masao Owaki<sup>1</sup>, Fumiaki Inoue<sup>1</sup>, Sato Hisaki<sup>1</sup>, Ryo Ishibashi<sup>2</sup>, Takao Kondo<sup>2</sup>, Shinichiro Yamashita<sup>3</sup>, Tomohiro Kawanishi<sup>3</sup>, Tokio Fukahori<sup>3</sup> (1. Toshiba Energy Systems &Solution, 2. Hitachi GE Nuclear Energy, 3. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM

- [2E04] R&D for introducing advanced fuels contributing to safety improvement of current LWRs (3)
  \*Seiichi Watanabe<sup>1</sup>, Daiki Sato<sup>1</sup>, Kenichiro Furumoto<sup>1</sup>, Daisuke Komiyama<sup>1</sup>, Nozomu Murakami<sup>2</sup>, Shinichiro Yamashita<sup>3</sup>, Tomohiro Kawanishi<sup>3</sup>, Tokio Fukahori<sup>3</sup> (1. MNF, 2. MHI, 3. JAEA)
  10:15 AM 10:30 AM
- [2E05] R&D for introducing advanced fuels contributing to safety improvement of current LWRs (3) \*Takashi Nozawa<sup>1</sup>, Hisaki Sato<sup>2</sup>, Kenichiro Furumoto<sup>3</sup>, Ryo Ishibashi<sup>4</sup>, Shinichiro Yamashita<sup>5</sup>, Tomohiro Kawanishi<sup>5</sup>, Tokio Fukahori<sup>5</sup> (1. QST, 2. TOSHIBA ESS, 3. MNF, 4. HGNE, 5. JAEA) 10:30 AM - 10:45 AM

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

# [2E06-10] SiC Cladding

Chair:Takeshi Sonoda(CRIEPI) 10:55 AM - 12:10 PM Room E (Common Education Bildg. 2F A23)

[2E06] The feasibility study on SiC composite fuel cladding for the Accident Tolerant Fuel to the existing PWR plants

\*Daiki Sato<sup>1</sup>, Seiichi Watanabe<sup>1</sup>, Furumoto Kenichiro<sup>1</sup>,

Yamashita Shinichiro<sup>2</sup>, Kawanishi Tomohiro<sup>2</sup>, Fukahori Tokio<sup>2</sup> (1. Mitsubishi Nuclear Fuel Co., Ltd., 2. Japan Atomic Energy Agency) 10:55 AM - 11:05 AM

[2E07] The feasibility study on SiC composite fuel cladding for the Accident Tolerant Fuel to the existing PWR plants

> \*Kenichiro Furumoto<sup>1</sup>, Seiichi Watanabe<sup>1</sup>, Daiki Sato<sup>1</sup>, Akihiro Maeda<sup>3,2</sup>, Kunitaka Nagamine<sup>2,3</sup>, Nozomu Murakami<sup>2</sup>, Shinichiro Yamashita<sup>4</sup>, Tomohiro Kawanishi<sup>3</sup>, Tokio Fukahori<sup>3</sup> (1. MNF, 2. MHI, 3. NDC, 4. JAEA)

11:05 AM - 11:20 AM

[2E08] The feasibility study on SiC composite fuel cladding for the Accident Tolerant Fuel to the existing PWR plants

\*Daisuke Komiyama<sup>1</sup>, Seiichi Watanabe<sup>1</sup>, Daiki Sato<sup>1</sup>, Kenichiro Furumoto<sup>1</sup>, Takanori Yumura<sup>2</sup>, Michiaki Okamoto<sup>2</sup>, Nozomu Murakami<sup>2</sup>, Shinichiro Yamashita<sup>3</sup>, Tomohiro Kawanishi<sup>3</sup>, Tokio Fukahori<sup>3</sup> (1. MNF, 2. MHI, 3. JAEA)

11:20 AM - 11:35 AM

[2E09] R&D for introducing silicon carbide materials to safety improvement of BWR' s core \*Ryo Ishibashi<sup>1</sup>, Mitsuko Kida<sup>1</sup>, Masatoshi Shibata<sup>1</sup>, Takao Kondo<sup>1</sup>, Shinichiro Yamashita<sup>2</sup>, Tomohiro Kawasaki<sup>2</sup>, Tokio Fukahori<sup>2</sup> (1. Hitachi-GE Nuclear Energy, 2. JAEA) 11:35 AM - 11:50 AM

[2E10] R&D for Introducing Silicon Carbide Materials to Safety Improvement of BWR's Core \*Hai V. Pham<sup>1</sup>, Yuji Nagae<sup>1</sup>, Masaki Kurata<sup>1</sup>, Ryou Ishibashi<sup>2</sup>, Shinichiro Yamashita<sup>1</sup> (1. JAEA, 2. HGNE) 11:50 AM - 12:05 PM

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

[2E11-18] Stainless Steel Cladding Chair:Tatsumi Arima(Kyushu Univ.) 2:45 PM - 4:55 PM Room E (Common Education Bildg. 2F A23)

[2E11] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (4)

> \*Kazuyuki Kusagaya<sup>1</sup>, Sho Takano<sup>1</sup>, Daisuke Goto<sup>1</sup>, Kan Sakamoto<sup>2</sup>, Shinichiro Yamashita<sup>3</sup> (1. GNF-J, 2. NFD, 3. JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM

[2E12] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel

claddings (4)

- \*Shigeharu Ukai<sup>1</sup>, Aghamiri Mohammad<sup>1</sup>, Naoko OCN<sup>1</sup>, Shigenari Hayashi<sup>1</sup>, Naoya Sugawara<sup>1</sup>, Naoyuki Hashimoto<sup>1</sup>, Kan Sakamoto<sup>2</sup>, Shinichiro Yamashita<sup>3</sup> (1. Hokkaido Univ., 2. NFD, 3. JAEA) 3:00 PM - 3:15 PM
- [2E13] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (4)
  - \*Akihiko Kimura<sup>1</sup>, Jin Gao<sup>1</sup>, Peng Song<sup>1</sup>, Yen-jui
    Huang<sup>1</sup>, Kan Sakamoto<sup>2</sup>, Shinnichiro Yamashita<sup>3</sup> (1.
    Kyoto Univ., 2. NFD, 3. JAEA)
    3:15 PM 3:30 PM
- [2E14] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (4)
  - \*Yusuke Miura<sup>1</sup>, Kan Sakamoto<sup>1</sup>, Shinichiro Yamashita<sup>2</sup>
    (1. NFD, 2. JAEA)
    3:30 PM 3:45 PM
- [2E15] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (4)
  - \*Youko Takahatake<sup>1</sup>, Hiromu Ambai<sup>1</sup>, Yuichi Sano<sup>1</sup>,
    Masayuki Takeuchi<sup>1</sup>, Masayuki Watanabe<sup>1</sup>, Kan
    Sakamoto<sup>2</sup>, Shinichiro Yamashita<sup>1</sup> (1. JAEA, 2. NFD)
    3:45 PM 4:00 PM
- [2E16] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (4)
  - \*Katsuhito Takahahshi<sup>1</sup>, Yusuke Miura<sup>1</sup>, Kan Sakamoto<sup>1</sup>, Shin-ichiro Yamashita<sup>2</sup> (1. NFD, 2. JAEA) 4:00 PM - 4:15 PM
- [2E17] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (4)
  - \*Ikuo loka<sup>1</sup>, Kan Sakamoto<sup>2</sup>, Shinichiro Yamashita<sup>1</sup> (1. JAEA, 2. NFD)
  - 4:15 PM 4:30 PM
- [2E18] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (4) \*Naoyuki Hashimoto<sup>1</sup>, Yixiang Tang<sup>1</sup>, Kan Sakamoto<sup>2</sup>, Shinichiro Yamashita<sup>3</sup> (1. Hokkaido Univ., 2. NFD, 3.
  - JAEA)
  - 4:30 PM 4:45 PM

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

[2E19-23] Nitride Fuel Cycle Chair:Kazuyuki Kusagaya(GNF-J) 4:55 PM - 6:15 PM Room E (Common Education Bildg. 2F A23)

[2E19] R&D on Nitride Fuel Cycle for MA Transmutation to Enhance Safety and Economy

- [2E20] R&D on Nitride Fuel Cycle for MA Transmutation to Enhance Safety and Economy \*Seiya Takaki<sup>1</sup>, Masahide Takano<sup>1</sup> (1. JAEA) 5:10 PM - 5:25 PM
- [2E21] R&D on Nitride Fuel Cycle for MA Transmutation to Enhance Safety and Economy \*Tatsumi Arima<sup>1</sup>, Tohma Iwasa<sup>2</sup>, Seiya Takaki<sup>2</sup> (1. Kyushu Univ., 2. JAEA) 5:25 PM - 5:40 PM
- [2E22] R&D on Nitride Fuel Cycle for MA Transmutation to Enhance Safety and Economy \*Takumi Sato<sup>1</sup>, Hirokazu Hayashi<sup>1</sup> (1. JAEA) 5:40 PM - 5:55 PM
- [2E23] R&D on Nitride Fuel Cycle for MA Transmutation to Enhance Safety and Economy \*Tsuyoshi Murakami<sup>1</sup>, Masatoshi Iizuka<sup>1</sup>, Hirokazu Hayashi<sup>2</sup> (1. CRIEPI, 2. JAEA) 5:55 PM - 6:10 PM

# Room F

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

[2F01-04] Gas-Liquid Two-Phase Flow Chair:Tomio Okawa(UEC) 9:30 AM - 10:35 AM Room F (Common Education Bildg. 2F C21)

[2F01] Interfacial Friction in Vertical Pipes under

Countercurrent Flows \*Naoki Sano<sup>1</sup>, Michio Murase<sup>1</sup>, Toshiya Takaki<sup>1</sup>, Koji Nishida<sup>1</sup>, Raito Goda<sup>2</sup>, Akio Tomiyama<sup>2</sup> (1. INSS, 2. Kobe Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM

- [2F02] Interfacial Friction in Vertical Pipes under Countercurrent Flows \*Michio Murase<sup>1</sup>, Toshiya Takaki<sup>1</sup>, Koji Nishida<sup>1</sup>, Akio Tomiyama<sup>2</sup> (1. Institute of Nuclear safety System, Inc., 2. Kobe University)
  - 9:45 AM 10:00 AM
- [2F03] Numerical Simulation of Bubble Behavior in PWR Rod Bundle by Interface Tracking Method \*Hiroyuki Yoshida<sup>1</sup>, Ayako Ono<sup>1</sup>, Masaaki Okano<sup>2</sup>, Yasushi Makino<sup>2</sup> (1. JAEA, 2. NDC) 10:00 AM - 10:15 AM
- [2F04] Large-scale simulation on two-phase flow in the fuel assemblies of LWR by the mechanistically

based method

\*Ayako Ono<sup>1</sup>, Susumu Yamashita<sup>1</sup>, Takayuki Suzuki<sup>1</sup>, Hiroyuki Yoshida<sup>1</sup> (1. JAEA) 10:15 AM - 10:30 AM

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

[2F05-09] Fast Reactor Thermal Hydraulics 1 Chair:Masahiro Furuya(CRIEPI) 10:35 AM - 12:00 PM Room F (Common Education Bildg. 2F

C21)

- [2F05] Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor
  - \*norihiro doda<sup>1</sup>, kenji yokoyama<sup>1</sup>, masaaki tanaka<sup>1</sup>, takashi takata<sup>1</sup>, hiroyuki ohshima<sup>1</sup> (1. JAEA) 10:35 AM - 10:50 AM
- [2F06] Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor
  - \*Mitsuhiro Aoyagi<sup>1</sup>, Masateru Sonehara<sup>1</sup>, Akihiro Uchibori<sup>1</sup>, Takashi Takata<sup>1</sup>, Hiroyuki Ohshima<sup>1</sup> (1. JAEA)

10:50 AM - 11:05 AM

[2F07] Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor

> \*Shin Kikuchi<sup>1</sup>, Nobuyoshi Koga<sup>2</sup>, Akikazu Kurihara<sup>1</sup>, Takashi Takata<sup>1</sup>, Hiroyuki Ohshima<sup>1</sup> (1. JAEA, 2. Hiroshima Univ.)

11:05 AM - 11:20 AM

[2F08] Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor

> \*Ryota Umeda<sup>1</sup>, Akikazu Kurihara<sup>1</sup>, Shin Kikuchi<sup>1</sup>, Norihiro Kikuchi<sup>1</sup>, Takata Takashi<sup>1</sup>, Ohshima Hiroyuki<sup>1</sup> (1. JAEA)

11:20 AM - 11:35 AM

[2F09] Coupled Neutronics and Thermalhydraulics of Molten Salt Fast Reactor \*Hiroyasu MOCHIZUKI<sup>1,3</sup>, Michio YAMAWAKI<sup>2,3</sup> (1.

Tokyo Institute of Technology, 2. The University of

Tokyo, 3. BERD)

11:35 AM - 11:50 AM

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 304-1 Thermal Hydraulics, Energy Conversion, Energy Transfer, Energy Storage [2F10-14] Fast Reactor Thermal Hydraulics 2 Chair:Yoichi Utanohara(INSS) 2:45 PM - 4:10 PM Room F (Common Education Bildg. 2F C21)

[2F10] Basic Research on Visualization Measurement of Dynamic Behavior of Gas-Liquid Interface in Liquid Sodium Multiphase Flow \*Yuta Akimoto<sup>1</sup>, Yosuke Ogino<sup>1</sup>, Takeshi Fukuda<sup>1</sup> (1. Osaka Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

- [2F11] Evaluation of Target-wastage for Steam Generator Tubes of Sodium-cooled Fast Reactor \*Akikazu Kurihara<sup>1</sup>, Ryota Umeda<sup>1</sup> (1. JAEA) 3:00 PM - 3:15 PM
- [2F12] Behavior of Entrained Droplets in a High-Speed Gas Jet into a Liquid Pool

\*Taro Sugimoto<sup>1</sup>, Akiko Kaneko<sup>1</sup>, Yutaka Abe<sup>1</sup>, Akihiro Uchibori<sup>2</sup>, Akikazu Kurihara<sup>2</sup>, Takashi Takata<sup>2</sup>, Hiroyuki Ohshima<sup>2</sup> (1. Univ. of Tsukuba, 2. JAEA) 3:15 PM - 3:30 PM

- [2F13] Study on coolant behavior in damaged core of sodium-cooled fast reactor \*Akinari Ishikuro<sup>1</sup>, Daisuke Ito<sup>1</sup>, Kei Ito<sup>1</sup>, Yasushi Saito<sup>1</sup>, Yuya Imaizumi<sup>2</sup>, Kenichi Matsuba<sup>2</sup>, Kenji Kamiyama<sup>2</sup> (1. Kyoto Univ., 2. JAEA) 3:30 PM - 3:45 PM
- [2F14] Solidification behavior of single molten droplet falling through coolant \*Kota Kawasaki<sup>1</sup>, Akiko Kaneko<sup>1</sup>, Yutaka Abe<sup>1</sup>, Kazuya Koyama<sup>2</sup> (1. University of Tsukuba, 2. Mitsubishi FBR Systems, Inc.) 3:45 PM - 4:00 PM

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

[2F15-20] Emergent Equipment Chair:Michio Murase(INSS) 4:10 PM - 5:45 PM Room F (Common Education Bildg. 2F C21)

- [2F15] Study to evaluate operating limit of isolation condenser during hydrogen injection \*Yasunori YAMAMOTO<sup>1</sup>, Masayoshi MORI<sup>1</sup> (1. Hokkaido University) 4:10 PM - 4:25 PM
- [2F16] Effect of non-condensable gas on flow resistance of isolation condenser \*Masayoshi Mori<sup>1</sup>, Yasunori Yamamoto<sup>1</sup> (1. Hokkaido University)

4:25 PM - 4:40 PM

[2F17] A passive method for solving thermal

stratification of spent fuel pools -Evaluation by flow visualization experiment-

\*Katsuki Ochiai<sup>1</sup>, Shinichi Morooka<sup>1</sup> (1. Waseda Univ.)

4:40 PM - 4:55 PM

[2F18] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool Taku Nagatake<sup>1</sup>, \*Hiroyuki Yoshida<sup>1</sup>, Yoshiyuki Nemoto<sup>1</sup>, Yoshiyuki Kaji<sup>1</sup> (1. JAEA)

4:55 PM - 5:10 PM

[2F19] Prediction of the Thermal-hydraulic and Operative Characteristics of Steam Injector \*Yuki HARA<sup>1</sup>, Yuhei TERAMACHI<sup>1</sup>, Shuichiro MIWA<sup>1</sup> (1. HOKKAIDO Univ.)

5:10 PM - 5:25 PM

[2F20] Flow structure related to operating mechanism of supersonic steam injector

\*Yuki Kamata<sup>1</sup>, Eita Koyama<sup>1</sup>, Akiko Kaneko<sup>1</sup>, Yutaka

Abe<sup>1</sup> (1. Univ. of Tsukuba)

5:25 PM - 5:40 PM

### Room G

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

[2G01-05] Severe Accident of Sodium-Cooled

Fast Reactor 1 Chair:Takaaki Sakai(Tokai Univ.) 9:30 AM - 10:50 AM Room G (Common Education Bildg. 2F C22)

[2G01] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

> \*Hidemasa Yamano<sup>1</sup>, Toshihide Takai<sup>1</sup>, Tomohiro Furukawa<sup>1</sup>, Shin Kikuchi<sup>1</sup>, Yuki Emura<sup>1</sup>, Hideo Higashi<sup>2</sup>, Hiroyuki Fukuyama<sup>2</sup>, Tsuyoshi Nishi<sup>3</sup>, Xiaoxing Liu<sup>4</sup>, Kenya Nakamura<sup>5</sup> (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Tohoku University, 3. Ibaraki University, 4. Kyushu University, 5. Central Research Institute of Electric Power Industry)

9:30 AM - 9:45 AM

[2G02] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

> \*Toshihide Takai<sup>1</sup>, Tomohiro Furukawa<sup>1</sup>, Hidemasa Yamano<sup>1</sup> (1. Japan Atomic Energy Agency)

[2G03] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors \*Hiroyuki Fukuyama<sup>1</sup>, Hideo Higashi<sup>1</sup>, Hidemasa Yamano<sup>2</sup> (1. Tohoku Univ., 2. JAEA) 10:00 AM - 10:15 AM

[2G04] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors \*Hideo Higashi<sup>1</sup>, Hiroyuki Fukuyama<sup>1</sup>, Hidemasa Yamano<sup>2</sup> (1. Tohoku Univ, 2. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM

[2G05] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of

Sodium-Cooled Fast Reactors

\*Tsuyoshi Nishi<sup>1</sup>, Hiroki Kokubo<sup>1</sup>, Yuriko Takatsuka<sup>1</sup>,

Hiromichi Ohta<sup>1</sup>, Hidemasa Yamano<sup>2</sup> (1. Ibaraki Univ., 2. JAFA)

10:30 AM - 10:45 AM

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

[2G06-09] Severe Accident of Sodium-Cooled

Fast Reactor 2 Chair:Daisuke Ito(Kyoto Univ.) 10:50 AM - 11:55 AM Room G (Common Education Bildg. 2F C22)

[2G06] Study on Eutectic Melting Behavior of Control

Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

\*Yuki Emura<sup>1</sup>, Kenji Kamiyama<sup>1</sup>, Hidemasa Yamano<sup>1</sup> (1. JAEA)

10:50 AM - 11:05 AM

[2G07] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

\*Kinya Nakamura<sup>1</sup>, Hirokazu Ohta<sup>1</sup>, Yuki Emura<sup>2</sup>,

Toshihide Takai<sup>2</sup>, Hidemasa Yamano<sup>2</sup> (1. CRIEPI, 2. JAEA)

11:05 AM - 11:20 AM

[2G08] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

> \*Xiaoxing Liu<sup>1</sup>, Koji Morita<sup>1</sup>, Hidemasa Yamano<sup>2</sup> (1. Kyushu Univ., 2. JAEA)

11:20 AM - 11:35 AM

- [2G09] Studies on Relocation Behavior of Molten Core
  - Materials in the Core Disruptive Accident of
  - Sodium-cooled Fast Reactors
  - \*Kai Igarashi<sup>1</sup>, Takaaki Sakai<sup>1</sup>, Shinya Kato<sup>2</sup>, Kenichi
  - Matsuba<sup>2</sup>, Kenji Kamiyama<sup>2</sup> (1. Tokai University , 2.
  - JAEA)
  - 11:35 AM 11:50 AM

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

[2G10-14] Emergency Preparedness/Risk Management

Chair:Kenta Murakami(Nagaoka Univ. of Tech.) 2:45 PM - 4:05 PM Room G (Common Education Bildg. 2F C22)

- [2G10] Plant incident progress scenario analysis for Mihama nuclear emergency exercise of Kansai Electric Power Co., Inc. 2018
  \*Ikuo Kawasaki<sup>1</sup>, Toshiya Takaki<sup>1</sup>, Akira Onoue<sup>2</sup>, Hiroyuki Ikeda<sup>2</sup> (1. INSS, 2. KEPCO) 2:45 PM - 3:00 PM
- [2G11] Efforts for Emergency Response at Shika
   Nuclear Power Station
   \*TOSHIHIRO AIDA<sup>1</sup>, DAISUKE SUIMON<sup>1</sup>, AKIRA
   OHBATA<sup>1</sup>, KOHJI ONO<sup>1</sup>, HISAKAZU NAKASONE<sup>1</sup>, DAIKI
   SHIRAMIZU<sup>1</sup> (1. Hokuriku Electric Power Company)
- 3:00 PM 3:15 PM [2G12] Study on Safety Function Reliability Evaluation
  - and Risk Management during the Decommissioning of Accident-Damaged Nuclear Power Plant - Based on the Results of Confinement Function Reliability Evaluation -\*Takayuki Aoki<sup>1</sup>, Junya Masuko<sup>2</sup>, Takayuki Negishi<sup>3</sup>
    - (1. Tohoku University, 2. The Japan Atomic PowerCompany, 3. Nuclear Engineering and ServicesCompany)

3:15 PM - 3:30 PM

- [2G13] VUCA Framework for Risk Management of Nuclear Power Station
  - \*Yasuki Ohtori<sup>1</sup>, Hitoshi Muta<sup>1</sup>, Masato Nakajima<sup>2</sup> (1. Tokyo City University, 2. Central Research Institute of Electric Power Industry) 3:30 PM - 3:45 PM
- [2G14] Developmet of tool for containment vent timing prediction using MAAP database.

\*Takumi Noju<sup>1</sup>, Kenichi Bando<sup>2</sup>, Daisuke Fujiwara<sup>1</sup>,

Hiroshi Shirai<sup>1</sup> (1. TEPSYS, 2. TEPCO HD)

3:45 PM - 4:00 PM

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

[2G15-19] Fire Protection Chair:Hiroaki Fujiyoshi(NFI) 4:05 PM - 5:25 PM Room G (Common Education Bildg. 2F C22)

[2G15] Development of Cable Tray Fire Modeling in

Zone Code \*Koji Tasaka<sup>1</sup>, Koji Shirai<sup>1</sup>, Junghoon Ji<sup>1</sup>, Toshiko Udagawa<sup>2</sup> (1. CRIEPI, 2. WDB Co., Ltd.) 4:05 PM - 4:20 PM

[2G16] Development of Cable Damage Criteria from High Temperature Gas Induced by High Energy Arc Fault

> \*Yasunori Nagata<sup>1</sup>, Koji Shirai<sup>1</sup>, Junghoon Ji<sup>1</sup>, Koji Tasaka<sup>1</sup>, Tsukasa Miyagi<sup>1</sup>, Mikimasa Iwata<sup>1</sup> (1. CRIEPI)

4:20 PM - 4:35 PM

[2G17] Proposal of evaluation method to prevent from HEAF fire for low and high voltage electrical cabinets

> \*KOJI SHIRAI<sup>1</sup>, Koji Tasaka<sup>1</sup>, Junghoon JI<sup>1</sup>, Tsukasa Miyagi<sup>1</sup>, Mikimasa Iwata<sup>1</sup> (1. Central Research Institute of Electric Power Industry)

4:35 PM - 4:50 PM

[2G18] Improvement of fireproof performance by sealing the fire-retardant sheet on glove box panels \*Kohei Kawasaki<sup>1</sup>, Kenta Shinada<sup>1</sup>, Naritoshi

Okamoto<sup>1</sup>, Takayoshi Makino<sup>1</sup> (1. JAEA) 4:50 PM - 5:05 PM

[2G19] Improvement of fireproof performance by sealing the fire-retardant sheet on glove box panels

> \*Kenta Shinada<sup>1</sup>, Kohei Kawasaki<sup>1</sup>, Takayoshi Makino<sup>1</sup>, Naritoshi Okamoto<sup>1</sup> (1. Japan Atomic Energy Agency) 5:05 PM - 5:20 PM

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

[2G20-22] Tornado Safety Chair:Yuzuru Eguchi(CRIEPI) 5:25 PM - 6:15 PM Room G (Common Education Bildg. 2F C22)  [2G20] Investigation on validity of BRL formula by steel plate perforation test using high speed projectiles
 \*Kosuke NAMBA<sup>1</sup>, Masuhiro BEPPU<sup>2</sup>, Shori HAMADA<sup>2</sup>, Koji SHIRAI<sup>1</sup>, Yuzuru EGUCHI<sup>1</sup> (1. CRIEPI, 2. National

Defense Academy of Japan)

5:25 PM - 5:40 PM

[2G21] Development of high strength lightweight net using aramid fiber for tornado missile
\*Kosuke Aizawa<sup>1</sup>, Masaru Ishimaru<sup>1</sup>, Shigetaka Maeda<sup>1</sup>, Taiichi Okada<sup>2</sup>, Megumi Hirose<sup>2</sup>, Yukihiro Kumagai<sup>3</sup>, ShingO Isaka<sup>3</sup> (1. JAEA, 2. DU PONT-TORAY, 3. Maeda Kosen)
5:40 PM - 5:55 PM

[2G22] Development of high strength lightweight net using aramid fiber for tornado missile \*Masaru ISHIMARU<sup>1</sup>, Kosuke AIZAWA<sup>1</sup>, Shigetaka MAEDA<sup>1</sup>, Taiichi OKADA<sup>2</sup>, Megumi HIROSE<sup>2</sup>, Yukihiro KUMAGAI<sup>3</sup>, Shingo ISAKA<sup>3</sup> (1. JAEA, 2. DU PONT-TORAY, 3. Maeda Kosen) 5:55 PM - 6:10 PM

# Room H

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

[2H01-04] Reactor Pressure Vessel Chair:Katsuhiko Fujii(INSS)

10:45 AM - 11:55 AM Room H (Common Education Bildg. 2F B21)

[2H01] FY2018 Investigation for Improvement of Evaluation Method of Irradiation Effects on Reactor Pressure Vessel and Core Internals \*Masato Yamamoto<sup>1</sup>, Tomohiro Kobayashi<sup>1</sup> (1.

CRIEPI)

10:45 AM - 11:00 AM

- [2H02] FY2018 Investigation for Improvement of Evaluation Method of Irradiation Effects on Reactor Pressure Vessel and Core Internals \*Kenji Nishida<sup>1</sup>, Tomohiro Kobayashi<sup>1</sup> (1. CRIEPI) 11:00 AM - 11:15 AM
- [2H03] FY2018 Investigation for Improvement of Evaluation Method of Irradiation Effects on Reactor Pressure Vessel and Core Internals \*Tomohiro Kobayashi<sup>1</sup>, Kenji Nishida<sup>1</sup>, Masato Yamamoto<sup>1</sup> (1. CRIEPI)

11:15 AM - 11:30 AM

[2H04] FY2018 Investigation for Improvement of Evaluation Method of Irradiation Effects on Reactor Pressure Vessel and Core Internals \*Yuichi Miyahara<sup>1</sup>, Kenji Nishida<sup>1</sup>, Siwei Chen<sup>1</sup> (1. CRIEPI) 11:30 AM - 11:45 AM

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

# [2H05-08] Irradiation Effect 1

Chair:Hideo Watanabe(Kyushu Univ.) 2:45 PM - 3:50 PM Room H (Common Education Bildg. 2F B21)

[2H05] Evaluation of microstructural change in

electron-irradiated low alloy steels by nonlinear ultrasonic method

\*Atsuko Kojima<sup>1</sup>, Katsuhiko Fujii<sup>1</sup>, Hitoshi Isida<sup>1</sup>,

Koichiro Kawashima<sup>2</sup> (1. INSS, 2. Ultrasonic Materials Diagnosis Lab.)

2:45 PM - 3:00 PM

[2H06] Atom probe analysis of solute clusters in low alloy steels irradiated under tensile-stress condition

\*Katsuhiko Fujii<sup>1</sup>, Koji Fukuya<sup>1</sup>, Jun Uzuhashi<sup>2</sup>,

Tadakatsu Ohkubo<sup>2</sup>, Kazuhiro Hono<sup>2</sup> (1. INSS, 2. NIMS)

3:00 PM - 3:15 PM

[2H07] Influence of solute cluster on irradiation

hearding in austenite steels

\*Takaaki Mabuchi<sup>1</sup>, Takeshi Doi<sup>2</sup>, Ken-ichi Fukumoto<sup>1</sup>, Katsuhiko Fujii<sup>3</sup> (1. Univ. of Fukui, 2. KEPCO, 3. INSS)

3:15 PM - 3:30 PM

[2H08] Inhomogeneous Distribution of Ni and Si atoms in Solute Clusters in Irradiated Stainless Steels \*Dongyue Chen<sup>1</sup>, Kenta Murakami<sup>2</sup>, Kenji Dohi<sup>3</sup>, Kenji Nishida<sup>3</sup>, Liang Chen<sup>1</sup>, Naoto Sekimura<sup>1</sup> (1. The University of Tokyo, 2. Nagaoka University of Technology, 3. Central Research Institute of Electric Power Industry) 3:30 PM - 3:45 PM

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

[2H09-14] Irradiation Effect 2 Chair:Hiroaki Abe(Univ. of Tokyo)

- 3:50 PM 5:30 PM Room H (Common Education Bildg. 2F B21)
- [2H09] Molecular Dynamics Simulation of Displacement Cascades in α-Fe \*Yuting Chen<sup>1</sup>, Xiaoyong Ruan<sup>1</sup>, Toshiki Nakasuji<sup>1</sup>, Kazunori Morishita<sup>1</sup>, Yoshiyuki Watanabe<sup>2</sup> (1. KYOTO UNIVERSITY, 2. QST)

3:50 PM - 4:05 PM

[2H10] Effects on Mn addition on dislocation loop formation in ferritic alloys \*Li Ranran<sup>1</sup>, Hideo Watanabe<sup>1</sup>, Farong Wan (1.

Kyushu Univ.)

4:05 PM - 4:20 PM

[2H11] Hydrogen absorbing behavior in Zry-2 due to multi-ion irradiation \*Hideo Watanabe<sup>1</sup>, Katuhito Takahashi<sup>3,2</sup>, Yushiki

Saita<sup>3</sup> (1. RIAM, Kyushu Univ., 2. NFD, 3. Kyushu Univ.)

4:20 PM - 4:35 PM

[2H12] Effects of DPA and helium production on radiation damage microstructures etc. in irradiated austenitic stainless steels and ferritic steel

\*Eiichi Wakai<sup>1</sup>, Shigeru Takaya<sup>1</sup>, Yuji Nagae<sup>1</sup>, Tetsuya
Hirade<sup>1</sup>, Yoshinori Matsui<sup>1</sup>, Shuhei Nogami<sup>2</sup>, Akira
Hasegawa<sup>2</sup>, Kasumi Aoto<sup>1</sup> (1. JAEA, 2. Tohoku Univ.)
4:35 PM - 4:50 PM

- [2H13] Effect of ion irradiation on dimensional changeg of concrete aggregates
  - \*Kenta Murakami<sup>1</sup>, Nhut Vu Luu<sup>1</sup>, Hamza Samouh<sup>2</sup>, Ippei Maruyama<sup>2,3</sup>, Kiyoteru Suzuki<sup>4</sup> (1. Nagaoka Univ. of Tech., 2. Nagoya Univ., 3. Univ. of Tokyo, 4. MRI)
  - 4:50 PM 5:05 PM
- [2H14] Point defects production in ceria under highenergy electron irradiation by using *in-situ* cathodoluminescence

\*Pooreun Seo<sup>1</sup>, AKM Saiful Islam Bhuian<sup>1,2</sup>, Jean-Marc Costantini<sup>3</sup>, Syo Matsumura<sup>1</sup>, Kazuhiro Yasuda<sup>1</sup> (1. Kyushu University, 2. Bangladesh Atomic Energy Commission, 3. French Atomic Energy Commission) 5:05 PM - 5:20 PM

[2H15-16] Fracture Behavior Chair:Kenji Nishida(CRIEPI) 5:30 PM - 6:00 PM Room H (Common Education Bildg. 2F B21)

[2H15] Long-Term SCC Initiation Tests of Alloy TT690 under Simulated PWR Primary Water Condition \*Takumi Terachi<sup>1</sup>, Takuyo Yamada<sup>1</sup>, Makie Okamoto<sup>1</sup>, Koji Arioka<sup>1</sup> (1. INSS) 5:30 PM - 5:45 PM

[2H16] Study on physical mechanism in aging phenomenon of fuel debris \*Seiya Suzuki<sup>1</sup>, Kimihiko Yano<sup>1</sup>, Nobuo Okamura<sup>1</sup>, Masayuki Watanabe<sup>1</sup> (1. Japan Atomic Energy Agency) 5:45 PM - 6:00 PM

#### Room I

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

#### [2101-05] Corrosion Chemistry, Radiation

Chemistry Chair:Hidetoshi Karasawa(IAE) 9:30 AM - 10:50 AM Room I (Common Education Bildg. 2F D21)

[2I01] Studies on Water Radiolysis under Irradiation of

X-ray Simulating Bremsstrahlung

\*Taichi Matsumura<sup>1</sup>, Ryuji Nagaishi<sup>1</sup>, Ryo Kuwano<sup>1</sup> (1. Japan Atomic Energy Agency)

9:30 AM - 9:45 AM

[2102] Studies on Water Radiolysis under Irradiation of X-ray Simulating Bremsstrahlung Ryuji Nagaishi<sup>1</sup>, \*Ryo Kuwano<sup>1</sup>, Taichi Matsumura<sup>1</sup> (1. JAEA)

9:45 AM - 10:00 AM

- [2103] Evaluation of the effects of TiO<sub>2</sub> corrosion protection under the noble metal condition \*Takahiro Hara<sup>1</sup>, Osamu Shibasaki<sup>1</sup>, Koji Negishi<sup>1</sup>, Seiji Yamamoto<sup>1</sup>, Masato Okamura<sup>1</sup>, Yusuke Horayama<sup>1</sup>, Junichi Takagio<sup>1</sup> (1. TOSHIBA ESS) 10:00 AM - 10:15 AM
- [2104] Improvement of the Model for Evaluating the Corrosive Environment in a Nuclear Power Plant \*Takashi Mawatari<sup>1</sup>, Yasushi Yamamoto<sup>1</sup>, Osamu Shibasaki<sup>1</sup>, Takahiro Hara<sup>1</sup>, Yusuke Horayama<sup>1</sup>, Junichi Takagi<sup>1</sup> (1. TOSHIBA ESS) 10:15 AM - 10:30 AM
- [2105] Improvement of the Model for Evaluating the Corrosive Environment in a Nuclear Power Plant \*Yusuke Horayama<sup>1</sup>, Takashi Mawatari<sup>1</sup>, Shibasaki

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

Osamu<sup>1</sup>, Takahiro Hara<sup>1</sup>, Junichi Takagi<sup>1</sup> (1. TOSHIBA ESS) 10:30 AM - 10:45 AM

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

#### [2106-09] Ruthenium Chemistry, Corrosion

# Chemistry

Chair:Shunsuke Uchida(IAE) 10:50 AM - 11:55 AM Room I (Common Education Bildg. 2F D21)

[2106] Development of Dose Rate Reduction Technology

for Improving LWR Utilization

\*Koji Negishi<sup>1</sup>, Takahiro hara<sup>1</sup>, Yusuke Horayama<sup>1</sup>,

Hiromi Aoi<sup>1</sup>, Inagaki Hiromitsu<sup>2</sup> (1. TOSHIBA ENERGY SYSTEMS AND SOLUTIONS CORPORATION, 2. Chubu

Electric Power Co., Inc.)

10:50 AM - 11:05 AM

[2107] Development of Dose Rate Reduction Technology for Improving LWR Utilization

> Osamu Shibasaki<sup>1</sup>, \*Yumi Yaita<sup>1</sup>, Yusuke Horayama<sup>1</sup>, Hiromi Aoi<sup>1</sup>, Hiromitsu Inagaki<sup>2</sup> (1. TOSHIBA ESS, 2. Chubu Electric Power)

11:05 AM - 11:20 AM

[2108] Development of Dose Rate Reduction Technology for Improving LWR Utilization

> \*Osamu Shibasaki<sup>1</sup>, Takahiro Hara<sup>1</sup>, Yusuke Horayama<sup>1</sup>, Aoi Hiromi<sup>1</sup>, Hiromitsu Inagaki<sup>2</sup> (1. TOSHIBA ESS, 2. Chubu Electric Power)

11:20 AM - 11:35 AM

[2109] XAFS Study of Ru in High Level Active Liquid Waste containing seawater

\*Hiromu Ambai<sup>1</sup>, Sano Yuichi<sup>1</sup>, Masayuki Watanabe<sup>1</sup>(1. JAEA)

11:35 AM - 11:50 AM

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

[2110-14] Accident Chemistry, Cesium Chemistry Chair:Yumi Yaita(TOSHIBA ESS) 2:45 PM - 4:05 PM Room I (Common Education Bildg. 2F D21)

[2110] Evaluation of Short and Long-Term Behavior of

Radioactive Nuclides Distributed in Fukushima Daiichi NPP

\*Shunsuke Uchida<sup>1</sup>, Hidetoshi Karasawa<sup>1</sup>, Chiaki Kino<sup>1</sup>, Masanori Naitoh<sup>1</sup>, Masahiko Ohsaka<sup>2</sup> (1. IAE, 2. JAEA) 2:45 PM - 3:00 PM

[2111] Evaluation of Short and Long-Term Behavior of Radioactive Nuclides Distributed in Fukushima Daiichi NPP

\*Hidetoshi Karasawa<sup>1</sup>, Shunsuke Uchida<sup>1</sup>, Chiaki Kino<sup>1</sup>, macaroni Nato<sup>1</sup>, Masahiko Ohsaka<sup>2</sup> (1. IAE, 2. JAEA)
3:00 PM - 3:15 PM

[2112] Evaluation of Short and Long-Term Behavior of Radioactive Nuclides Distributed in Fukushima Daiichi NPP \*Chiaki Kino<sup>1</sup>, Hidetoshi Karasawa<sup>1</sup>, Shunsuke Uchida<sup>1</sup>,

Masahiko Ohsaka<sup>2</sup> (1. IAE, 2. JAEA) 3:15 PM - 3:30 PM

- [2113] Investigation of in-reactor cesium chemical behavior in TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident \*Kazuki Morishita<sup>1,2</sup>, Takashi Onishi<sup>1,2</sup>, Koji Maeada<sup>1,2</sup>, Masato Mizokami<sup>3</sup>, Kenichi Ito<sup>3</sup>, Shinya Mizokami<sup>3</sup> (1. IRID, 2. JAEA, 3. TEPCO HD) 3:30 PM - 3:45 PM
- [2114] Study on dissolution behavior of Cs chemisorbed compound onto stainless steel into water \*Junpei Imoto<sup>1</sup>, Shunichiro Nishioka<sup>1</sup>, Kunihisa Nakajima<sup>1</sup>, Eriko Suzuki<sup>1</sup>, Masahiko Osaka<sup>1</sup> (1. JAEA) 3:45 PM - 4:00 PM

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

[2115-18] Pyroprocessing Chair:Hideya Suzuki(JAEA) 4:05 PM - 5:10 PM Room I (Common Education Bildg. 2F D21)

- [2115] Development of electrolytic reduction equipment for oxide fuel pyro-processing \*Yoshiharu Sakamura<sup>1</sup>, Masatoshi lizuka<sup>1</sup>, Hirohide Kofuji<sup>2</sup> (1. CRIEPI, 2. JAEA) 4:05 PM - 4:20 PM
- [2116] Development of spent salt treatment technology
  using zeolite
  \*Koichi Uozumi<sup>1</sup>, Kenta Inagaki<sup>1</sup> (1. CRIEPI)
  4:20 PM 4:35 PM
- [2117] Development of hightly fielible technology for recovery and transmutation of minor actinide \*kohei tada<sup>1</sup>, Hirohide Kofuji<sup>1</sup>, Tsuyoshi Murakami<sup>2</sup> (1. JAEA, 2. CRIEPI)

4:35 PM - 4:50 PM

[2118] Development of highly flexible technology for

recovery and transmutation of minor actinide \*Masatoshi lizuka<sup>1</sup>, Tsuyoshi Murakami<sup>1</sup>, Yoshiharu Sakamura<sup>1</sup>, Toshiyuki Nohira<sup>2</sup> (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. Kyoto University) 4:50 PM - 5:05 PM

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

[2119-22] Aqueous Separation and Reprocessing Chair:Daisuke Akiyama(Tohoku Univ.) 5:10 PM - 6:15 PM Room I (Common Education Bildg. 2F D21)

[2I19] Evaluation of DGA extractant impregnated

adsorbent directed to establishment of MA separation sheet

\*Yusuke Horiuchi<sup>1</sup>, Tsuyoshi Arai<sup>1</sup>, Sou Watanabe<sup>2</sup>,

Masayuki Takeuchi<sup>2</sup> (1. Shibaura Institute of

Technology , 2. JAEA)

5:10 PM - 5:25 PM

[2120] Development of a new extraction method for americium separation

\*Hideya Suzuki<sup>1</sup>, Yasutoshi Ban<sup>1</sup>, Yasuhiro Tsubata<sup>1</sup>, Shinobu Hotoku<sup>1</sup>, Nao Tsutsui<sup>1</sup>, Tatsuya Kurosawa<sup>1</sup>, Mitsunobu Shibata<sup>1</sup>, Tomohiro Kawasaki<sup>1</sup>, Tatsuro Matsumura<sup>1</sup> (1. Japan Atomic Energy Agency) 5:25 PM - 5:40 PM

[2121] Adsorption separation of uranium and thorium by monoamide-immobilized hydrogel from nitric acid solution

> \*Masahiko Nakase<sup>1</sup>, Tomoo Yamamura<sup>2</sup>, Kenji Shirasaki<sup>3</sup>, Mitsuie Nagai<sup>3</sup>, Tohru Kobayashi<sup>4</sup>, Daiju Matsumura<sup>4</sup>, Yukako Aoyama<sup>1</sup>, Sotaro tachioka<sup>1</sup>, Kenji Takeshita<sup>1</sup> (1. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology, 2. Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University, 3. Laboratory of Alpha-Ray Emitters, Institute for Material Research, Tohoku University, 4. Material Sciences Research Center, Japan Atomic Energy Agency)

5:40 PM - 5:55 PM

[2122] Feasibility study for LWR MOX spent fuel reprocessing using PUREX process \*Takeshi Tsukada<sup>1</sup> (1. CRIEPI) 5:55 PM - 6:10 PM

### Room J

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

[2J01-05] Subcriticality Evaluation Chair:Tomohiro Endo(Nagoya Univ.) 9:30 AM - 10:50 AM Room J (Common Education Bildg. 2F D22)

- [2J01] A Study for Reactor Noise Measurement in Power Operation at Kyoto Univ. Reactor Part.2 \*Sin-ya Hohara<sup>1</sup>, Atsushi Sakon<sup>1</sup>, Kunihiro Nakajima<sup>2</sup>, Kazuki Takahashi<sup>2</sup>, Tadafumi Sano<sup>1</sup>, Kengo Hashimoto<sup>1</sup>
  (1. Atomic Energy Research Institute, Kindai Univ., 2. Graduate School of Sci. and Eng., Kindai Univ.)
  9:30 AM - 9:45 AM
- [2J02] Applicability of the Extended Kalman Filter Technique to Reactivity Monitoring at KUCA \*Masao Yamanaka<sup>1</sup>, Cheol Ho Pyeon<sup>1</sup> (1. Kyoto Univ.) 9:45 AM - 10:00 AM
- [2J03] Improvement of reactivity estimation method based on behavior of power in subcritical quasi static state

\*Yuichi Yamane<sup>1</sup> (1. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM

- [2J04] Development of a handy criticality analytis tool HAND for fuel debris retrieval \*Kenichi Tada<sup>1</sup>, Takao Sakino<sup>1</sup> (1. JAEA) 10:15 AM - 10:30 AM
- [2J05] Development of multi-species material randomization using Monte Carlo solver Solomon \*TARO UEKI<sup>1</sup> (1. JAEA) 10:30 AM - 10:45 AM

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

[2J06-09] Criticality Safety Chair:Satoshi Takeda(Osaka Univ.) 10:50 AM - 11:55 AM Room J (Common Education Bildg. 2F D22)

[2J06] Criticality control technique development for

Fukushima Daiichi fuel debris

\*Shinya Kano<sup>1,2</sup>, Satoshi Wada<sup>1,2</sup>, Tsuyoshi Misawa<sup>3</sup>, Kitamura Yasunori<sup>3</sup> (1. IRID, 2. Toshiba ESS, 3. Kyoto

Univ.)

10:50 AM - 11:05 AM

[2J07] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris \*Satoshi Takeo<sup>1,2</sup>, Ryo Ishibashi<sup>1,2</sup>, Yuichi Morimoto<sup>1,2</sup>

(1. HGNE, 2. IRID)

11:05 AM - 11:20 AM

	20171 dir 1000.19
<ul> <li>[2J08] Development of the insoluble neutron absorbers using self-assembled surfactant aggregates *Noriaki Ushio<sup>1</sup>, Hiroyuki Terazaki<sup>1</sup>, Kouji Koyanagi<sup>1</sup>, Norikazu Jin<sup>1</sup>, Toshio Hayashi<sup>1</sup> (1. Kao Corporation) 11:20 AM - 11:35 AM</li> <li>[2J09] Development of the insoluble neutron absorbers using self-assembled surfactant aggregates *Ryota Nambara<sup>1</sup>, Takuji Kume<sup>1</sup>, Noriaki Ushio<sup>1</sup> (1. Kao) 11:35 AM - 11:50 AM</li> </ul>	Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety [2J15-17] Development of New Reactor 1 Chair:Jun Nishiyama(Tokyo Tech) 4:05 PM - 4:55 PM Room J (Common Education Bildg. 2F D22)
	Toshio Hayashi <sup>+</sup> (1. Kao Corporation) 1:35 AM t of the insoluble neutron absorbers seembled surfactant aggregates tra <sup>1</sup> , Takuji Kume <sup>1</sup> , Noriaki Ushio <sup>1</sup> (1. 1:50 AM sision Energy Engineering   301-1 Reactor clear Data, Criticality Safety ment &Analysis indai Univ.) om J (Common Education Bildg. 2F D22) Toshio Hayashi <sup>+</sup> (1. Kao Corporation) [2J15] R&D to improve accuracy of nuclear prediction for HTGR *Kazuki Takahashi <sup>1</sup> , Kunihiro Nakajima <sup>1</sup> , Atsushi Sakon <sup>2</sup> , Sin-ya Hohara <sup>2</sup> , Kengo Hashimoto <sup>2</sup> , Yuji Fukaya <sup>3</sup> , Tadafumi Sano <sup>2</sup> (1. Graduate School of Science and Engineering, Kindai University, 2. Atomic Energy Research Institute, Kindai University, 3. JAEA) 4:05 PM - 4:20 PM [2J16] R&D to improve accuracy of nuclear prediction for HTGR
Oral presentation   III. Fission Energy Engineering   301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety [2J10-14] Experiment &Analysis Chair:Atsushi Sakon(Kindai Univ.) 2:45 PM - 4:05 PM Room J (Common Education Bildg. 2F D22)	
<ul> <li>[2J10] Experiment of the Third-Order Neutron Correlation Technique for Non-Multiplication System</li> <li>*Tomohiro Endo<sup>1</sup>, Sho Imai<sup>1</sup>, Kenichi Watanabe<sup>1</sup>, Akio Yamamoto<sup>1</sup> (1. Nagoya University) 2:45 PM - 3:00 PM</li> <li>[2J11] γ ray count rates from <sup>238</sup>U(n,γ) and fission reactions depending on system average <sup>235</sup>U enrichment Yasushi Nauchi<sup>1</sup>, Shunsuke Sato<sup>1</sup>, *Motomu Suzuki<sup>1</sup>, Tadafumi Sano<sup>2</sup>, Hironobu Unesaki<sup>2</sup> (1. CRIEPI, 2.</li> </ul>	<ul> <li>*Kunihiro Nakajima<sup>1</sup>, Atsushi Sakon<sup>2</sup>, Kazuki</li> <li>Takahashi<sup>1</sup>, Sin-ya Hohara<sup>2</sup>, Kengo Hashimoto<sup>2</sup>, Yuji</li> <li>Fukaya<sup>3</sup>, Tadafumi Sano<sup>2</sup> (1. Graduate School of</li> <li>Science and Engineering, Kindai University, 2. Atomic</li> <li>Energy Research Institude, Kindai University, 3.</li> <li>JAEA)</li> <li>4:20 PM - 4:35 PM</li> <li>[2J17] R&amp;D to improve accuracy of nuclear prediction</li> <li>for HTGR</li> <li>*Atsushi SAKON<sup>1</sup>, Kunihiro NAKAJIMA<sup>2</sup>, Kazuki</li> <li>Takahashi<sup>2</sup>, Sin-ya HOHARA<sup>1</sup>, Tadafumi SANO<sup>1</sup>, Yuji</li> <li>Fukaya<sup>3</sup>, Kengo HASHIMOTO<sup>1</sup> (1. Kindai University</li> </ul>
3:00 PM - 3:15 PM [2J12] Minimum value of the α-mode eigenvalue of an accelerator driven system.	Atomic Energy Research Institute, 2. Kindai University Graduate School, 3. JAEA) 4:35 PM - 4:50 PM
*Ryota Katano <sup>1</sup> (1. JAEA) 3:15 PM - 3:30 PM [2J13] Critical Experiment of Thorium Loaded Core at KUCA *Tadafumi Sano <sup>1</sup> . Jun-ichi Hori <sup>2</sup> . Yoshivuki Takahashi <sup>2</sup>	Oral presentation   III. Fission Energy Engineering   301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety [2J18-21] Development of New Reactor 2 Chair:Rei Kimura(TOSHIBA ESS) 4:55 PM - 6:00 PM Room J (Common Education Bildg. 2F D22)
Hironobu Unesaki <sup>2</sup> (1. Kindai Univ., 2. Kyoto Univ.) 3:30 PM - 3:45 PM [2J14] Application of the continuous energy Monte Carlo calculation code MVP-3 to analysis of dynamic parameters of LWR UO <sub>2</sub> and MOX critical test cores	<ul> <li>[2J18] Development of Inherent Safety Fast Reactor by Using Blanket Bearing Minor Actinides</li> <li>*Toshikazu Takeda<sup>1</sup>, Satoshi Takeda<sup>2</sup>, Takanori Kitada<sup>2</sup></li> <li>(1. University of Fukui, 2. Osaka University)</li> <li>4:55 PM - 5:10 PM</li> <li>[2J19] Development of Inherent Safety Fast Reactor by Using Blanket Boaring Minor Actinides</li> </ul>
*Toru Yamamoto <sup>1</sup> Daiki Iwahashi <sup>1</sup> Tomohiro Sakai <sup>1</sup>	USING DIANKEL DEALING MINUF ACCIMUES

\*Sho Fuchita<sup>1</sup>, Koji Fujimura<sup>1</sup>, Kazuhiro Fujimata<sup>1</sup>,

Satoshi Takeda<sup>2</sup>, Toshikazu Takeda<sup>3</sup> (1. HGNE, 2.

Osaka University, 3. University of Fukui)

5:10 PM - 5:25 PM

\*Toru Yamamoto<sup>1</sup>, Daiki Iwahashi<sup>1</sup>, Tomohiro Sakai<sup>1</sup> (1. NRA) 3:45 PM - 4:00 PM

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 301-1 Reactor

- [2J20] Core design of a molten salt reactor with chloride fuel for MA transmutation \*Masahiro Watanabe<sup>1</sup>, Willem Van Rooijen<sup>2</sup> (1. Master' course of Nuclear Engineering, University of Fukui, 2. Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui) 5:25 PM - 5:40 PM
- [2J21] Irradiation Experiments on Minor Actinide by Aceelerator-Driven System at Kyoto University Critical Assembly
  - \*Cheol Ho Pyeon<sup>1</sup>, Masao Yamanaka<sup>1</sup> (1. Kyoto
  - University, Institute for Integrated Radiation and
  - Nuclear Science)
  - 5:40 PM 5:55 PM

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

[2J22-23] Research Reactor Chair:Tatsuya Fujita(NRA) 6:00 PM - 6:30 PM Room J (Common Education Bildg. 2F D22)

[2J22] Analysis on beyond-design basis accident for a

pool-type research reactor

\*Takashi Tsumura<sup>1</sup>, Nobuhiko Hirane<sup>1</sup>, Toru

Nakatsuka<sup>1</sup>, Taisuke Yonomoto<sup>1</sup> (1. JAEA) 6:00 PM - 6:15 PM

 [2J23] Tritium Release Source and Mechanism in Research and Testing Reactors
 \*Etsuo Ishitsuka<sup>1</sup>, Inesh Kenzhina<sup>2</sup>, Keisuke Okumura<sup>1</sup>, Quan Hai Ho<sup>1</sup>, Noriyuki Takemoto<sup>1</sup>, Yevgeni Chikhray<sup>3</sup>
 (1. JAEA, 2. Gumilyov Eurasian National University, 3. Al-Farabi Kazakh National University)
 6:15 PM - 6:30 PM

# Room K

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

[2K01-04] Seismic Resistance and Isolation of SFR Chair:Tadashi Narabayashi(Tokyo Tech) 2:45 PM - 3:45 PM Room K (Common Education Bildg. 2F E21)

[2K01] Development of seismic assessment method for FR core

> \*Shinichiro MATSUBARA<sup>1</sup>, Akihisa Iwasaki<sup>1</sup>, Tomohiko Yamamoto<sup>2</sup>, Hidenori Harada<sup>3</sup> (1. MHI, 2. JAEA, 3. MFBR)

2:45 PM - 3:00 PM

[2K02] Development of seismic assessment method for

\*Akihisa Iwasaki<sup>1</sup>, Shinichiro Matsubara<sup>1</sup>, Tomohiko Yamamoto<sup>2</sup>, Hidenori Harada<sup>3</sup> (1. MHI, 2. JAEA, 3. MFBR) 3:00 PM - 3:15 PM
[2K03] Development of seismic assessment method for FR core
\*Tomohiko Yamamoto<sup>1</sup>, Shinichiro Matsubara<sup>2</sup>, Akihisa Iwasaki<sup>2</sup>, Kazuteru Kawamura<sup>2</sup>, Hidenori Harada<sup>3</sup> (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 3. Mitsubishi FBR Systems, Inc.) 3:15 PM - 3:30 PM
[2K04] Fundamental Study of Seismic Response for Three-Dimensional Isolation System Including Beyond Design Basis Ground Motions

> \*masato uchita<sup>1</sup>, takayuki miyagawa<sup>1</sup>, tsuyoshi fukasawa<sup>2</sup>, tomohiko yamamoto<sup>3</sup> (1. japc, 2. MFBR, 3. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

FR core

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

[2K05-07] SFR Equipments Chair:Masaaki Tanaka(JAEA) 3:45 PM - 4:35 PM Room K (Common Education Bildg. 2F E21)

[2K05] Development of Ultrasonic Instrumentation for Liquid Sodium

\*Yuta Abe<sup>1</sup>, Kuniaki Ara<sup>1</sup> (1. JAEA)

3:50 PM - 4:05 PM

[2K06] Development of Ultrasonic Instrumentation for Liquid Sodium

\*kuniaki Ara<sup>1</sup>, Yuta Abe<sup>1</sup> (1. JAEA)

4:05 PM - 4:20 PM

[2K07] Advancement of detailed core bowing analysis

code for fast reactor

\*Hirokazu Ota<sup>1</sup>, Kazuya Ohgama<sup>2</sup>, Hidemasa Yamano<sup>2</sup> (1. CRIEPI, 2. JAEA)

4:20 PM - 4:35 PM

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

[2K08-11] Advanced Reactor Development Chair:Koki Hibi(MFBR) 4:35 PM - 5:40 PM Room K (Common Education Bildg. 2F E21)

[2K08] Development of a small space reactor and application to SMR by using Joyo

\*Tadashi Narabayashi<sup>1</sup> (1. Tokyo Tech)

4:35 PM - 4:50 PM

[2K09] Potential and Challenges for the Deployment of Micro-Reactors \*Takanori TANAKA<sup>1</sup> (1. RWMC)

4:50 PM - 5:05 PM

[2K10] Current status and issues of evaluation methods for plateout fission products behavior during accident conditions in High Temperature Gascooled Reactor.

\*Kazuhiro SAWA<sup>1</sup> (1. Hokkaido University) 5:05 PM - 5:20 PM

[2K11] Development on extended burnup fuel

technologies for practical high temperature gas-cooled reactors - Collaborative research with Kazakhstan -

\*Shohei Ueta<sup>1</sup>, Taiju Shibata<sup>1</sup>, Jun Aihara<sup>1</sup>, Asset Shaimerdenov<sup>2</sup>, Daulet Dyussambayev<sup>2</sup>, Masashi Takahashi<sup>3</sup>, Hideaki Kishita<sup>3</sup>, Shamil Gizatulin<sup>2</sup>, Nariaki Sakaba<sup>1</sup> (1. JAEA, 2. INP, 3. NFI) 5:20 PM - 5:35 PM

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

[2K12-14] SFR Thermal Hydraulics Chair:Matsubara Shinichiro(MHI) 5:40 PM - 6:30 PM Room K (Common Education Bildg. 2F E21)

[2K12] 3D CFD calculation for confirming an effect of

structure to suppress gas entrainment from liquid surface of Sodium-cooled Fast Reactor \*Hironori Nakamura<sup>1</sup>, Masato Uchita<sup>2</sup>, osamu watanabe<sup>1</sup>, ichiyo matoba<sup>1</sup>, satoshi hayakawa<sup>1</sup>, Masaaki Tanaka<sup>3</sup>, Yuichi Onoda<sup>3</sup> (1. MFBR, 2. JAPC, 3. JAEA)

5:40 PM - 5:55 PM

[2K13] Analysis of gas entrainment phenomenon from free liquid surface in a sodium cooled fast reactor

> \*Moe Hirakawa<sup>1</sup>, Tkaaki Sakai<sup>1</sup>, Toshiki Ezure<sup>2</sup>, Masaaki Tanaka<sup>2</sup> (1. Tokai University, 2. JAEA)

5:55 PM - 6:10 PM

[2K14] Study on In-Vessel Coolability by Decay Heat Removal Systems in Sodium-cooled Fast Reactors

\*Masaaki Tanaka<sup>1</sup>, Toshiki Ezure<sup>1</sup>, Hiroyuki

Miyakoshi<sup>1</sup>, Nobuyuki Ishikawa<sup>1</sup>, Ryo Shimizu<sup>2</sup>, hironori Nakamura<sup>2</sup>, Kazuhiro Oyama<sup>2</sup> (1. JAEA, 2. MFBR) 6:10 PM - 6:25 PM

#### Room L

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

[2L01-04] Tritium Process Chair:Kazunari Katayama(Kyushu Univ.) 9:30 AM - 10:35 AM Room L (Common Education Bildg. 2F E22)

[2L01] Effect of halogens on catalytic oxidation reactor of detritiation system

> \*Yuki Edao<sup>1</sup>, Akiko Kondo<sup>1</sup>, Yasunori Iwai<sup>1</sup> (1. QST) 9:30 AM - 9:45 AM

[2L02] Study of WDS for DEMO applied with heavy water cooled blanket

\*Takahiko Sugiyama<sup>1</sup> (1. Nagoya University)9:45 AM - 10:00 AM

[2L03] Application of infrared absorption spectroscopy to the exhaust gas analysis of fusion test device \*Masahiro Tanaka<sup>1</sup>, Naoyuki Suzuki<sup>1</sup>, Hiromi Kato<sup>1</sup> (1. NIFS)

10:00 AM - 10:15 AM

[2L04] Migration estimation of tritium generated in lithium loop for A-FNS

\*Makoto Oyaidzu<sup>1</sup>, Ohta Masayuki<sup>1</sup>, Ochiai Kentaro<sup>1</sup>,

Kasugai Atsushi<sup>1</sup> (1. QST)

10:15 AM - 10:30 AM

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

[2L05-09] Tritium Behavior, Control Chair:Yuki Edao(QST) 10:35 AM - 12:00 PM Room L (Common Education Bildg. 2F E22)

[2L05] Study on T-production Li rod for HTGR

\*Yuki Koga<sup>1</sup>, Hideaki Matsuura<sup>1</sup>, Takuro Suganuma<sup>1</sup>, Kazunari Katayama<sup>2</sup>, Teppei Otsuka<sup>3</sup>, Minoru Goto<sup>4</sup>, Shigeaki Nakagawa<sup>4</sup>, Etsuo Ishitsuka<sup>4</sup>, Shimpei Hamamoto<sup>4</sup>, Kenji Tobita<sup>5</sup> (1. Kyushu Univ., 2. Kyushu Univ., 3. Kindai Univ., 4. JAEA, 5. QST) 10:35 AM - 10:50 AM

[2L06] Upjet ejection of Lithium-lead droplet for tritium recovery

\*Fumito Okino<sup>1</sup>, Keisuke Mukai<sup>1</sup>, Juro Yagi<sup>1</sup>, Satoshi Kanesha<sup>1</sup> (1. IAE Kyoto University)

10:50 AM - 11:05 AM

[2L07] Comparison of water release behavior and

tritium release behavior from soil

\*Kazunari Katayama<sup>1</sup>, daiki Ishii<sup>1</sup>, Takahiro Matano<sup>1</sup>, Makoto Oya<sup>1</sup>, Toshiharu Takeishi<sup>1</sup> (1. Kyushu Univ.) 11:05 AM - 11:20 AM

[2L08] Tritium recovery from soil immersed in tritiated water by microwave assisted acid dissolution method

\*Daiki Ishii<sup>1</sup>, Kazunari Katayama<sup>1</sup>, Toshiharu Takeishi<sup>1</sup>

(1. Kyushu Univ)

11:20 AM - 11:35 AM

[2L09] A new paradigm of tritium emission control

\*konishi satoshi<sup>1</sup> (1. Kyoto Univ.)

11:35 AM - 11:50 AM

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

#### [2L10-15] Solid/Liquid Breeding Materials Chair:Keisuke Mukai(Kyoto Univ.)

2:45 PM - 4:20 PM Room L (Common Education Bildg. 2F E22)

[2L10] Static electric granulation and sintering for

tritium breeding solid-ceramics sphere

\*Yuri Natori<sup>1</sup>, Norihiro Ikemoto<sup>1</sup>, Kazuo Yonehara<sup>1</sup>,

Katsuyoshi Tatenuma<sup>1</sup> (1. Kaken Inc.)

2:45 PM - 3:00 PM

[2L11] Effect of Li<sub>2</sub>O content on CO<sub>2</sub> absorption characteristics of Li<sub>2</sub>TiO<sub>3</sub> \*Yuma Akita<sup>1</sup>, Masaaki Yamamoto<sup>1</sup>, Akira Taniike<sup>1</sup>,

Yuichi Furuyama<sup>1</sup> (1. Graduate school of maritime sciences,kobe university)

3:00 PM - 3:15 PM

[2L12] CO<sub>2</sub> absorption characteristics of high density Li<sub>2</sub>ZrO<sub>3</sub> under moist air exposure \*MASAAKI Yamamoto<sup>1</sup>, YUMA Akita<sup>1</sup>, AKIRA Taniike<sup>1</sup>, YUICHI Furuyama<sup>1</sup> (1. Graduate School of Maritime Sciences, Kobe University)

3:15 PM - 3:30 PM

[2L13] Compatibility test for tritium permeation barrier coatings with solid breeder pebbles \*Takumi Chikada<sup>1</sup>, Matthias H.H. Kolb<sup>2</sup>, Kazuki Nakamura<sup>1</sup>, Keisuke Kimura<sup>1</sup>, Marcin Rasinski<sup>3</sup>, Yoshimitsu Hishinuma<sup>4</sup>, Regina Knitter<sup>2</sup> (1. Shizuoka Univ., 2. KIT, 3. FZJ, 4. NIFS) 3:30 PM - 3:45 PM

5:50 PM - 5:45 PM

[2L14] Compatibility between Fusion Reactor Blanket Structural Material F82H and Solid Breeder Lithium Oxide \*Keiji Oishi<sup>1</sup>, Takayuki Terai<sup>1</sup> (1. Univ. of Tokyo) 3:45 PM - 4:00 PM

[2L15] Corrosion behavior of multi-layer coating for tritium permeation reduction in liquid lithiumlead

> \*Erika Akahoshi<sup>1</sup>, Moeki Matsunaga<sup>1</sup>, Keisuke Kimura<sup>1</sup>, Kazuki Nakamura<sup>1</sup>, Riho Endoh<sup>1</sup>, Martin Balden<sup>2</sup>,

> Yoshimitsu Hishinuma<sup>3</sup>, Takumi Chikada<sup>1</sup> (1. Shizuoka

Univ., 2. Max Planc Institut, 3. NIFS)

4:00 PM - 4:15 PM

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

[2L16-18] Neutron Multiplier/Shielding Materials Chair:Takumi Chikada(Shizuoka Univ.) 4:20 PM - 5:10 PM Room L (Common Education Bildg. 2F E22)

[2L16] Valence electron analysis of Be<sub>13</sub>Zr beryllide

neutron multiplier using soft X-ray emission spectrometry.

\*Keisuke Mukai<sup>1</sup>, Ryuta Kasada<sup>2</sup>, Kiyohiro Yabuuchi<sup>1</sup>, Satoshi Konishi<sup>1</sup>, Jae-Hwan Kim<sup>3</sup>, Masaru Nakamichi<sup>3</sup>

(1. Kyoto University, 2. Tohoku University, 3.

National Institutes for Quantum and Radiological

Science and Technology)

4:20 PM - 4:35 PM

[2L17] Preliminary investigation of impurities elimination on the reuse process of neutron multipliers for fusion application \*Jae-Hwan Kim<sup>1</sup>, Yoshiaki Akatsu <sup>1</sup>, Masaru Nakamichi<sup>1</sup> (1. QST)

4:35 PM - 4:50 PM

[2L18] Improvement of hydrogen release temperature of metal hydride neutron shielding material by Cr addition

\*Masashi Sugatsuke<sup>1</sup>, Teruya Tanaka<sup>2</sup>, Yuji Ohishi<sup>1</sup>,

Ken Kurosaki<sup>3</sup>, Hiroaki Muta<sup>1</sup> (1. Osaka Univ., 2. NIFS, 3. Kyoto Univ.)

4:50 PM - 5:05 PM

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

[2L19-23] Hydrogen Isotopes in Materials Chair:Kazunari Katayama(Kyushu Univ.) 5:10 PM - 6:30 PM Room L (Common Education Bildg. 2F E22)

[2L19] Correlation between hydrogen isotope retention for tungsten exposed to QUEST 2018 A / W plasma discharge campaign and its plasma discharge condition \*ayaka koike<sup>1</sup>, Moeko Nakata<sup>1</sup>, Mingzhong Zhao<sup>1</sup>, Fei Sun<sup>2</sup>, Takuro Wada<sup>1</sup>, Shota Yamazaki<sup>1</sup>, Naoaki Yoshida<sup>3</sup>, Kazuaki Hanada<sup>3</sup>, Yasuhisa Oya<sup>2</sup> (1. Faculty of science, Shizuoka Univ., 2. Graduate School of Science and Technology, Shizuoka Univ., 3. Research Institute for Applied Mechanics, Kyushu Univ.) 5:10 PM - 5:25 PM

[2L20] The influence of defect produced by energetic hydrogen ion or electron irradiation on deuterium retention in tungsten \*Takuro Wada<sup>1</sup>, Moeko Nakata<sup>1</sup>, Shota Yamazaki<sup>1</sup>, Ayaka Koike<sup>1</sup>, Mingzhong Zhao<sup>1</sup>, Fei Sun<sup>2</sup>, Yuji Hatano<sup>3</sup>, Yasuhisa Oya<sup>2</sup> (1. Graduate School of Science and Technology, Shizuoka University, 2. Faculty of Science, Shizuoka University, 3. Hydrogen Isotope Research Center, University of Toyama) 5:25 PM - 5:40 PM

[2L21] Gamma-ray irradiation effects on deuterium retention behavior in reduced activation ferritic steel F82H and tritium permeation barrier ceramic coatings

> \*Shota Nakazawa<sup>1</sup>, Kazuki Nakamura<sup>1</sup>, Hikari Fujita<sup>2</sup>, Hans Maier<sup>3</sup>, Thomas Schwarz-Selinger<sup>3</sup>, Yuji Hatano<sup>4</sup>, Naoko Ashikawa<sup>5,6</sup>, Wataru Inami<sup>1</sup>, Yoshimasa Kawata<sup>1</sup>, Takumi Chikada<sup>1</sup> (1. Shizuoka Univ., 2. Univ. of Tokyo, 3. Max Planc Institut, 4. Univ. of Toyama, 5. NIFS, 6. SOKENDAI)

5:40 PM - 5:55 PM

[2L22] Deuterium retention behavior for tungsten with 14 MeV neutron and Fe ion irradiation under various damage level

> \*Shota Yamazaki<sup>1</sup>, Moeko Nakata<sup>1</sup>, Ayaka Koike<sup>1</sup>, Takuro Wada<sup>1</sup>, Mingzhong Zhao<sup>1</sup>, Fei Sun<sup>2</sup>, Tatsuya Kuwabara<sup>3</sup>, Yuji Hatano<sup>4</sup>, Takeshi Toyama<sup>5</sup>, Noriyasu Ohno<sup>3</sup> (1. Grad. Sch. Sci. Tech., Shizuoka Univ., 2. Fac. Sci., Shizuoka Univ., 3. Grad. Sch. Eng., Nagoya Univ., 4. HIRC, Univ. of Toyama, 5. IMR, Tohoku Univ.) 5:55 PM - 6:10 PM

[2L23] Characterization and hydrogen isotope permeation behavior of yttria-stabilized zirconia coating prepared by magnetron sputtering

> \*Riho Endoh<sup>1</sup>, Keisuke Kimura<sup>1</sup>, Kazuki Nakamura<sup>1</sup>, Michael Zielinski<sup>2</sup>, Johann Riesch<sup>2</sup>, Hikari Fujita<sup>3</sup>, Yoshimitsu Hishinuma<sup>4</sup>, Takumi Chikada<sup>1</sup> (1. Shizuoka Univ., 2. Max Planc Institut, 3. Univ. of Tokyo, 4.

### NIFS) 6:10 PM - 6:25 PM

# Room M

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

### [2M01-03] Neutron Cross Section, Photo-Nuclear

Reaction, Nuclear Resonance

Fluorescence Chair:Nobuhiro Shigyo(Kyushu Univ.) 9:30 AM - 10:20 AM Room M (Common Education Bildg. 3F A31)

[2M01] Cross section measurement of hydrogen

containing materials

\*Masahide Harada<sup>1</sup>, Yutaka Abe<sup>2</sup>, Makoto Teshigawara<sup>1</sup>, Motoki Ooi<sup>1</sup>, Yujiro Ikeda<sup>1</sup>, Kenichi Oikawa<sup>1</sup>, Kenji Nakajima<sup>1</sup>, Seiko Kawamura<sup>1</sup> (1. JAEA, 2. Kyoto Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM

[2M02] Target mass dependence of photo-neutron production with 17 MeV linearly polarized photons

> \*Kim Tuyet Tran<sup>1</sup>, Toshiya Sanami<sup>1,2</sup>, Hirohito Yamazaki<sup>1,2</sup>, Toshiro Itoga<sup>3</sup>, Akihiro Takeuchi<sup>1</sup>, Yoshihiro Asano<sup>4</sup>, Shuji Miyamoto<sup>4</sup> (1. SOKENDAI (The Graduate University for Advanced Studies), 2.
> High Energy Accelerator Research Organization (KEK),
> Japan Synchrotron Radiation Research Institude, 4.
> LASTI/University of Hyogo)

9:45 AM - 10:00 AM

[2M03] Nuclear resonance fluorescence experiment on Ni-58 using laser Compton scattering gammarays

\*Toshiyuki Shizuma<sup>1</sup>, Mohamed Omer<sup>2</sup>, Takehito
Hayakawa<sup>1</sup>, Futoshi Minato<sup>2</sup>, Shunya Matsuba<sup>3</sup>,
Hideaki Ohgaki<sup>4</sup>, Shuji Miyamoto<sup>5</sup> (1. QST, 2. JAEA,
3. JASRI, 4. Kyoto Univ., 5. Univ. of Hyogo)

10:00 AM - 10:15 AM

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

[2M04-06] Library, Neutron Flux Calculation Chair:Masahide Harada(JAEA) 10:20 AM - 11:10 AM Room M (Common Education Bildg. 3F A31)

[2M04] P-table problem of heating number in FENDL-

for proton energy region between 0.4 and 3 GeV \*Shin-ichiro Meigo<sup>1</sup>, Hiroki Matsuda<sup>1</sup>, Yosuke Iwamoto<sup>1</sup>, Makoto Yoshida<sup>2</sup>, Hiroki Iwamoto<sup>1</sup>, Fujio Maekawa<sup>1</sup>, Shoichi Hasegawa<sup>1</sup>, Shunsuke Makimura<sup>2</sup>, Tatsushi Nakamoto<sup>2</sup>, Taku Ishida<sup>2</sup> (1. JAEA/J-PARC, 2. KEK/J-PARC) 2:45 PM - 3:00 PM [2M11] Measurement of nuclide production cross section with 0.4 - 3.0 GeV proton beams at J-\*Hai Quan Ho<sup>1</sup>, Nozomu Fujimoto<sup>2</sup>, Shimpei PARC(III) \*Hiroki Matsuda<sup>1</sup>, Hayato Takeshita<sup>1,2</sup>, Shin-ichiro Meigo<sup>1</sup>, Hiroki Iwamoto<sup>1</sup>, Fujio Maekawa<sup>1</sup> (1. JAEA, 2. Kyushu Univ.) 3:00 PM - 3:15 PM [2M12] Measurement of nuclide production cross section with 0.4 - 3.0 GeV proton beams at J-PARC(III) \*Hayato Takeshita<sup>1</sup>, Shin-ichiro Meigo<sup>2</sup>, Hiroki Matsuda<sup>2</sup>, Hiroki Iwamoto<sup>2</sup>, Fujio Maekawa<sup>2</sup> (1. Kyushu Univ., 2. JAEA) 3:15 PM - 3:30 PM [2M13] Charged particles emission at incident reaction of 100MeV/u<sup>12</sup>C-beam \*Kazuhito Yoshida<sup>1</sup>, Motoharu Fuji<sup>1</sup>, Yuji Yamaguchi<sup>1</sup>, Toshiya Sanami<sup>2</sup>, Matsufuji Naruhiro<sup>3</sup>, Yusuke Koba<sup>3</sup>, Yosuke Iwamoto<sup>4</sup>, Yusuke Uozumi<sup>1</sup> (1. Kyushu Univ.,

2. KEK, 3. QST, 4. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

[2M14] Calculation of  $(p, \alpha x)$  reaction with Intra

nuclear cascade model.

\*Yuki Fukuda<sup>1</sup>, Yusuke Uozumi<sup>1</sup> (1. Kyushu Univ.)

3:45 PM - 4:00 PM

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

[2M15-19] Medical Radioisotope Chair:Shin-ichiro Meigo(JAEA) 4:05 PM - 5:30 PM Room M (Common Education Bildg. 3F A31)

[2M15] Feasibility study on a medical radioisotope Mo-

99/Tc-99m production using He beam

\*Masayuki Haqiwara<sup>1</sup>, Hiroshi Yashima<sup>2</sup>, Toshiya

Sanami<sup>1</sup>, Shunsuke Yonai<sup>3</sup> (1. High Energy

Accelerator Research Organization (KEK), 2. Kyoto

university, 3. National Institutes for Quantum and

Radiological Science and Technology)

3.1d ACE file (2) \*Chikara Konno<sup>1</sup>, Saerom Kwon<sup>2</sup> (1. JAEA, 2. QST) 10:20 AM - 10:35 AM

[2M05] Problem on neutron production data of charged particle induced files in TENDL-2017 \*Saerom Kwon<sup>1</sup>, Chikara Konno<sup>2</sup>, Masayuki Ohta<sup>1</sup>, Satoshi Sato<sup>1</sup>, Atsushi Kasugai<sup>1</sup> (1. QST, 2. JAEA) 10:35 AM - 10:50 AM

[2M06] Calculation of 3D neutron flux distribution in the HTTR using MCNP6

> Hamamoto<sup>1</sup>, Toshiaki Ishii<sup>1</sup>, Satoru Nagasumi<sup>1</sup>, Etsuo Ishitsuka<sup>1</sup> (1. JAEA, 2. Kyushu Univ.) 10:50 AM - 11:05 AM

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

[2M07-09] Uncertainty, Covariance Chair:Chikara Konno(JAEA) 11:10 AM - 12:00 PM Room M (Common Education Bildg. 3F A31)

[2M07] A study of uncertainty due to nuclear data in a long-lived fission product (LLFP) transmutation system utilizing a fast reactor \*Tsunenori Inakura<sup>1</sup>, Naoki Yamano<sup>1</sup>, Chikako Ishizuka<sup>1</sup>, Satoshi Chiba<sup>1</sup> (1. Tokyo Tech.) 11:10 AM - 11:25 AM

[2M08] A study of uncertainty due to nuclear data in a long-lived fission product (LLFP) transmutation system utilizing a fast reactor

> \*Naoki Yamano<sup>1</sup>, Tsunenori Inakura<sup>1</sup>, Chikako Ishizuka<sup>1</sup>, Satoshi Chiba<sup>1</sup> (1. Tokyo Tech)

11:25 AM - 11:40 AM

[2M09] Estimation of covariance of neutron cross sections for decommissioning \*Tatsuki Amitani<sup>1</sup>, Tsunenori Inakura<sup>1</sup>, Naoki

Yamano<sup>1</sup>, Ken-ichi Tanaka<sup>2</sup>, Chikako Ishizuka<sup>1</sup>, Satoshi

Chiba<sup>1</sup> (1. Tokyo Tech, 2. IAE)

11:40 AM - 11:55 AM

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

[2M10-14] Charged Particle Reaction Chair: Masayuki Haqiwara(KEK) 2:45 PM - 4:05 PM Room M (Common Education Bildg. 3F A31)

[2M10] Measurement of Fe displacement cross section

4:05 PM - 4:20 PM

- [2M16] Cross section measurement of the deuteroninduced reaction on <sup>89</sup>Y to produce <sup>89</sup>Zr \*Michiya Sakaguchi<sup>1</sup>, Masayuki Aikawa<sup>1</sup>, Moemi Saito<sup>1</sup>, Naoyuki Ukon<sup>2</sup>, Yukiko Komori<sup>3</sup>, Hiromitsu Haba<sup>3</sup> (1. Hokkaido Univ., 2. Fukushima Medical Univ., 3. RIKEN) 4:20 PM - 4:35 PM
- [2M17] Production cross sections of dysprosium radioisotopes in deuteron-induced reactions on natural terbium up to 24 MeV \*Ichinkhorloo Dagvadorj<sup>1</sup>, Masayuki Aikawa<sup>1</sup>, Zolvadral Tsoodol<sup>1</sup>, Yukiko Komori<sup>2</sup>, Hiromitsu Haba<sup>2</sup> (1. Hokkaido Univ., 2. RIKEN)
  - 4:35 PM 4:50 PM
- [2M18] Excitation function measurement to produce <sup>166</sup>Ho by alpha-induced reactions on natural dysprosium
  - \*Tomohiro Murata<sup>1</sup>, Masayuki Aikawa<sup>1</sup>, Michiya Sakaguchi<sup>1</sup>, Hiromitsu Haba<sup>2</sup>, Yukiko Komori<sup>2</sup>, Sandor Takacs<sup>3</sup>, Ferenc Ditroi<sup>3</sup>, Szucs Zoltan<sup>3</sup> (1. Hokkaido Univ., 2. RIKEN, 3. ATOMKI)

4:50 PM - 5:05 PM

[2M19] Cross section measurements of charged particle induced reactions to produce medical RI <sup>169</sup>Yb \*Moemi Saito<sup>1</sup>, Masayuki Aikawa<sup>1</sup>, Michiya Sakaguchi<sup>1</sup>, Naoyuki Ukon<sup>2</sup>, Yukiko Komori<sup>3</sup>, Hiromitsu Haba<sup>3</sup>, Sandor Takacs<sup>4</sup> (1. Hokkaido Univ., 2. Fukushima Medical Univ., 3. RIKEN, 4. ATOMKI) 5:05 PM - 5:20 PM

#### Room N

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

[2N01-04] Gamma-ray Camera 1 Chair:Tadahiro Kin(Kyushu Univ.) 9:45 AM - 10:50 AM Room N (Common Education Bildg. 3F A32)

[2N01] Development and characterization of a shape

variable type gamma camera

\*Keita Yamagishi<sup>1</sup>, Eiji Takada<sup>1</sup>, Yuki Sato<sup>2</sup>, Tatuo Torii<sup>2</sup>, Kazuhiro Urakaze<sup>1</sup> (1. NIT Toyama College, 2. JAEA)

9:45 AM - 10:00 AM

[2N02] Development of variable-focal Pb collimator for high-energy gamma ray camera \*Akira Taniike<sup>1</sup>, Taiju Suga<sup>1</sup>, Masaki Nishiura<sup>2</sup>, Masashi Kisaki<sup>2</sup>, Yuichi Furuyama<sup>1</sup> (1. Kobe Univ., 2. NIFS) 10:00 AM - 10:15 AM

[2N03] Development of Radioactive source identification by 4π Compton gamma imaging \*Atsushi Mukai<sup>1</sup>, Kotaro Kanamori<sup>1</sup>, Hideki Tomita<sup>1</sup>, Fumihiko Ishida<sup>2</sup>, Eiji Takada<sup>2</sup>, Yusuke Tamura<sup>3</sup>, Kenji Shimazoe<sup>3</sup>, Kei Kamada<sup>4</sup>, Kenichi Tsuchiya<sup>5</sup>, Jun Kawarabayashi<sup>6</sup> (1. Graduate School of Engineering, Nagoya University, 2. Toyama College, National Institute of Technology, 3. School of Engineering, The University of Tokyo, 4. New Industry Creation Hatchery Center, Tohoku University, 5. National Research Institute of Police Science, 6. Graduate School of Integrative Science and Engineering, Tokyo City University)

10:15 AM - 10:30 AM

[2N04] Development of Radioactive source identification by 4π Compton gamma imaging \*Fumihiko Ishida<sup>1</sup>, Hidetake Ebi<sup>1</sup>, Eiji Takada<sup>1</sup>, Keita Yamagishi<sup>1</sup>, Atsushi Mukai<sup>2</sup>, Kotaro Kanamori<sup>2</sup>, Hideki Tomita<sup>2</sup>, Yusuke Tamura<sup>3</sup>, Kenji Shimazoe<sup>3</sup>, Shintaro Hara<sup>2</sup> (1. NIT Toyama College, 2. Nagoya Univ., 3. Tokyo Univ.) 10:30 AM - 10:45 AM

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

[2N05-08] Nuclear Reactor/Nuclear Material Chair:mariko segawa(JAEA) 10:50 AM - 11:55 AM Room N (Common Education Bildg. 3F A32)

[2N05] Fundamental Study on Residual Radioactivity

Measurement of PCB-Containing Ballasts

\*Taiki Yoshii<sup>1</sup>, Hirotaka Sakai<sup>1</sup>, Satoru Kawasaki<sup>1</sup> (1.

Regulatory Standard and Research Department

Secretariat of Nuclear Regulation

Authoriy(S/NRA/R))

10:50 AM - 11:05 AM

[2N06] Development of nuclear fuel material evaluation method using integral dosimeter

\*Kenichi Terashima<sup>1</sup>, Masaaki kaburagi<sup>1</sup>, Masahiro

Sakamoto<sup>1</sup>, Taichi Matsumura<sup>1</sup>, Manabu Fujita<sup>2</sup>,

Keisuke Okumura<sup>1</sup> (1. JAEA, 2. JPC)

11:05 AM - 11:20 AM

[2N07] Development of active neutron NDA system for

(3)

\*Yosuke Toh<sup>1</sup>, Harufumi Tsuchiya<sup>1</sup>, Akira Ohzu<sup>1</sup>, Kazuyoshi Furutaka<sup>1</sup>, Fumito Kitatani<sup>1</sup>, Masao Komeda<sup>1</sup>, Makoto Maeda<sup>1</sup>, Mitsuo Koizumi<sup>1</sup> (1. JAEA)

nuclear non-proliferation and nuclear security

11:20 AM - 11:35 AM

[2N08] Development of active neutron NDA system for nuclear non-proliferation and nuclear security (3)

> \*Akira Ohzu<sup>1</sup>, Makoto Maeda<sup>1</sup>, Masao Komeda<sup>1</sup>, Yosuke Toh<sup>1</sup> (1. JAEA)

11:35 AM - 11:50 AM

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

[2N09-11] Gamma-ray Camera 2 Chair:Hideki Tomita(Nagoya Univ.)

2:45 PM - 3:35 PM Room N (Common Education Bildg. 3F A32)

[2N09] Evaluation and development of directional

gamma-ray detectors using TIBr semiconductors \*Mitsuhiro Nogami<sup>1</sup>, Keitaro Nogami Hitomi<sup>1</sup>, Tatsuo Torii<sup>2</sup>, Sato Yuki<sup>2</sup>, Yoshihiko Tanimura<sup>2</sup>, Kuniaki Kawabata<sup>2</sup>, Kenichi Watanabe<sup>3</sup>, Toshiyuki Onodera<sup>4</sup>, Keizo Ishii<sup>1</sup>, Hiroyuki Takahashi<sup>5</sup> (1. Tohoku University, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Nagoya University, 4. Tohoku Institute of Technology, 5. The University of Tokyo) 2:45 PM - 3:00 PM

[2N10] Multiple nuclide imaging with a Compton-PET hybrid camera

\*Mizuki Uenomachi<sup>1</sup>, Wei Seng Foong<sup>1</sup>, Kenji

Shimazoe<sup>1</sup>, Hiroyuki Takahashi<sup>1</sup>, Miwako Takahashi<sup>2</sup>, Kei Kamada<sup>3</sup>, Tadashi Orita<sup>1</sup> (1. Univ. of Tokyo, 2.

NIRS, 3. Tohoku Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM

[2N11] Study on High Sensitivity Multi-layer Compton Camera for Clearance Applications in Decommissioning

2 ccommissioning

\*Agus Nur Rachman<sup>1</sup>, Kenji Shimazoe<sup>1</sup>, Hiroyuki

Takahashi<sup>1</sup> (1. The University of Tokyo)

3:15 PM - 3:30 PM

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

[2N12-16] Environment Measurement/Nuclear

3:35 PM - 4:55 PM Room N (Common Education Bildg. 3F A32)

[2N12] Hastening of β-decay of La-138 by High Energy Electron Irradiation

\*Ryoichi Taniguchi<sup>1</sup>, Norio Ito<sup>1</sup>, Hiroyuki Miyamaru<sup>1</sup>,
Takao Kojima<sup>1</sup>, Ken-ichi Okamoto<sup>1</sup>, Tadashi Tsujimoto<sup>2</sup>
(1. Osaka Prefecture University, 2. Reassurance
Science Academy)
3:35 PM - 3:50 PM

[2N13] Experimental verification of Bayesian inference for the gamma-ray spectroscopy with NaI(TI) scintilator

> \*Shingo Tamaki<sup>1</sup>, Fuminobu Sato<sup>1</sup>, Isao Murata<sup>1</sup> (1. OSAKA UNIVERSITY)

3:50 PM - 4:05 PM

[2N14] Applicability of multiple gamma-ray detection to long-lived radioactive nuclide determination in environmental samples \*Masumi Oshima<sup>1</sup>, Jun Goto<sup>2</sup>, Yurie Ikebe<sup>1</sup>, Hirofumi Seto<sup>1</sup>, Shigeru Bamba<sup>1</sup>, Hirofumi Shinohara<sup>1</sup>, Takao Morimoto<sup>1</sup>, Keisuke Isogai<sup>1</sup> (1. Japan Chemical Analysis Center, 2. Niigata University) 4:05 PM - 4:20 PM

- [2N15] Measurement of ambient radiations for the development of reactor neutrino monitor(2) \*Yuta Ikeyama<sup>1</sup>, Ayumu Hirota<sup>1</sup>, Kyohei nakazima<sup>1</sup>, Yoichi Tamagawa<sup>1</sup> (1. Fukui Univ.) 4:20 PM - 4:35 PM
- [2N16] Basic study of one-dimensional optical fiber based radiation distribution sensing by wavelength spectroscopy

\*Yuta Terasaka<sup>1,2</sup>, Kenichi Watanabe<sup>2</sup>, Akira Uritani<sup>2</sup>,

Tetsuya Hanai<sup>2</sup>, Yuki Sato<sup>1</sup>, Tatsuo Torii<sup>1</sup>, Ikuo

Wakaida<sup>1</sup> (1. JAEA, 2. Nagoya Univ.)

```
4:35 PM - 4:50 PM
```

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

# [2N17-21] Medical Application/Applied

Measurement Chair:Masahiro Hino(Kyoto Univ.) 4:55 PM - 6:15 PM Room N (Common Education Bildg. 3F A32)

[2N17] Observation of 3D-Dose Distribution of 3D-Gel

Dosimeters Irradiatted by Carbon Ion Beam \*Masumitsu Toyohara<sup>1</sup>, Hiroaki Gotoh<sup>1</sup>, Maiko Mihashi<sup>1</sup>, Kazuya Hayashi<sup>1</sup>, Kyosuke Tadano<sup>1</sup>, Shinichi Minohara<sup>2</sup>, Yoshiaki Shimono<sup>3</sup>, Shinya Miyamoto<sup>3</sup> (1. Yokohama National University, 2. Kanagawa Cancer Center, 3. TOshiba Energy Systems &Solutions Corp.) 4:55 PM - 5:10 PM

- [2N18] Mechanistic Study Comparing Radiolabeled and Fluorescent Glucose Uptakes by Cancer Cells for In Vivo Bioimaging \*Keiichiro Kushiro<sup>1</sup>, Mariko Kobayashi<sup>1</sup>, Akira Sugiyama<sup>1</sup>, Kenji Shimazoe<sup>1</sup>, Hiroyuki Takahashi<sup>1</sup> (1. The University of Tokyo) 5:10 PM - 5:25 PM
- [2N19] Influence of sample shape on hydrogen measurement by TOF-PGA \*Makoto Maeda<sup>1</sup>, Masayuki Tsuneyama<sup>1,2</sup>, Mariko

Segawa<sup>1</sup>, Yosuke Toh<sup>1</sup>, Shoji Nakamura<sup>1</sup>, Atsushi Kimura<sup>1</sup> (1. JAEA, 2. NAT) 5:25 PM - 5:40 PM

[2N20] Feasibility study for the temperature measurement using neutron self-indication method

\*mariko segawa<sup>1</sup>, yosuke toh<sup>1</sup>, tetsuya kai<sup>1</sup>, makoto maeda<sup>1</sup>, masayuki tsuneyama<sup>2</sup> (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. NAT)
5:40 PM - 5:55 PM

[2N21] Development of a frequency comb based cavity ring-down spectroscopy for radioactive carbon analysis

\*Hideki Tomita<sup>1</sup>, Volker Sonnenschein<sup>1</sup>, Ryohei
Terabayashi<sup>1</sup>, Keisuke Saito<sup>1</sup>, Masahito Yamanaka<sup>1</sup>,
Norihiko Nishizawa<sup>1</sup>, Tetsuo Iguchi<sup>1</sup>, Kenji Yoshida<sup>2</sup>,
Shinichi Ninomiya<sup>2</sup>, Naohiro Kamiya<sup>3</sup> (1. Nagoya Univ.,
2. Sekisui Medical, 3. Shimadzu)
5:55 PM - 6:10 PM

### Room O

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

[2001-09] Seismic, Fault displacement PRA Chair:Hitoshi Muta(Tokyo City Univ.) 9:30 AM - 11:55 AM Room O (Common Education Bildg. 3F A34)

[2001] Treatment of uncertainty regarding action part of fault displacement (FD) to building foundation on FD fragility evaluation \*Katsumi Ebisawa<sup>1</sup>, Ryusuke HARAGUCHI<sup>2</sup>, Yoshinori

- [2002] Treatment of uncertainty regarding action part of fault displacement (FD) to building foundation on FD fragility evaluation \*Ayumi Yuyama<sup>1</sup>, Yoshinori Mihara<sup>2</sup>, Ryusuke Haraguchi<sup>3</sup>, Toshiaki Sakai<sup>1</sup>, Katsumi Ebisawa<sup>1</sup> (1. CRIEPI, 2. KAJIMA, 3. MHI) 9:45 AM - 10:00 AM
- [2003] Treatment of uncertainty regarding action part of fault displacement (FD) to building foundation on FD fragility evaluation \*Ryusuke Haraguchi<sup>1</sup>, Yoshinori Mihara<sup>2</sup>, Ayumi Yuyama<sup>3</sup>, Toshiaki Sakai<sup>3</sup>, Katsumi Ebisawa<sup>3</sup> (1. MHI, 2. KAJIMA, 3. CRIEPI) 10:00 AM - 10:15 AM
- [2004] Treatment of uncertainty regarding action part of fault displacement (FD) to building foundation on FD fragility evaluation \*Futoshi Tanaka<sup>1</sup>, Ryusuke Haraguchi<sup>1</sup>, Yoshinori Mihara<sup>2</sup>, Ayumi Yuyama<sup>3</sup>, Toshiro Sakai<sup>3</sup>, Katsumi Ebisawa<sup>3</sup> (1. MHI, 2. KAJIMA, 3. CRIEPI) 10:15 AM - 10:30 AM
- [2005] Confirmation of V&V of Fault Displacement Fragility Evaluation procedure \*hideaki tsutsumi<sup>1</sup>, yuji nikaido<sup>2</sup>, yoshinori mihara<sup>2</sup>, ryusuke haraguchi<sup>3</sup>, toshiaki sakai<sup>1</sup>, katsumi ebisawa<sup>1</sup> (1. Central Research Institute of Electric Powaer Industry , 2. Kajima Corporation, 3. Mitsubishi Heavy Indausties) 10:30 AM - 10:45 AM
- [2006] Confirmation of V&V of Fault Displacement
   Fragility Evaluation procedure
   \*Yuji Nikaido<sup>1</sup>, Yoshinori Mihara<sup>1</sup>, Hideaki Tsutsumi<sup>2</sup>,
   Ryusuke Haraguchi<sup>3</sup>, Toshiaki Sakai<sup>2</sup>, Katsumi
   Ebisawa<sup>2</sup> (1. KAJIMA, 2. CRIEPI, 3. MHI)
   10:45 AM 11:00 AM
- [2007] Analysis and examination of accident scenario regarding functional failure of containment under fault displacement

\*Shingo Oda<sup>1</sup>, Bumpei Fujioka<sup>1</sup>, Futoshi Tanaka<sup>2</sup>, Ryusuke Haraguchi<sup>2</sup>, Yoshinori Mihara<sup>3</sup>, Shinichi Yoshida<sup>4</sup>, Tsutsumi Hideaki<sup>5</sup>, Toshiro Sakai<sup>5</sup>, Katsumi Ebisawa<sup>5</sup> (1. Hitachi-GE Nuclear Energy, 2. MHI, 3. Kajima, 4. OBAYASHI, 5. CRIEPI) 11:00 AM - 11:15 AM

[2008] A Research Study of Plant Risk Evaluation for Fault Displacement \*Kunihiko Sato<sup>1</sup>, Yutaka Suzuki<sup>1</sup>, Ryusuke Haraguchi<sup>2</sup>,

(1. MHI NSE, 2. MHI, 3. JAPC)

11:15 AM - 11:30 AM

 [2009] Development of Random number generation for Seismic risk assessment
 \*Shota Terayama<sup>1</sup>, Yasuki Ohtori<sup>1</sup>, Hitoshi Muta<sup>1</sup> (1. Tokyo City University)

11:30 AM - 11:45 AM

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

# [2010-18] Tsunami PRA

Chair:Katsumi Ebisawa(CRIEPI) 2:45 PM - 5:10 PM Room O (Common Education Bildg. 3F A34)

[2O10] Construction of the technical basis for tsunami PRA

> \*Hiroyuki Yamada<sup>1</sup>, Masafumi Matsuyama<sup>1</sup>, Yoshiaki Watanuki<sup>1</sup>, Satoshi Nishimura<sup>1</sup>, Hiroyuki Takeuchi<sup>2</sup>, Kazuyuki Matsumoto<sup>3</sup> (1. CRIEPI, 2. TOSHIBA ESS, 3. Chubu Electric Power)

2:45 PM - 3:00 PM

[2O11] Construction of the technical basis for tsunami PRA

> \*MASAFUMI MATSUYAMA MATSUYAMA<sup>1</sup>, Takumi Yoshii<sup>1</sup>, Hideki Kaida<sup>1</sup>, Naoto Kihara<sup>1</sup>, Yoshinori Sato<sup>2</sup>, Mitsuharu Asaka<sup>2</sup>, Kazuo Inagaki<sup>2</sup>, Tomoyuki Amano<sup>3</sup>, Hayato Mori<sup>3</sup>, Katsuhide Kato<sup>3</sup> (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. Unic Corporation, 3. Chubu Electric Power) 3:00 PM - 3:15 PM

[2O12] Construction of the technical basis for tsunami PRA

> \*Yoshiaki Watanuki<sup>1</sup>, Masafumi Matsuyama<sup>1</sup>, Naoto Kihara<sup>1</sup>, Hideki Kaida<sup>1</sup>, Yoshinori Mihara<sup>2</sup>, Tomonori kitaori<sup>3</sup>, Atsusi Onouti<sup>3</sup> (1. CRIEPI, 2. KAJIMA, 3. Chubu Electric Power)

3:15 PM - 3:30 PM

[2O13] Construction of the technical basis for tsunami PRA

> \*Hideki Kaida<sup>1</sup>, Masafumi Matsuyama<sup>1</sup>, Yoshiaki Watanuki<sup>1</sup>, Naoto Kihara<sup>1</sup>, Yoshinori Mihara<sup>2</sup>,

[2O14] Construction of the technical basis for tsunami PRA

> \*Yoshinori Mihara<sup>1</sup>, Masafumi Matsuyama<sup>2</sup>, Yoshiaki Watanuki<sup>2</sup>, Naoto Kihara<sup>2</sup>, Hideki Kaida<sup>2</sup>, Tomonori Kitaori<sup>3</sup>, Atsushi Onouchi<sup>3</sup> (1. Kajima Corporation, 2. Central Research Institute Electric Power Industry, 3. CHUBU Electric Power Co.,Inc.) 3:45 PM - 4:00 PM

 [2015] Tsunami Fragility Assessment Study with Application to Virtual Nuclear Power Plant \*Naoto Kihara<sup>1</sup>, Hideki Kaida<sup>1</sup>, Bumpei Fujioka<sup>2</sup>, Shingo Oda<sup>2</sup>, Akihiro Ootsuki<sup>2</sup>, Yoshiteru Sato<sup>2</sup>, Tatsuto Kimura<sup>3</sup>, Masahiro Masuko<sup>3</sup>, Yoshiyuki Takahashi<sup>4</sup>, Yoshinori Mihara<sup>4</sup> (1. CRIEPI, 2. HGNE, 3. TEPSCO, 4. KAJIMA)

4:00 PM - 4:15 PM

- [2016] Tsunami Fragility Assessment Study with Application to Virtual Nuclear Power Plant \*Ayumi Nishi<sup>1</sup>, Tatsuto Kimura<sup>1</sup>, Masahiro Masuko<sup>1</sup>, Naoki Fujii<sup>1</sup>, Hideki Kaida<sup>2</sup>, Naoto Kihara<sup>2</sup> (1. TEPSCO, 2. CRIEPI) 4:15 PM - 4:30 PM
- [2017] Tsunami Fragility Assessment Study with Application to Virtual Nuclear Power Plant \*Yoshiyuki Takahashi<sup>1</sup>, Yoshinori Mihara<sup>1</sup>, Hideki Kaida<sup>2</sup>, Naoto Kihara<sup>2</sup> (1. KAJIMA, 2. CRIEPI) 4:30 PM - 4:45 PM
- [2O18] Tsunami Fragility Assessment Study with Application to Virtual Nuclear Power Plant \*Bumpei Fujioka<sup>1</sup>, Shingo Oda<sup>1</sup>, Ayumi Nishi<sup>2</sup>, Tatsuto Kimura<sup>2</sup>, Hideki Kaida<sup>3</sup>, Naoto Kihara<sup>3</sup> (1. Hitachi-GE Nuclear Energy, 2. TEPSCO, 3. CRIEPI) 4:45 PM - 5:00 PM

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies | 401-1 Design and Manufacturing of Reactor Components and Transportation Vessel/Storage Facility

[2019-20] Design and Maintenance of Nuclear

Reactor Equipment and Storage

Facilities Chair:Koei Adachi(TEPCO HD)

5:10 PM - 5:45 PM Room O (Common Education Bildg. 3F A34)

[2019] Investigation on the current situation of spent

2019 Fall Meeting

nuclear fuel storage in Germany \*Satoshi Ishikawa<sup>1</sup>, Takayasu Hayashi<sup>1</sup>, Yoshitaka Kanemitsu<sup>2</sup>, Yuta Kawagoe<sup>2</sup>, Ayaka Kimura<sup>2</sup>, Jürgen Skrzyppek<sup>3</sup>, Linus Bettermann<sup>3</sup> (1. ITOCHU Techno-Solutions Corporation, 2. ITOCHU Corporation, 3. GNS)

5:10 PM - 5:25 PM

[2O20] Action of Ageing Management and Safety Improvement for Long Term Operation of Nuclear Power Plants \*Atsushi Taniguchi<sup>1</sup>, Kensuke Monma<sup>1</sup> (1. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.) 5:25 PM - 5:40 PM Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 505-1 Radioactive Waste Management

# [2A01-05] Liquid Waste Treatment 1

Chair:Uruga Kazuyoshi(CRIEPI)

Thu. Sep 12, 2019 2:45 PM - 4:05 PM Room A (Common Education Bildg. 1F C11)

- [2A01] Basic study on treatment of liquid containing uranium using zeolites \*Noriko Asanuma<sup>1</sup>, Haruaki Matsuura<sup>2</sup>, Youko Takahatake<sup>3</sup>, Takanori Hoshino<sup>3</sup>, Sou Watanabe<sup>3</sup>, Masayuki Watanabe<sup>3</sup> (1. Tokai Univ., 2. Tokyo City Univ., 3. JAEA) 2:45 PM - 3:00 PM
- [2A02] Basic study on treatment of liquid containing uranium using zeolites Hiroki Aso<sup>1</sup>, Ayaka Toyosaki<sup>1</sup>, Noriko Asanuma<sup>2</sup>, Youko Takahatake<sup>3</sup>, Takanori Hoshino<sup>3</sup>, Sou Watanabe<sup>3</sup>, Masayuki Watanabe<sup>3</sup>, \*Haruaki Matsuura<sup>1</sup> (1. Tokyo City University, 2. Tokai University, 3. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM

- [2A03] Development of composite iminodiacetic acid resin for nuclide recovery from high concentration sodium contaminated radioactive liquid waste \*Fukuka Kida<sup>1</sup>, Fumiya Nakamura<sup>1</sup>, Tsuyoshi Arai<sup>1</sup>, Ryotatsu Matsushima<sup>2</sup>, Yasuo Saito<sup>2</sup> (1. Shibaura Inst. of Tech., 2. JAEA) 3:15 PM - 3:30 PM
- [2A04] Development of tannic acid-type organic composite adsorbent and its application to advanced oxidation process
  - \*Yu Tachibana<sup>1</sup>, Masao Nomura<sup>2</sup>, Masanobu Nogami<sup>3</sup> (1. Nagaoka Univ. of Tech., 2. Tokyo Tech,
    3. Kindai Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM

[2A05] Development of liquid waste treatment method with insoluble tannins \*Takahiro Konno<sup>1</sup>, Takashi Eda<sup>1</sup>, Masashi Kayano<sup>1</sup> (1. JAEA) 3:45 PM - 4:00 PM

# ゼオライトを用いたウラン含有溶液処理プロセス開発のための基礎研究 (1) ウラニルイオンのゼオライトへの吸着特性

Basic study on treatment of liquid containing uranium using zeolites

(1) Adsorption characteristics of uranyl ion onto zeolites

\*浅沼 徳子<sup>1</sup>, 松浦 治明<sup>2</sup>, 高畠 容子<sup>3</sup>, 星野 貴紀<sup>3</sup>, 渡部 創<sup>3</sup>, 渡部 雅之<sup>3</sup> <sup>1</sup>東海大,<sup>2</sup>東京都市大,<sup>3</sup>JAEA

試験研究施設では、核燃料物質と共に種々の不純物を含む溶液が発生する。この溶液中に含まれるウランを、 安全かつ安定な処理方法で分離回収する必要がある。本研究では、ゼオライトを用いた吸着分離に基づく処 理プロセスを開発するため、ウラニルイオンの吸着及び溶離特性に関する基礎検討を行った。 **キーワード**:ウラニルイオン,ゼオライト,吸着

#### 1. 緒言

使用済み燃料の再処理や福島第一原子力発電所の廃炉に係る研究開発では、核燃料物質と共に種々の不純 物を含む溶液が発生する。この溶液中に含まれるウランを不純物と分離し、化学的に安定化した状態で保管 管理する必要がある。分離処理に際し、安全性や操作性に優れるだけでなく、発生する二次廃棄物による施 設機器への影響ができる限り少ない方法が望まれる。無機吸着材は安定性に富み、通液処理による目的成分 の分離回収が容易であることから、本研究ではゼオライトに着目し、ウラニルイオンの吸着及び溶離特性に 関する基礎検討を行った。

#### 2. 実験

ゼオライトは、IONSIV<sup>™</sup> A-51JHP (以後、A-51), 13X, LZY-54 (以後、LZY) (いずれもユニオン昭和(株)製) を使用した。各ゼオライトは飽和吸湿品であり、メッシュ 20×50 に篩い分けしたものを試験に用いた。試験 溶液として、U(VI)濃度 1mM の硝酸ウラニル水溶液を吸着試験に使用した。固液比 1:300、25℃で所定の時 間振とうした。溶液中の U(VI)濃度は、アルセナゾ III を用いた発色法により定量した。溶離特性は、U(VI)を 吸着したゼオライトを用い、Na<sub>2</sub>CO<sub>3</sub>-NaHCO<sub>3</sub> 混合溶液または HNO<sub>3</sub>溶液中で所定の時間振とうし、U(VI)溶出 量を評価した。

#### 3. 結果及び考察

振とう時間と U(VI)吸着量の関係を図 1 に示す。LZY は平 衡に達するのに 24 時間以上を要するが、U(VI)吸着量は最も 高かった。13X は吸着速度が比較的速く、6 時間以上で平衡に 達することが分かった。しかし、時間の経過に伴い溶液中の U(VI)濃度が上昇する傾向が見られたことから、吸着した U(VI)が脱離したものと推察する。A-51 は 10 時間程度で平衡 に達したが、他の 2 種に比べて吸着量は低いことが分かった。

Na<sub>2</sub>CO<sub>3</sub>-NaHCO<sub>3</sub>混合溶液を用いてバッチ法による溶離試験 を行った結果、3 時間の振とうにより、初期吸着量に対して LZY は 76%、13X は 45%、A-51 は 31%の U(VI)が溶出したこ とを確認した。今後、HNO<sub>3</sub>溶液による溶離特性と比較し、最 適な処理条件について検討する。



\*Noriko Asanuma<sup>1</sup>, Haruaki Matsuura<sup>2</sup>, Youko Takahatake<sup>3</sup>, Takanori Hoshino<sup>3</sup>, Sou Watanabe<sup>3</sup> and Masayuki Watanabe<sup>3</sup>

<sup>1</sup>Tokai Univ., <sup>2</sup>Tokyo City Univ., <sup>3</sup>JAEA

# ゼオライトを用いたウラン含有溶液処理プロセス開発のための基礎研究

Basic study on treatment of liquid containing uranium using zeolites

# (2) ジルコニウムのゼオライトへの吸着特性

(2)Adsorption characteristics of zirconium into zeolite

麻生 大貴<sup>1</sup>, 豊崎 綾香<sup>1</sup>, 浅沼 徳子<sup>2</sup>, 高畠 容子<sup>3</sup>,
星野 貴紀<sup>3</sup>, 渡部 創<sup>3</sup>, 渡部 雅之<sup>3</sup>,\*松浦 治明<sup>1</sup>
<sup>1</sup>東京都市大学,<sup>2</sup>東海大学,<sup>3</sup>日本原子力研究開発機構

ウランとジルコニウムの各種ゼオライトへの吸着特性および化学的構造状態の違いを系統的に調査し、ウ ランとジルコニウムを分離する最適な条件を調査した。ジルコニウムの分配係数の値はウランのそれと比 較して 10<sup>-2</sup>以上小さいが、LZY のゼオライトの方が低 pH 下でゼオライトとしての特性を壊すことなく性能 が維持され、相互分離に適することが明らかとなった。

キーワード: ゼオライト, ジルコニウム, ウラン, ICP-OES, EXAFS

### 1. 緒言

福島第一原子力発電所の事故より,発電所事故収束のための廃止措置に係る研究開発が進んでいる。その中で、炉内燃料デブリの処理方法の検討に向けた基礎データの蓄積のための研究開発が行われ、比較的高濃度のジルコニウムを含むウラン溶液が発生し今後処理を進める必要がある。しかし、ウランとジルコニウムの化学的挙動の類似性から、処理方法として使用済み核燃料の再処理で使用される PUREX 法をそのまま適用すると、処理溶液の希釈や抽出操作の繰り返しにより廃液量が増加する。そこでジルコニウムを含むウラン溶液を処理するための新たな方法の検討が必要である。本研究では、液体廃棄物の処理方法としてゼオライトを用いた処理を検討した。

#### 2. 実験

50 mMの硝酸ジルコニウム溶液を蒸留水と硝酸及び水酸化ナトリウムを用いて1 mM に希釈し、pH の異な る溶液を作製した。その後、13X(20×50)及び LZY(20×50)のゼオライトをそれぞれ 0.15 g 秤量しバイアル 瓶へ入れ、さらに 45 ml の硝酸ジルコニウム溶液を加えた。時間(3-24 時間)と溶液の pH (pH3.1-4.7)を 変化させ、振とうを行った。その後、固液分離を行い、その溶液の pH を測定しその変化を調べた後、誘導 結合プラズマ発光分光分析装置を用いてジルコニウムの定量を行った。またゼオライト中の化学的存在状 態の調査に高エネルギー加速器研究機構、PF, BL27B において EXAFS を用いて吸着状態の化学形態に関する 分析を行った。

#### 3. 結果と考察

図1に13X(20×50)、LZY(20×50)のゼオライト で 24 時間振とうした場合の浅沼らによるウラン の結果[1]及びジルコニウムの分配係数(K)を比 較したものを示す。どちらのゼオライトも pH が大 きくなるとK.が大きくなる傾向はウランと変わら なかったが、13Xの場合は大幅に pH の大きい側に 移動しており、これはジルコニウムが高 pH にてゼ オライトの主骨格と反応している可能性を示唆す る結果である。それは EXAFS によってもゼオライ トの構造関数の違いに関して、ジルコニウムの方 がより大きな差が生じていることからも明白であ る。図1よりジルコニウムよりウランのほうが2 オーダー吸着しやすいことが分かり、LZY のゼオ ライトを使用し平衡時の pH が 4~5 付近でウラン とジルコニウムの選択的な分離が可能と結論づけ、 本年度実液を用いた試験に同条件を適用する予定である。



図1 平衡時 pH と分配係数(K<sub>d</sub>)の関係

#### 参考文献

[1] 浅沼徳子ほか、日本原子力学会 2019 年秋の大会. 本研究は JAEA、東海大学との共同研究「試験供試試料からの U 分離プロセスの構築に関する共同研究」の成果である。

Hiroki Aso<sup>1</sup>, Ayaka Toyosaki<sup>1</sup>, Noriko Asanuma<sup>2</sup>, Youko Takahatake<sup>3</sup>, Takanori Hoshino<sup>3</sup>, Sou Watanabe<sup>3</sup>, Masayuki Watanabe<sup>3</sup>, and \*Haruaki Matsuura<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Tokyo City University, <sup>2</sup>Tokai University, <sup>3</sup>Japan Atomic Energy Agency

# Na 高含有放射性廃液からの核種回収を目指した 複合型イミノニ酢酸樹脂の開発

Development of composite iminodiacetic acid resin for nuclide recovery from high concentration sodium contaminated radioactive liquid waste \*木田 福香<sup>1</sup>, 中村 文也<sup>1</sup>, 新井 剛<sup>2</sup>, 松島 怜達<sup>3</sup>, 齋藤 恭央<sup>3</sup> <sup>1</sup>芝浦工業大学大学院, <sup>2</sup>芝浦工業大学, <sup>3</sup>日本原子力研究開発機構

抄録:本研究では Na 高含有放射性廃液中の Na とその他核種の分離に適した吸着材の開発を行った。本研究 で開発した複合型 IDA 樹脂(SIDAR)は, Na 高含有溶液から選択的に目的元素を吸着できることが示された。 キーワード:低レベル放射性廃液,イミノニ酢酸キレート樹脂

1. 結言 日本原子力研究開発機構では、Na を多量に含有する低放射性濃縮廃液が貯蔵されている。これらの 廃液は、種々の工程においてそれぞれ適切な条件による処理が必要であり、液性の分析が求められる。しか し、廃液の核種濃度を ICP-AES 等の発光分析に資する際、Na(I)の発光が他元素の定量を妨害し、正確な廃液 組成の把握が困難である<sup>[1]</sup>。そこで重金属に対し高い選択性を有するイミノ二酢酸(IDA)キレート樹脂による 低放射性濃縮廃液からの Na(I)の分離方法に着目した。本研究では、低放射性濃縮廃液中の Na とその他核種 の分離能に優れた IDA キレート樹脂の開発を目的とした。

2. 実験方法 本実験では,多孔性 SiO<sub>2</sub>粒子に CMS-DVB 共重合体を被覆した担体に IDA 基を導入すること で複合型 IDA 樹脂(SIDAR)を合成した。SIDAR の吸着性能の評価は,バッチ式吸着試験により各 pH におけ る吸着平衡挙動および吸着速度の検討を行った。吸着試験溶液は, pH=1-5 の硝酸水溶液に Na(I), Al(III), Ca(II)及び Ce(III)が各々10 mM となるように調製し, SIDAR と吸着試験溶液を体積比 1:20 となるよう共栓 試験管に注入し,298 K に設定した恒温振とう槽で 0.5-24 時間振とうした。試験前後の水相の金属濃度より 吸着分配係数を算出し,吸着性能の評価指標とした。

3. 実験結果及び考察 Fig. 1 に SIDAR による吸着試験液の pH と各元素の 吸着分配係数の相関を示す。Fig. 1 より, Na(I), Ca(II)は pH に因らず非吸着 であった。一方, Al(III), Ce(III)は pH の増加に伴い高い吸着分配係数を示し た。IDA キレート樹脂は中性域で良好な吸着性能を示すことが報告されてお り,本試験でも同様の挙動を示したと考えられる<sup>[2]</sup>。また, Na(I), Ca(II)と Al(III), Ce(III)との吸着挙動の差異は, IDA キレート樹脂に対する親和性の違 いに因るものと考えられる。Fig. 2 に SIDAR および市販のイミノニ酢酸キ レート樹脂による Al(III)の吸着分配係数の経時変化を示す。Fig. 2 より,市 販樹脂は吸着平衡に達するのに 24 時間以上を要するのに対し, SIDAR は 30 分以内で吸着平衡に達することが確認された。これは, SIDAR の平均粒径が 約 50 µm と微細であるため,吸着種との接触面積が大きいことに因ると考 えられる。また,SIDAR は、多孔性の SiO<sub>2</sub> 担体を用いているため吸着種の 粒子内拡散が容易であるため,キレート反応が顕著に促進したと考えられ る。これらの試験結果から,本研究で合成した SIDAR は、吸着量および吸着速度の観点から優れた性能を有することが示された。





#### 参考文献

[1] 国立研究開発法人日本原子力開発機構:東海再処理施設の廃止に向けた計画,(2016),74-78 [2] 古庄義明:分析化学,Vol. 57,No. 12 (2009),972

本研究は、JAEA との共同研究「低放射性廃液の分析技術に関する基礎研究」の成果の一部である。

\*Fukuka Kida<sup>1</sup>, Fumiya Nakamura<sup>1</sup>, Tsuyoshi Arai<sup>2</sup>, Ryotatsu Matsushima<sup>3</sup>, Yasuo Saito<sup>3</sup>
<sup>1</sup>Shibaura Institute of Technology Graduate School, <sup>2</sup> Shibaura Institute of Technology, <sup>3</sup>Japan Atomic Energy Agency

# タンニン酸系有機複合吸着剤の開発と高度浄水処理設備への応用

Development of Tannic Acid-type Organic Composite Adsorbent and

Its Application to Advanced Oxidation Process

\*立花 優1, 野村 雅夫2, 野上 雅伸3

1長岡技科大,2東工大,3近畿大

四級アンモニウム基を持つスチレン-ジビニルベンゼン共重合体にタンニン酸をメチレン架橋させた複合吸 着剤を開発した。海水や河川水中の多くの溶存模擬放射性核種に対して非常に高い吸着分離性能を持ってい た。他の吸着剤に対するヨウ素イオンの飽和吸着量と比較して一桁以上大きな値を示した。

キーワード:タンニン酸,陰イオン交換樹脂,有機複合吸着剤,オゾン,同時吸着分離,クロマトグラフィー, 沈殿物,河川水,海水,吸着機構

#### 1. 緒言

粒状活性炭処理、オゾン処理、及び生物処理と凝集沈殿やろ過等を効果的に組み合わせた高度浄水処理設備が大都市を中心に稼働している。過酷事故対策の一環として、現在の高度浄水処理設備に放射性核種除去能力を付与した新しい浄水設備を提案し、従来の生物活性炭吸着処理工程でも活用できる新しい吸着剤の開発に取り組んできた[1]。現在までに6種類の複合吸着剤を合成し、12種類にも及ぶ模擬放射性核種に対する吸着挙動を調べた結果、タンニン酸と四級アンモニウム基を持つ共重合体の組み合わせが最適とわかった[2]。その中でもヨウ素イオンに対する飽和吸着量が非常に大きかった。本発表では、この吸着現象に対する考察及び選定された複合吸着剤(PA316TAS吸着剤)の耐久性試験結果を報告する。

#### 2. 実験方法

Cs<sup>+</sup>とSr<sup>2+</sup>、もしくはI(I'とIO<sub>3</sub>を含む)を含む河川水を調製した。ウォータージャケット付きガラスカラム にPA316TAS吸着剤(粒径: 600 - 1180 µm)を充填した。テフロンチューブを用いて、ガラスカラム、高圧プラ ンジャーポンプ、及びフラクションコレクターを連結した。25℃の水をウォータージャケット内に循環させ、 カラム内部の温度を一定に保った。Cs<sup>+</sup>とSr<sup>2+</sup>、もしくはI(I'とIO<sub>3</sub>を含む)を含む河川水を一定量でカラム内 に供給し、PA316TAS吸着剤を用いたCs<sup>+</sup>,Sr<sup>2+</sup>,及びI(I'とIO<sub>3</sub>を含む)の吸着実験を行った。各元素の初期濃 度と空隙量及び得られた破過曲線の関係式から PA316TAS吸着剤に対する各元素の飽和吸着量を算出した。

#### 3. 結果と考察

PA316TAS 吸着剤に対する Cs<sup>+</sup>, Sr<sup>2+</sup>, 及び I (I<sup>-</sup>と IO<sub>3</sub><sup>-</sup>を含む)イオンの破過曲線 を Fig. 1 に示す。各々の破過曲線から飽和吸着量(mol / g)を算出した結果、 $1.7 \times 10^{-4}$  (Cs<sup>+</sup>),  $7.8 \times 10^{-5}$  M (Sr<sup>2+</sup>),及び  $5.4 \times 10^{-2}$  (I (I<sup>-</sup>と IO<sub>3</sub><sup>-</sup>を含む))が得られた。Cs<sup>+</sup>と Sr<sup>2+</sup>に対する飽和吸着量は、無機イオン交換体と比べ少し小さい値であったが [2]、I (I<sup>-</sup>と IO<sub>3</sub><sup>-</sup>を含む)に対しては、既報値( $4.5 \times 10^{-3}$  mol / g) [3]と比較しても、一 桁以上大きな値であった。電荷移動錯体の形成が理由として考えられる[4]。



#### 謝辞

本研究は、JSPS 科研費 若手(B) (課題番号: 16K18346)の一環として実施した。

### 参考文献

Fig. 1 Breakthrough curves of Cs<sup>+</sup>, Sr<sup>2+</sup>, and I (I<sup>-</sup>, and IO<sub>3</sub><sup>-</sup>) species using PA316TAS adsorbent (600 - 1180 µm) at 298 K.  $\odot$ : Cs<sup>+</sup>  $\odot$ : Sr<sup>2+</sup>,  $\triangle$ : I (I<sup>-</sup>, and IO<sub>3</sub><sup>-</sup>) (without O<sub>3</sub>),  $\bullet$ : Cs<sup>+</sup>,  $\bullet$ : Sr<sup>2+</sup>,  $\wedge$ : I (I<sup>-</sup> and IO<sub>3</sub><sup>-</sup>) (with O<sub>2</sub>).

[1] Tachibana, Y. et al., J. Radioanal. Nucl. Chem. 318 (1), 429-437(2018) [2] Tachibana, Y. et al., submitted to Water Res. [3] Yang, D. et al., Angew. Chem. Int. Ed. 50 (45), 10594-10598(2011) [4] Benesi, H.J. et al., J. Am. Chem. Soc. 71 (8), 2703-2707(1949)

\*Yu Tachibana<sup>1</sup>, Masao Nomura<sup>2</sup>, Masanobu Nogami<sup>3</sup>

<sup>1</sup>Nagaoka Univ. of Tech., <sup>2</sup>Tokyo Tech, <sup>3</sup>Kindai Univ.

# 不溶性タンニンよる廃液処理技術開発

Development of liquid waste treatment method with insoluble tannins \*紺野 貴裕<sup>1</sup>, 江田 考志<sup>1</sup>, 茅野 雅志<sup>1</sup>, 田口 一浩<sup>2</sup>, 薄井 芳治<sup>2</sup>, 川﨑 貴啓<sup>2</sup> <sup>1</sup>JAEA, <sup>2</sup>検査開発(株)

廃棄物発生量低減のため、平成4年度以降、TRU元素、Uに対して高い吸着性を有し、焼却可能な不溶性 タンニンを用いた分析廃液処理技術の開発を行ってきた。平成22年度には実機の据え付けが完了し、運転を 行うにあたり設備の改善等を図り、本処理技術の実用化の見通しを得た。

キーワード:不溶性タンニン、分析廃液、プルトニウム、ウラン、吸着

1. 緒言

日本原子力研究開発機構 プルトニウム燃料技術開発センターの分析工程で発生する核燃料物質(PuやU) を含む分析廃液は、核燃料物質を除去後に廃棄する必要がある。

従来の廃液の処理方法では中和殿物、スラッジ等の二次廃棄物が発生する。二次廃棄物は放射性廃棄物と しての処理や保管管理等が必要となることから、発生しないことが望まれている。本研究では、不溶性タン ニンに核燃料物質を吸着させ、可能な限り二次廃棄物の発生量を抑えた廃液処理の技術開発を行ってきた。

#### 2.開発概要

不溶性タンニンが TRU 元素、U に対して高い吸着性を有していることに着目し、不溶性タンニンを用いた 分析廃液処理技術の開発を行った。吸着により核燃料物質を除去することで、従来の処理で発生していたニ 次廃棄物は発生せず、また、不溶性タンニンは焼却可能であることから、廃棄物減容も期待できる。本研究 は平成4年から行い、模擬廃液及び実際の廃液を用いたビーカースケールの試験を通じて、不溶性タンニン が廃液の処理に有効であることを確認した。我々は、これらの試験結果から、廃液処理の条件を検討し、処 理に適した廃液の pH、不溶性タンニンを充填したカラム(以下「吸着塔」)の長さ、吸着塔への廃液の供給 速度等を決定した。

平成 18 年度より実機の設計を行った。グローブボックス内の限定された空間では、処理条件として決定した長さの吸着塔を確保できないため、長さの短い吸着塔を複数配置することで十分な吸着能力を得る工夫を行った。さらに、pH 管理する計測器の設置等の工夫を行った。平成 22 年度には実機の据え付けが完了した。

本設備の設計上の処理能力は年間 150L であるが、運転開始当初は、吸着塔から系内へ不溶性タンニンが漏 れることによる設備の停止等の問題が発生し、十分な処理能力を得ることはできなかった。不溶性タンニン の漏れを防ぐために活性炭フィルタを設置する等の改善を図り、設計上の処理能力に近い能力を得ることが できた。

#### 3. 結論

本研究では、不溶性タンニンに核燃料物質を吸着させ、可能な限り二次廃棄物の発生量を抑えた廃液処理 の技術開発を行ってきた。実機において、従来の処理で発生していた二次廃棄物は発生せずに核燃料物質を 除去できることを確認し、実用化の見通しを得た。

<sup>\*</sup>Takahiro Konno<sup>1</sup>, Takashi Eda<sup>1</sup>, Masashi Kayano<sup>1</sup>, Kazuhiro Taguchi<sup>2</sup>, Yoshiharu Usui<sup>2</sup>, Takahiro Kawasaki<sup>2</sup>

<sup>&</sup>lt;sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency., <sup>2</sup>Inspection Development Company Ltd.

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

# [2A06-10] Liquid Waste Treatment 2

Chair:Tsuyoshi Usami(CRIEPI)

Thu. Sep 12, 2019 4:05 PM - 5:25 PM Room A (Common Education Bildg. 1F C11)

# [2A06] Study of deoxidization of nitrate ion from radioactive wastewater by ultraviolet rays

\*Kouki Shimizu<sup>1</sup>, Hyato Koyama<sup>1</sup>, Masayoshi Hagiwara<sup>1</sup> (1. JAEA) 4:05 PM - 4:20 PM

[2A07] Development of treatment technology of spent solvent generated from fuel reprocessing process
 \*Yoichi Arai<sup>1,2</sup>, Sou Watanabe<sup>1</sup>, Shimpei Ohno<sup>1</sup>, Kazunori Nomura<sup>1</sup>, Fumiya Nakamura<sup>3</sup>, Tsuyoshi Arai<sup>3</sup>, Noriaki Seko<sup>4</sup>, Hiroyuki Hoshina<sup>4</sup>, Toshio Kubota<sup>2</sup> (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Ibaraki University, 3. Shibaura Institute of Technology, 4. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)
 4:20 PM - 4:35 PM
 [2A08] Development of treatment technology of spent solvent generated from fuel reprocessing process

\*Fumiya Nakamura<sup>1</sup>, Tsuyoshi Arai<sup>1</sup>, Yoichi Arai<sup>2</sup>, So Watanabe<sup>2</sup>, Kazunori Nomura<sup>2</sup>, Noriaki Seko <sup>3</sup> (1. Shibaura Inst. of Tech., 2. JAEA, 3. QST)

4:35 PM - 4:50 PM

[2A09] Study for decomposition of PCB contaminated radioactive liquid waste with PCB simulants by electron beam

\*Satoshi Inagawa<sup>1</sup>, Hiroyuki Mototsuji<sup>1</sup>, Takatoshi Kawashima<sup>3</sup>, Chihiro Urashima<sup>2</sup>, Takayuki Oka<sup>2</sup>, Tadashi Magari<sup>2</sup> (1. NFI, 2. KEPCO, 3. KEB) 4:50 PM - 5:05 PM

[2A10] Study of mixture ratio of incombustible fluorine oil treatment with Steam reforming system

> \*Naoyuki Kanda<sup>1</sup>, Masayoshi Hagiwara<sup>1</sup>, Koichi Sakashita<sup>1</sup>, Jun Kijima<sup>1</sup> (1. JAEA) 5:05 PM - 5:20 PM

2019年秋の大会

# 硝酸イオンを含む放射性廃水の紫外線を用いた処理手法の開発

Study of deoxidization of nitrate ion from radioactive wastewater by ultraviolet rays

\*清水 恒輝<sup>1</sup>,小山 勇人<sup>1</sup>,萩原 正義<sup>1</sup>

1日本原子力研究開発機構

高濃度に硝酸イオンを含む廃水(以下、「硝酸廃水」という。)は、亜硝酸化合物及び硝酸化合物の合計 濃度を100 mg/L(以下、「排水基準」という。)未満に処理する必要があるため、本件では硝酸廃水を処理 でき、かつ二次廃棄物を低減できる紫外線を用いた処理手法の開発を行った。

キーワード: 硝酸イオン、亜硝酸イオン、紫外線

### 1. 緒言

硝酸廃水を排水基準未満とするため、イオン交換樹脂で処理すると焼却処理が困難な廃樹脂が二次廃棄物として発生する。本件では硝酸廃水を処理でき、かつ二次廃棄物を低減できる処理手法として、高圧水銀ランプ(以下、「Hg ランプ」という。)の紫外線とアミド硫酸による還元<sup>[1]</sup>に着目した。本件では、硝酸廃水の処理量を増加させるため、発する紫外線の波長域が広いメタルハライドランプ(以下、「MH ランプ」という)を使用し、その有効性を明らかにするとともに、硝酸廃水の処理時間を確認した。

#### 2. 試験方法

初めに、合成石英製の容器に入れた試料に MH ランプ1kW、Hg ランプ400W 及びその両ランプの紫外線を5時間照射した。照射後、イオンクロマトグラフで分析し、亜硝酸イオンの生成量を比較した。次に、

両ランプの紫外線を同時照射し、亜硝酸イオンの生成が緩や かになったときアミド硫酸で亜硝酸イオンを還元した。水酸 化ナトリウムで pH を再調整し紫外線を再照射した。これを硝 酸イオンが検出されなくなるまで繰り返した。

#### 3. 結果·考察

図1から、亜硝酸イオンの生成量は MH ランプ及び Hg ラ ンプを併用すると各ランプ単体における亜硝酸イオン生成量 の合計値(③)に比べ約1.2 倍増加し、MH ランプは有効であ った。Hg ランプの紫外線は 365nm を主波長とする線ス ペクトルに対し MH ランプの紫外線は連続スペクトルで あるため、硝酸イオンの還元に必要な約 200nm と約 300nm の紫外線<sup>[2]</sup>にマッチし、還元反応を促進したと考 えられる。

図2から、硝酸廃水は紫外線の照射と10~20時間毎に 添加するアミド硫酸で還元され、約68時間後に排水基準 未満となった。



#### 参考文献

[1] 小坂 幸夫,他 "紫外線照射 - 薬剤添加法による排水中の窒素成分の処理"東京都立産業技術研究所研究報告,5,2002
[2] 東京工業大学 原子炉工学研究所,他 "光溶液化学反応過程の基礎研究" PNC TY8607 95-001,1995

<sup>\*</sup>Koki Shimizu<sup>1</sup>, Hayato Koyama<sup>1</sup> and Masayoshi Hagiwara<sup>1</sup>

<sup>1</sup>JAEA

# 使用済み燃料再処理プロセスから発生する廃溶媒処理技術の開発 (4) マイクロ PIXE 及び EXAFS を用いたイミノニ酢酸吸着材に吸着した Zr の分析 Development of treatment technology of spent solvent generated from fuel reprocessing process (4) Analyses on Zr adsorbed IDA adsorbents by Micro PIXE and EXAFS \*荒井 陽一<sup>1,2</sup>, 渡部 創<sup>1</sup>, 大野 真平<sup>1</sup>, 野村 和則<sup>1</sup>, 中村 文也<sup>3</sup>, 新井 剛<sup>3</sup>, 瀬古 典明<sup>4</sup>,

保科 宏行<sup>4</sup>, 久保田 俊夫<sup>2</sup>

1日本原子力開発機構,2茨城大学,3芝浦工業大学,4量子科学技術研究開発機構

STRAD プロジェクトの一環として、燃料再処理プロセス R&D で発生した廃溶媒からの金属物質の回収方 法に、固体吸着材の適用を検討している。吸着材に吸着した Zr についてマイクロ PIXE による微量 Zr の定量 分析が可能であり、また EXAFS により水溶液、溶媒からの Zr の吸着メカニズムは異なるとの結果を得た。

キーワード: STRAD プロジェクト, 廃溶媒処理, 吸着材, イミノ二酢酸, Zr

#### 1. 緒言

STRAD(Systematic Treatments of RAdioactive liquid wastes for Decommissioning)プロジェクトの一環として、 PUREX 法などの試験研究で発生した廃溶媒の処理技術開発を実施している。PUREX 溶媒に含まれるリン酸 トリブチル(TBP)は放射線劣化等によりリン酸ジブチル(DBP)等の劣化物を生じる。既報[1]では、廃溶媒に残 留する核燃料物質の回収方法として、固体吸着材の適用性を調査し、イミノ二酢酸(IDA)の官能基を有する吸 着材が優れた吸着性能を示すことを報告した。本報では、Pu と類似の DBP 錯体構造となる Zr を模擬物質と し、吸着材に吸着した微量 Zr 量を測定するために粒子単位で Particle Induced X-ray Emission (PIXE)を分析し、 また、Extended X-ray Absorption Fine Structure(EXAFS)による吸着材の分析から Zr 吸着状態の評価を行った。 2. 試験

1 M 硝酸溶液に 10 mM となるよう Zr を溶解した Zr 水溶液と、10 mM 相 当の Zr を装荷した模擬廃溶媒(1 M-TBP+150 mM-DBP in n-ドデカン)を調 製した。三菱ケミカル製イミノ二酢酸型イオン交換樹脂(CR11)または多孔 質シリカ表面に被覆したポリマーにグラフト重合によりイミノ二酢酸を合 成した吸着材(クラフト重合吸着材)を用いて、Zr 水溶液や模擬廃溶媒から Zr を吸着した。模擬廃溶媒に対する各吸着材の吸着反応の時間依存性を確 認するため、模擬廃溶媒との振とう時間をパラメータとした。得られた吸着 材試料について、マイクロ PIXE を用いて単位照射量当たりの Zr カウント 数を、Zr-K 吸収端 EXAFS では吸着した Zr に配位する元素を測定した。



#### 3. 結果

単位線量当たり(C<sup>-1</sup>)の Zr のカウント数と Zr 吸着量から検量線を作成 した(図 1)。相関性の高い検量線が得られたことから、粒子の PIXE 分析 から吸着材全体の吸着量を評価可能であるとの成果を得た。この検量線 を利用し、模擬廃溶媒からの Zr 吸着に対する時間依存試験における Zr 吸 着量を求めた(図 2)。今回の測定範囲では、グラフト重合吸着材は処理時 間に比例して Zr 吸着量は増加する傾向にあることを確認した。EXAFS 測 定の結果からは、いずれの吸着材も Zr 水溶液から吸着した場合は硝酸が Zr に配位し、模擬廃溶媒から吸着した Zr ではイミノ二酢酸の酸素と配位 していることがわかった。この結果より、イミノ二酢酸系吸着剤による水 溶液からの Zr 吸着と溶媒からの Zr 吸着では、吸着反応メカニズムが異な ることが示唆された。





参考文献 [1] 中村文也, 他 日本原子力学会 2018 年秋の大会予稿集 3G06, (2018)

\*Yoichi Arai<sup>1,2</sup>, Sou Watanabe<sup>1</sup>, Simpei Ohno<sup>1</sup>, Kazunori Nomura<sup>1</sup>, Fumiya Nakamura<sup>3</sup>, Tsuyoshi Arai<sup>3</sup>, Noriaki Seko<sup>4</sup>, Hiroyuki Hoshina<sup>4</sup> and Toshio Kubota

<sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency, <sup>2</sup>Ibaraki Univ., <sup>3</sup>Shibaura Institute of Technology, <sup>4</sup>National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology
### 使用済み燃料再処理プロセスから発生する廃溶媒処理技術の開発 (5)イミノ二酢酸吸着材の合成と性能評価

Development of treatment technology of spent solvent generated from fuel reprocessing process (5)Synthesis and performance evaluation of iminodiacetic acid adsorbent

\*中村 文也<sup>1</sup>, 新井 剛<sup>2</sup>, 荒井 陽一<sup>2</sup>, 渡部 創<sup>2</sup>, 野村 和則<sup>2</sup>, 瀬古 典明<sup>3</sup> 1芝浦工大,<sup>2</sup>原子力機構,<sup>3</sup>量研機構

STRAD プロジェクトの一環で, 廃溶媒中からの放射性物質吸着除去法としてイミノニ酢酸型吸着材の適用 を検討した.本研究により,自製の多孔性シリカ粒子を担体とした有機無機複合型イミノニ酢酸樹脂(SIDAR) は, 有機溶媒に装荷した Zr を迅速且つ高効率に回収可能であるとの成果を得た.

キーワード:使用済み PUREX 溶媒, U, Pu の回収, Zr, 吸着材

#### 1. 緒言

原子力施設で発生する放射性廃液の処理技術の確立を目的とした STRAD(Systematic Treatments of RAdioactive liquid wastes for Decomissiong)プロジェクトの一環として, PUREX 法等の試験研究で発生した廃 溶媒の処理技術開発に着手している.抽出剤として利用されるリン酸トリブチル(TBP)は放射線等によりリン 酸ジブチル(DBP)等に分解され Pu などの金属と強固な錯体を形成し溶媒中にとどまる[1].イミノ二酢酸(IDA) 基によるキレート形成を利用した処理法の適用性を調査し,廃溶媒に装荷した金属を吸着分離可能であることを確認した[2].実用化に向けて吸着性能の向上を図るために大きな表面積構造を持つ多孔性 SiO<sub>2</sub>粒子に着 目し,その表面に添着したポリマー層に IDA 基を導入することで有機無機複合型 IDA 樹脂(SIDAR)を合成した.本報では,市販の IDA 樹脂(Murochelate)と吸着性能を比較及び評価した結果について報告する.

### 2. 実験方法

SIDAR は、多孔性 SiO<sub>2</sub>粒子に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た担体に、1,2-ジ クロロエタンを溶媒としてイミノ二酢酸ジエチルを加え 353 K で 16 時間反応させ、濃硫酸により 333 K で 6 時間加水分解することで合成した. Pu(IV)の模擬として Zr(IV)を抽出した模擬廃溶媒(DSP-10 [Dodecane: TBP: DBP = 70:27:3])を用いたカラム試験を実施し、破過曲線の取得により吸着性能を評価した. カラム試験は、 ¢10 mm×h 50 mm の耐圧ガラスカラムに吸着材を充填し、カラム上端から流速 0.2 cm<sup>3</sup>・min<sup>-1</sup>で模擬廃溶媒を 通液した. カラム下端から流出液を 2 cm<sup>3</sup>毎に分画採取し、各フラクションの金属濃度から破過曲線を得た. 3. 結果及び考察

Fig.1 に SIDAR 及び Murochelate の Zr(IV)濃度の破過曲線を示す. Fig.1 より, SIDAR は 20 Bed Volume (BV) 付近で, Murochelate は 14 BV 付近で Zr(IV)の破過を確認した. SIDAR の吸着量は 4.1 mmol・cm<sup>-3</sup>, Murochelate は 2.4 mmol・cm<sup>-3</sup> と, SIDAR の単位体積当たりの吸着量は Murochelate の約 1.7 倍となり, 吸着に優れることを 示した. また, Zr(IV)の漏出については, SIDAR は 15 BV に到達するまで確認されなかったが, Murochelate は 通液直後から Zr(IV)の僅かな漏出を確認した. これは, 各吸着材の充填密度及び吸着速度の差に起因すると

推察される. SIDAR と Murochelate の平均粒径はそれぞれ 0. 05 mm, 0.3-1.25 mm である. 粒径の小さい SIDAR を用いるこ とで高充填化が達成され, カラム内部の空隙が減少した結 果,溶媒と交換基の接触時間が十分に確保されたと考えられ る. さらに SIDAR は多孔性 SiO<sub>2</sub>粒子を基体とするため吸着 材の表面積が増大し,吸着種の内部拡散速度の向上に効果的 であった. これらより, SIDAR は廃溶媒中からの放射性物質 吸着除去に適した吸着材であることを示した.

Takeshi TSUJINO, et al.: J. Nucl. Sci. Technol., 3,4 pp144-149 (1966)
 中村文也,他 日本原子力学会 2018 年秋の大会予稿集 3G06, (2018)



Fig. 1 Breakthrough curves of IDA resins

\*Fumiya Nakamura<sup>1</sup>, Tsuyoshi Arai<sup>1</sup>, Yoichi Arai<sup>2</sup>, So Watanabe<sup>2</sup>, Kazunori Nomura<sup>2</sup>, Noriaki Seko<sup>3</sup>
<sup>1</sup>Shibaura Institute of Technology, <sup>2</sup>JAEA, <sup>3</sup>QST

参考文献

### PCB 模擬廃液を使用した放射性廃液中 PCB 無害化処理への 電子線照射の適用性検討

Study for decomposition of PCB contaminated radioactive liquid waste with PCB simulants by electron beam \*稲川 聡<sup>1</sup>, 元辻 弘行<sup>1</sup>, 川島 崇利<sup>2</sup>, 浦島 千裕<sup>3</sup>, 岡 隆之<sup>3</sup>, 鈎 忠志<sup>3</sup> <sup>1</sup>原子燃料工業株式会社,<sup>2</sup>関西電子ビーム株式会社,<sup>3</sup>関西電力株式会社

原子力発電所等の放射性物質を取り扱う施設で保管されている放射性廃液のうち PCB(ポリ塩化ビフェ ニル)で汚染した液体廃棄物を対象に、電子線照射による PCB 分解・無害化の可能性について検討を行っ ている。本報では PCB を模擬したブロモビフェニルやトリクロロベンゼンを添加した絶縁油に電子線を照 射した試験結果について報告する。

キーワード: PCB、電子線、脱塩素化

### 1. 緒言

PCB 濃度が 5,000mg/kg 以下と定義される低濃度 PCB 廃棄物は現在、焼却処理や金属 Na による化学分 解等により専用施設にて無害化処理が行われている。しかし、原子力発電所等に保管されている PCB 液体 廃棄物は、容易に施設外に持ち出すことができないため、これらの手法で無害化することが不可能である。 そこで、電子線による PCB 分解・無害化する方法を検討することとした。電子線による PCB 分解・無害 化のメリットは、PCB 液体廃棄物と非接触で無害化処理できることであり、設備(可搬式の電子線照射設 備等)を原子力関連施設内外に比較的容易に移動させることが可能であることが挙げられる。

### 2. 電子線照射試験

PCB は第1種特定化学物質に指定されており、特別な管理のもと 取扱う必要があるため、PCB と性状が近いと考えられる 4-ブロモビフェ ニルやトリクロロベンゼンを絶縁油に添加したサンプルを作成し、 図1に示すポリエチレン製の袋に封入して電子線施設にて照射を行い、 照射前後の各物質濃度の変化を確認した。なお、サンプルには文献より 脱ハロゲン反応に重要とされた KOH 及びイソプロパノールを添加した。

### 3. 試験結果

初期濃度が 2~50ppm の 4-ブロモビフェニルサンプルを 電子線照射した試験結果を図 2 に示す。図より全ての濃度に おいて電子線照射と共に濃度が低下し、500kGy の照射に より分析の測定下限である 0.2ppm 以下まで分解(4-ブロモ ビフェニルの濃度低下)が進むことが確認された。

また、トリクロロベンゼンについても同様に電子線照射に より分解が進むことが確認された。



図 1 照射試験体



4-プロモピフェニル濃度

#### 参考文献

[1] PCB 使用製品および PCB 廃棄物の期限内処理に向けて(環境省、経済産業省)
[2] 電子線照射による PCB の脱塩素化技術(日本機械学会誌 199.10 ol.101 No.959 P787)
[3] 電子線によるポリ塩化ビフェニールの分解(放射線利用技術データベース 010196)

\*Satoshi INAGAWA<sup>1</sup>,Hiroyuki MOTOTSUJI<sup>1</sup>, Takatoshi KAWASHIMA<sup>2</sup>,Chihiro URASHIMA<sup>3</sup>,Takayuki OKA<sup>3</sup>,Tadashi MAGARI<sup>3</sup> <sup>1</sup>Nuclear Fuel Industries, Ltd., <sup>2</sup>Kansai Electron Beam Co., Ltd. <sup>3</sup>Kansai Electric Power Co., Inc.

### 水蒸気改質処理法を用いた不燃性のフッ素油の処理における混合比の検討 一放射性廃油の連続処理に向けて-

Study of mixture ratio of incombustible fluorine oil treatment with Steam reforming system

-For stable treatment of Radioactive waste oil -

\*神田 直之<sup>1</sup>, 萩原 正義<sup>1</sup>, 坂下 耕一<sup>1</sup>, 木島 惇<sup>1</sup>

1日本原子力研究開発機構

核燃料サイクル関連施設の廃止措置に向けて、廃油の水蒸気改質処理技術の開発を実施している。フッ 素油の分解に伴い生ずる煤等で装置付属の排気フィルターに閉塞が生じ、連続処理が困難になることが課 題である。そこで、可燃性の鉱物油等とフッ素油の混合試料を用いた連続処理試験を実施し、連続処理が 可能なフッ素油の混合比を明らかにした。

キーワード:水蒸気改質処理,放射性廃油

### 1. 緒言

JAEA では水蒸気改質(以下、「SR」という。) 法による廃棄物処理技術の開発<sup>11</sup>を実施してきており、核 燃料サイクル関連施設で保管されている不燃性のフッ素油の処理方法として SR 処理の適用を検討してい る。しかし、フッ素油を SR 処理した場合、装置付属の排気フィルターに閉塞が生じることから、鉱物油等 との混合が必要となり、保管されている廃油の処理に向けて連続処理が可能なフッ素油の混合比を明らか にすることを目的に SR 処理試験装置による試験を実施した。 表1 各混合比における試料の重量

### 2. 試験方法

フッ素油の混合比を 10%~40%に調整した試料(表1)を 3kg/hの速度で供給し、連続処理の指標として、排気フィルタ 一前段圧力を P1、排気フィルター後段圧力を P2、差圧を ΔP

(P1-P2) とした。 *Δ*P が 2kPa(排気フィルターを回復させる 焼出作業の目安)になるまでの時間が 8h(1 交代勤務時間)継続 することをもって処理可能と判断した。

#### 3. 結果・考察

各試験における  $\Delta P$  の推移を図 1 に示す。フッ素油の混合 比が 10,15,20%については差圧の上昇がみられなかった。一方 で、30%と 40%については、 $\Delta P$  が試験開始から約 4h と約 6h 後に増加していることを確認した。試験の結果より、SR 処理 試験装置にて 8 h の連続処理が可能なフッ素油の混合比は 20%である。 フッ素油の混合比 \*F0-10 F0-15 F0-20 F0-30 F0-40 フッ素油(kg) 2.4 3.6 4.8 7.2 9.6 鉱物油等(kg) 16.8 21.6 20.4 19.2 14.4 合計(kg) 24 24 24 24 24

※F0-10:(フッ素油の混合比10%)



なお、差圧が 2kPa に上昇したことを目安に排気フィルターの焼出作 図1 各試験にお 業を実施することで差圧が回復したことから、差圧上昇の原因は煤である可能性が高い。

### 参考文献

[1] 中川 明憲,他"水蒸気改質処理法によるウランで汚染された廃 TBP/n-ドデカン処理技術開発" JAEA-Technology 2010-014

\*Naoyuki Kanda<sup>1</sup>, Masayoshi Hagiwara<sup>1</sup>, Koichi Sakashita<sup>1</sup> and Jun Kijima<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency

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

## [2B01-04] Radiochemical Analysis at Fukushima Daiichi NPS Site 1

Chair:Kazuo Yamada(NIES)

Thu. Sep 12, 2019 9:30 AM - 10:35 AM Room B (Common Education Bildg. 1F C12)

- [2B01] Development of inventory evaluation methods for the radioactive wastes of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
   \*Daisuke Sugiyama<sup>1</sup>, Ryo Nakabayashi<sup>1</sup>, Yoshikazu Koma<sup>2,3</sup>, Youko Takahatake<sup>2,3</sup>, Yoshio Aoki<sup>3</sup> (1. CRIEPI, 2. JAEA, 3. IRID)
   9:30 AM 9:45 AM
   [2B02] Investigation of the radionuclide transfer based on the radiochemical
- [2802] Investigation of the radionucilde transfer based on the radiochemical analysis of the genuine samples at Fukushima Daiichi NPS site \*Masaaki Kaneko<sup>1</sup>, masashi ichikawa<sup>1</sup>, Ayako Nitta<sup>2,3</sup>, Hiroshi Hinai<sup>2,3</sup>, Atsuhiro Shibata<sup>2,3</sup>, Yoshikazu Koma<sup>2,3</sup> (1. NFD, 2. JAEA, 3. IRID) 9:45 AM - 10:00 AM
- [2B03] Investigation of the radionuclide transfer based on the radiochemical analysis of the genuine samples at Fukushima Daiichi NPS site \*Masashi Ichikawa<sup>1</sup>, Masaaki Kaneko<sup>1</sup>, Hiroshi Hinai<sup>2,3</sup>, Ayako Nitta<sup>2,3</sup>, Atsuhiro Shibata<sup>2,3</sup>, Yoshikazu Koma<sup>2,3</sup> (1. NFD, 2. JAEA, 3. IRID) 10:00 AM - 10:15 AM
- [2B04] Investigation of the radionuclide transfer based on the radiochemical analysis of the genuine samples at Fukushima Daiichi NPS site \*Hiroshi Hinai<sup>1,2</sup>, Ayako Nitta<sup>1,2</sup>, Atsuhiro Shibata<sup>1,2</sup>, Yoshikazu Koma<sup>1,2</sup>, Masaaki Kaneko<sup>3</sup>, Masashi Ichikawa<sup>3</sup> (1. JAEA, 2. IRID, 3. NFD) 10:15 AM - 10:30 AM

### 福島第一事故廃棄物のインベントリ評価手法の開発 (15)解析的推算方法へのベイズ統計手法導入の検討

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

### Power Station

(15) Introduction of Bayesian data analysis technique to the modelling estimation method
 \*杉山 大輔<sup>1</sup>、中林 亮<sup>1</sup>、駒 義和<sup>2,3</sup>、高畠 容子<sup>2,3</sup>、青木 義雄<sup>3</sup>
 <sup>1</sup>電力中央研究所、<sup>2</sup>日本原子力研究開発機構、<sup>3</sup>国際廃炉研究開発機構

福島第一原子力発電所で発生する廃棄物の核種インベントリを解析的に推算する方法について、含まれる不 確実性をベイズ統計で評価する手法の導入を検討した。この方法によって、実廃棄物などの分析データの蓄 積に伴い、推算の確信度が向上する過程を定量的に示すことが可能となる。

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、不確実性、輸送比、ベイズ統計手法

### 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)の処理・処分の検討に必要な核種インベン トリに関して、実廃棄物等の分析に並行して、解析的な検討による推算を進めてきた[1]。前報[2]では、実廃 棄物等の分析データを対数正規分布に従うとして整理できる見込みを示した。これに基づき本報では、推算 精度を向上する具体的方法として、ベイズ統計手法の導入を検討した結果を示す。

### 2. ベイズ統計手法の導入によるインベントリ推算の確信度の表示

福島第一事故廃棄物は、汚染のプロセスが幅広いことなどから、分析データの蓄積は必ずしも核種インベントリの統計的分布幅の低減に直結しない可能性がある。そこで本研究では、ベイズ統計手法を導入して、統計的分布を表記するパラメータ(平均値や標準偏差)を確率変数として推定する方法を構築した。この方法では、解析的な推算で汚染プロセスの記述に使用する核種移行パラメータに含まれる不確実性の低減を、信用区間(ベイズ信頼区間)の変化として表現できる。図に示すように、分析データの充実に伴い、輸送比(ある元素の移行割合の、基準とする核種に対する比[3])の分布幅は変化しないが、その分布形を生ずることに関する確信度が向上(信用区間の幅が減少)する。これによって、廃棄物の核種インベントリ推算の確信度を分析データの蓄積を反映して向上していく過程を定量的に示すことが可能となる。





※この成果は、経済産業省/平成28年度補正予算「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, published online: 28 March 2019. [2] 杉山ほか、日本原子力学会 2018 年秋の大会、2G07. [3] Koma et al., Nuclear Materials and Energy, Vol.10, pp.35-41, 2017.

\*Daisuke Sugiyama<sup>1</sup>, Ryo Nakabayashi<sup>1</sup>, Yoshikazu Koma<sup>2,3</sup>, Youko Takahatake<sup>2,3</sup> and Yoshio Aoki<sup>3</sup>

<sup>1</sup>Central Research Institute of Electric Power Industry, <sup>2</sup>Japan Atomic Energy Agency, <sup>3</sup>International Research Institute for Nuclear Decommissioning

### 福島第一原子力発電所内採取試料分析データによる核種移行の検討 (5) 炉内汚染物の由来に関する推定方法

Investigation of the radionuclide transfer based on the radiochemical analysis of the genuine samples at

Fukushima Daiichi NPS site

(5) Estimation method of the origin of contamination in the reactor

\*金子 昌章1, 市川 真史1

比内 浩<sup>2,3</sup>, 二田 郁子<sup>2,3</sup>, 柴田 淳広<sup>2,3</sup>, 駒 義和<sup>2,3</sup>,

1日本核燃料開発,2日本原子力研究開発機構,3国際廃炉技術研究開発機構

福島第一原子力発電所(1F)の1号機 PCV 内底部の滞留水中に存在する堆積物や、2号機 TIP 配管内の閉 塞物の核種分析、元素分析を実施し、汚染起源由来を推定する手法を検討した。

キーワード:福島第一原子力発電所、炉内汚染物、核種分析

### 1. 緒言

1F では事故に由来した核燃料物質等に汚染された炉内汚染物が発生している。本報告では、核種分析、 元素分析により、汚染由来を推定する方法について検討した。(推定結果は、次の「(6)1及び2号機炉内汚 染物に関する放射性核種の由来の推定」で報告する。)

### 2. 試料および分析方法

1 号機 PCV 内底部の堆積物と2 号機 TIP 配管内の 閉塞物それぞれを王水及びフッ酸を加え加熱(液 温:最大約 85℃程度)溶解し、図1の化学分離フロ ーにより元素分離を行った。この化学分離では、2 mol dm<sup>-3</sup>HF 溶液でほぼ全量溶解した試料を出発点と し、陰イオン交換樹脂及び陽イオン交換樹脂を用い てグループ分離した。さらに核種毎に精密分離し、 放射能測定及び ICP-MS による元素の測定を行った。

また、このグループ分離手法と低エネルギー光子 測定用のGe半導体検出器(ORTEC 製 GLP-36360/13P4-S型)を組合わせた難測定核種(<sup>55</sup>Fe、 <sup>121m</sup>Sn など)の測定方法を検討した。



#### 3. 炉内汚染物由来の推定方法に関する検討

汚染由来の起源として評価基準(燃料:<sup>238</sup>U、構造材:Feや<sup>60</sup>Co、燃料被覆管:Zrなど)を想定し、分 析値と計算値(燃焼計算<sup>1)</sup>または放射化計算<sup>2)</sup>から求めた放射能量)の比較から推定方法を検討した。

推定には、汚染由来を推定するための目的核種の放射能量の分析値及び計算値について基準核種で除した割合を「由来判定比」として次のように定義し、用いた。

由来判定比 =	分析値(目的核種の放射能量)		計算値(目的核種の放射能量)
	分析値(基準核種の放射能量)	·	計算値(基準核種の放射能量)

汚染由来の起源が同じである場合はその比がおおよそ一桁の範囲内で同程度と考えられることを利用し、 核種分析、元素分析の結果から炉内汚染物の由来を推定する手法を検討した。※本成果は、経済産業省/平成 28 年補正予算「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)」の一部である。 参考文献 1)「JAEA-Data-Code-2012-018」、2)「余裕深度処分対象廃棄物に関する基本データ集(一部改訂),平成 28 年 8 月 23 日、電気事業連合会」.

\*Masaaki Kaneko<sup>1</sup>, Masashi Ichikawa<sup>1</sup>, Hiroshi Hinai<sup>2,3</sup>, Ayako Nitta<sup>2,3</sup>, Atsuhiro Shibata<sup>2,3</sup>, Yoshikazu Koma<sup>2,3</sup>

<sup>1</sup>Nippon Nuclear Fuel Development Co., LTD., <sup>2</sup>Japan Atomic Energy Agency, <sup>3</sup>International Research Institute for Nuclear Decommissioning

### 福島第一原子力発電所内採取試料分析データによる核種移行の検討 (6)1及び2号機炉内汚染物に関する放射性核種の由来の推定

Investigation of the radionuclide transfer based on the radiochemical analysis of the genuine samples

at Fukushima Daiichi NPS site

(6) Estimation of the origin of radionuclides related to the contamination in Units 1 and 2

\*市川 真史1, 金子 昌章1

比内 浩<sup>2,3</sup>, 二田 郁子<sup>2,3</sup>, 柴田 淳広<sup>2,3</sup>, 駒 義和<sup>2,3</sup>,

1日本核燃料開発,2日本原子力研究開発機構,3国際廃炉技術研究開発機構

福島第一原子力発電所(1F)の1号機 PCV 内底部の滞留水中に存在する堆積物や、2号機 TIP 配管内の閉 塞物について、実試料の核種分析及び元素分析の結果から、その汚染由来を推定評価した。 キーワード:福島第一原子力発電所、炉内汚染物、核種分析

### 1. 緒言

1号機 PCV 内底部の堆積物(1号 PCV 堆積物)と2号機 TIP 配管内の閉塞物(2号 TIP 配管内閉塞物) の核種・元素分析結果と、燃料の燃焼計算値や構造材(ステンレス鋼)、ジルカロイの放射化計算値を比較 することにより、1 号 PCV 堆積物や2 号 TIP 配管内閉塞物に含まれる放射性核種の由来を推定した。

### 2. 結果と考察

1号 PCV 堆積物について前報「(5) 炉内汚 染物の由来に関する推定方法」で報告した推 定方法に基づき整理した結果を図1 に示す。 比較する際の評価基準は、燃料は238U、ステ ンレス鋼は<sup>60</sup>Co、ジルカロイは Zr とした。 由来判定比が1桁の範囲にある場合は、その 材料起源であると推定した。PCV 堆積物では、 アクチノイドや <sup>90</sup>Sr、<sup>99</sup>Tc、<sup>144</sup>Ce などの核分 裂生成物は燃料由来であり、また、55Fe、63Ni はステンレス鋼由来であると推定された。2 号 TIP 配管内閉塞物についても同様に評価し た結果、アクチノイドが燃料由来、93Zrなど がジルカロイ由来、55Fe、63Ni がステンレス 鋼由来と推定された。一方、1号PCV 堆積物、



十以上の核種もあり、汚染由来の推定ができない場合があった。今後、これらの要因を整理し、より高度 な推定手法の検討を進めていく。※この成果は、経済産業省/平成28年度補正予算「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)」の一部である。

参考文献 [1] JAEA-Data-Code-2012-018、[2]「余裕深度処分対象廃棄物に関する基本データ集(一部改訂)」,平成28 年8月23日, 電気事業連合会

\*Masashi Ichikawa<sup>1</sup>, Masaaki Kaneko<sup>1</sup>, Hiroshi Hinai<sup>2,3</sup>, Ayako Nitta<sup>2,3</sup>, Atsuhiro Shibata<sup>2,3</sup>, Yoshikazu Koma<sup>2,3</sup> <sup>1</sup>Nippon Nuclear Fuel Development Co., LTD., <sup>2</sup>Japan Atomic Energy Agency, <sup>3</sup>International Research Institute for Nuclear Decommissioning

### 福島第一原子力発電所内採取試料分析データによる核種移行の検討 (7)汚染水中のアクチノイド核種

Investigation of the radionuclide transfer based on the radiochemical analysis of the genuine samples at Fukushima Daiichi NPS site

(7) Actinide nuclides in the contaminated water

\*比内 浩<sup>1,2</sup>, 二田 郁子<sup>1,2</sup>, 柴田 淳広<sup>1,2</sup>, 駒 義和<sup>1,2</sup>, 市川 真史<sup>3</sup>, 金子 昌章<sup>3</sup>

<sup>1</sup>日本原子力研究開発機構,<sup>2</sup>国際廃炉研究開発機構 IRID,<sup>3</sup>日本核燃料開発

福島第一原子力発電所の建屋内の滞留水や水処理設備で処理された処理水の放射化学分析を行った。汚 染水の分析結果から処分安全上重要なアクチノイド核種のうち、Np と Pu, Cm では明らかな移行挙動の違 いが見られた。汚染水の分析結果から得られたこれらの移行挙動の違いを報告する。 キーワード:福島第一原子力発電所、汚染水、核種分析、アクチノイド

\_\_\_\_\_

### 1. 緒言

福島第一原子力発電所(IF)では、原子炉への連続注水のため燃料デブリと接触し、放射性物質の一部 が移行した汚染水が継続的に発生している。発生した汚染水はタービン建屋(T/B)や集中廃棄物処理建屋 (RW)等を経由し、セシウム除去設備や多核種除去設備等の水処理設備にて処理されている。建屋内の滞 留水や水処理設備で処理された処理水(滞留水及び処理水を合わせて汚染水という)の一部は採取されて おり、これらの放射化学分析を行った。本報告では、処分安全上重要なアクチノイド核種(U, Pu, Np等) に着目し、汚染水の分析結果から得られた移行挙動の違いを報告する。

### 2. 分析試料及評価方法

格納容器(PCV)、原子炉建屋(R/B)、T/B、RW 及び高温焼却炉建屋(HTI)から汚染水試料を採取し、 1Fから研究施設に輸送し、Pu及びCmはαスペクトロメーターにより、U及びNpはICP-MSにて測定した。分析結果は、廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議に報告している<sup>[1]</sup>。汚染水中のアクチノイド 核種の移行挙動は、核燃料中の核種組成比<sup>[2]</sup>で汚染水試料中の核種組成比を除した値である輸送比<sup>[3]</sup>を用い て評価した。基準核種として、Uのうち中性子照射により生成する U-236 を選定した。

### 3. 結果と考察

輸送比が1に近い値であればその組成は原子 炉内燃料と同じ組成であることを示している。 評価結果を図1に示す。PCV内(2号機及び3 号機)におけるPu及びCmの輸送比は、ほぼ1 である。一方、Npの輸送比は、他のアクチノイ ド核種と比較して約一桁高いことから、Npは水 溶液への移行速度が高いと推察される。また、 タービン建屋以降の汚染水では、Puの輸送比は 約1/100に減少している。Cmは検出下限未満と なっているが、Puと同様の挙動であると考えら れる。この結果より、Pu等は原子炉建屋やター ビン建屋において、沈降または吸着により除去 されていると推察される。



図1 汚染水中のアクチノイド核種の輸送比

※本件は、経済産業省/平成28年度補正予算「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)」に係る補助事業の成果の一部である。

- 参考文献 [1] IRID, JAEA,「廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議」,第 20回(2015),第 28回(2016),第 36回(2016),第 40回(2017),第 44回(2017),第 56回(2018),第 67回(2019)
  - [2] 西原ら、「福島第一原子力発電所の燃料組成評価」, JAEA-Data/Code 2012-018 (2012)
  - [3] Y. Koma et al., Nuclear Materials and Energy, Vol.10, pp35-41 (2017)
- <sup>\*</sup>Hiroshi Hinai<sup>1,2</sup>, Ayako Nitta<sup>1,2</sup>, Atsuhiro Shibata<sup>1,2</sup>, Yoshikazu Koma<sup>1,2</sup>, Masashi Ichikawa<sup>3</sup> and Masaaki Kaneko<sup>3</sup> <sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency, <sup>2</sup>International Research Institute for Nuclear Decommissioning,

<sup>&</sup>lt;sup>3</sup>Nippon Nuclear Fuel Development Co., LTD.

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

## [2B05-09] Radiochemical Analysis at Fukushima Daiichi NPS Site 2

Chair:Daisuke Sugiyama(CRIEPI)

Thu. Sep 12, 2019 10:35 AM - 12:00 PM Room B (Common Education Bildg. 1F C12)

### [2B05] Study on the Radionuclide Contamination Mechanisms of Concrete and the Estimation of Distribution of Radionuclides

Ippei Maruyama<sup>1</sup>, Kazuo Yamada<sup>2</sup>, \*Masaya Ida<sup>3</sup>, Kazutoshi Shibuya<sup>3</sup>, Kazuko Haga<sup>3</sup>, Go Igarashi<sup>4</sup>, Yoshikazu Koma<sup>5</sup> (1. Nagoya Univ., 2. NIES, 3. Taiheiyo Consultant, 4. Univ. of Tokyo, 5. JAEA)

10:35 AM - 10:50 AM

### [2B06] Study on the Radionuclide Contamination Mechanisms of Concrete and the Estimation of Distribution of Radionuclides

\*Kazuo Yamada<sup>1</sup>, Go Igarashi<sup>2</sup>, Norihisa Osawa<sup>3</sup>, Sayuri Tomita<sup>4</sup>, Kazuko Haga<sup>4</sup>, Ippei Maruyama<sup>5</sup>, Yoshikazu Koma<sup>6</sup> (1. NIES, 2. Tohoku Univ., present Univ. of Tokyo, 3. Tohoku Univ., present Taiheiyo Consultant, 4. Taiheiyo Consultant, 5. Nagoya Univ., 6. JAEA) 10:50 AM - 11:05 AM

### [2B07] Study on the Radionuclide Contamination Mechanisms of Concrete and the Estimation of Distribution of Radionuclides

\*Haruka Aihara<sup>1</sup>, Atsuhiro Shibata<sup>1</sup>, Yoshikazu Koma<sup>1</sup>, Sayuri Tomita<sup>2</sup>, Ippei Maruyama<sup>3</sup> (1. JAEA, 2. Taiheiyo Consultant , 3. Nagoya Univ. ) 11:05 AM - 11:20 AM

### [2B08] Study on the Radionuclide Contamination Mechanisms of Concrete and the Estimation of Distribution of Radionuclides

\*Sayuri Tomita<sup>2</sup>, Ippei Maruyama<sup>1</sup>, Kazuko Haga<sup>2</sup>, Kazuo Yamada<sup>3</sup>, Go Igarashi<sup>4</sup>, Yoshikazu Koma<sup>5</sup>, Yoshifumi Hosokawa<sup>6</sup> (1. Nagoya Univ., 2. Taiheiyo Consultant, 3. NIES, 4. Univ. of Tokyo, 5. JAEA, 6. Taiheiyo Cement)

11:20 AM - 11:35 AM

### [2B09] Evaluation of Cesium penetration in concrete structural materials \*Koki Koshigoe<sup>1</sup>, Isamu Sato<sup>1</sup>, Naoya Miyahara<sup>1</sup>, Eriko Suzuki<sup>2</sup>, Masahiko Ohsaka<sup>2</sup>, Haruaki Matsuura<sup>1</sup> (1. Tokyo City Univ., 2. JAEA) 11:35 AM - 11:50 AM

### 放射性物質によるコンクリート汚染の機構解明と汚染分布推定に関する研究 (1)研究の全体概要

Study on the Radionuclide Contamination Mechanisms of Concrete and the Estimation of Distribution of Radionuclides

### (1) Overview of the Study

丸山 一平<sup>1</sup>,山田 一夫<sup>2</sup>,\*井田 雅也<sup>3</sup>,渋谷 和俊<sup>3</sup>,芳賀 和子<sup>3</sup>,五十嵐 豪<sup>4</sup>,駒 義和<sup>5</sup> <sup>1</sup>名古屋大学,<sup>2</sup>国立環境研究所,<sup>3</sup>太平洋コンサルタント,<sup>4</sup>東京大学,<sup>5</sup>日本原子力機構

本研究では、福島第一原子力発電所の廃炉作業で想定される、作業環境改善を目的とした建屋コンクリートの除染手法の検討 と最終段階で発生する廃棄物量の推計等を行う際の基盤情報を提供することを目的とし、放射性物質によるコンクリート汚染の 機構解明に基づいた将来の汚染分布の推定のための評価/予測手法を検討している。本報告では研究の全体概要について述べる。 キーワード:福島第一原子力発電所、コンクリート、廃炉、除染、収着、浸透、溶脱、炭酸化

### 1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所(以下、IF)の廃炉に際し、建屋に使用されるコンクリートの汚染分布は、除染作業工程を検討 する上で有用な情報である。汚染は、放射性核種の収着・浸透挙動に依存し、それはコンクリートの特性(セメント種類、骨材に 含まれる粘土鉱物)、状態(乾燥、溶脱・炭酸化等の変質)、および、核種の種類によって異なると考えられる。また、IF 建屋コ ンクリートは、部位によって事故前後の状態や核種との接触状態が異なると想定される。そのため、解析的な手法による汚染分布 推定には、事故前後の状況を踏まえたコンクリートの状態を想定した上で、各種コンクリートと核種(Cs、Sr、α核種)との相互 作用の検討に加え、水分移動も考慮する必要がある。以上を踏まえ、本研究では IF における廃炉作業に貢献することを目指し、 事故後から将来に渡るコンクリートの放射性核種による汚染分布の推計の基盤情報を提供することを目的として、2018 年1 月か ら 2020 年3 月の予定で、基礎的な研究を進めてきている。

### 2. 実施内容

検討の概要を図1に示す。物質移行計算の境界条件となる現状の把握から始まり、評価/予測手法の開発として計算に用いる 各種要因の影響度の実験的検討とモデル化を並行して進める。

- ▶ 現場コンクリートの状態推定:実現場で使用されたコンクリート材料、曝露環境、接している核種の種類と濃度の情報を整理した。
- > コンクリートの状態/化学組成が核種の収着・浸 透・溶出に及ぼす影響の評価:変質状態(乾燥、 炭酸化、溶脱)を模擬した試料を用い、イメージ ングプレートなどにより核種(<sup>13</sup>℃s、<sup>90</sup>℃)の浸 透・溶出挙動を評価した。
- ▶ α核種による汚染メカニズムに関する調査:変質 状態を模擬した試料を用い、α核種の収着・浸透 挙動を実験的に評価した。
- ▶ 汚染状況および浸透挙動の評価・予測手法(モデ ル化)の検討:コンクリート中の水分移動のX線 CTおよび<sup>1</sup>H-NMR Relaxometry による評 価と、相平衡 - 多元素移動モデルによる核種の収 着・浸透挙動のモデル化を検討した。



#### 3. 今後の展望

これまでに、上記のような知見が得られつつあり、結果の一部は、一連の(2)~(4)の発表にて、より詳細に報告する。今後、さらに実験を進め、国立環境研究所が保有する収着関連データとも合わせ、コンクリート中の Cs と Sr の移行計算が可能となるようにモデル開発を進める。α核種については、浸透深さに関するデータの取得を進め、Cs、Sr との化学的な振る舞いの違いについて検討する。

#### 謝辞

本研究は、文部科学省の国家課題対応型研究開発推進事業「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」・「放射性物質によるコンクリート汚染の機構解明と汚染分布推定に関する研究」において実施した。

Ippei Maruyama<sup>1</sup>, Kazuo Yamada<sup>2</sup>, \*Masaya Ida<sup>3</sup>, Kazutoshi Shibuya<sup>3</sup>, Kazuko Haga<sup>3</sup>, Go Igarashi<sup>4</sup> and Yoshikazu Koma<sup>5</sup> <sup>1</sup>Nagoya Univ., <sup>2</sup> NIES, <sup>3</sup> Taiheiyo Consultant, <sup>4</sup>Univ. of Tokyo, <sup>5</sup>JAEA

### 放射性物質によるコンクリート汚染の機構解明と汚染分布推定に関する研究 (2) Cs と Sr の浸透・溶出特性に及ぼすコンクリート特性の影響に関する実験的 検討

Study on the Radionuclide Contamination Mechanisms of Concrete and the Estimation of Distribution of Radionuclides

(2) Experimental Study on the effect of concrete properties on the ingress and leaching of Cs and Sr \*山田 一夫<sup>1</sup>, 五十嵐 豪<sup>2</sup>, 大澤 紀久<sup>3</sup>, 富田 さゆり<sup>4</sup>, 芳賀 和子<sup>4</sup>, 丸山 一平<sup>5</sup>, 駒 義和<sup>6</sup> <sup>1</sup>国環研, <sup>2</sup>東北大(現東大), <sup>3</sup>東北大(現太平洋コンサルタント), <sup>4</sup>太平洋コンサルタント, <sup>5</sup>名大, <sup>6</sup>JAEA

福島第一原子力発電所の廃炉時に発生する大量のコンクリート廃棄物の処分計画において、事故後から廃炉時までの放射性核種の移行予測が必要である。本報では、コンクリートへのCsとSrの浸透挙動について、両者の共存効果、濃度影響、材料影響、コンクリート状態の影響を、溶出についてCsに関した材料と状態の影響を実験的に調べた。

キーワード:浸透,溶出,コンクリート,Cs,Sr,変質,炭酸化,イメージングプレート,福島第一原子力発電所

### 1. 緒言

福島第一原子力発電所(IF)の廃炉作業を進める上で、コンクリートへのCsとSrの浸透・溶出挙動の理解は重要である。 本研究ではCsとSrに着目し、コンクリートへの浸透・溶出について、種々の因子を変化させ、実験的に影響度を調べた。

### 2. 実験方法

浸透試験に用いるコンクリートの模擬材料として、水セメント比(W/C) 0.55、砂セメント比(S/C) 2.39のモルタルを、封 減40°C3カ月養生し用いた。セメントは、普通ポルトランドセメント(OPC)とフライアッシュセメント(FAC)、骨材は微粒 分を洗浄した石灰石砕砂(LS)とIFにも使用されたと推定される粘土を含有する川砂(RS)とした。モルタルの状態は、飽 水、Cs吸着力が高くなる溶脱もしくは炭酸化後に飽水、40%RHでの乾燥とした。CsとSrの浸透は、放射性同位元素(RI)に よりそれぞれCs-I37とSr-90で標識した溶液を用いた。CsとSrの浸透解析は、それぞれGEへルスケア製のイメージングプレ ート(IP, BASIPMS2025)上に試料を置き、一定期間曝露し、Typhoon FLA9500で信号を読み出すオートラ ジオグラフにより、データ処理には Image Quantを使用した。溶出試験は、1MBqkgのCs-I37もしくは 0.33MBqkgのSr-90を含有するOPCペースト、および国立環境研究所保有の、状態を封緘、溶脱、炭酸化と変化させたOPC モルタル(W/C=0.50, S/C=3.0、細骨材はLS、もしくは30%を真砂土置換)に、C-I37で標識した1.88µMのCsCl溶液こ72時 間浸漬し、2年程度、ポリエチレン製袋内で保管した試料を、放晶状態で綱領になるまで吸水させた後、純水に再浸漬して行っ た。評価は溶液と試料のγ線とβ線計測により行った。

#### 3. 実験結果

図1に0.1µM 溶液へOPC-LS モルタルを浸透させた際の浸透プロファイル(IP による PSL 値)を示す。Cs は15mm 以上の浸透を示したが、Sr は4mm であり、Cs の方が浸透 しやすい。Cs と Sr それぞれの浸透プロファイルを合算したものと、両者の混合溶液の 浸透プロファイルは一致し、この条件では両者に共存効果はなかった。また、10µM と ImM の Cs と Sr の混合溶液のプロファイルはおぼ一致し、この濃度範囲では浸透の濃 度依存性も認められなかった。材料と変質の影響は、25µM の CsCl と 90µM の SrCl<sub>2</sub>混 合溶液に53 日間浸漬した。浸透深さは、Cs は OPC では 7mm、FAC では 2mm、Sr は



それぞれ 3mm と 1mm であり、FAC は OPC の 1/3 程度となった。 骨材中の粘土により濃縮は起きたが、浸透深さへの影響は 小さかった。 変質影響として、 2mm の溶脱深さ、 8mm の炭酸化深さの OPC-LS もしくは OPC-RS モルタルへの浸透を比較し た。 炭酸化試料で表面吸着量が増加し(特に Cs)、浸透深さは小さくなった。 骨材影響は、炭酸化試料では小さく、溶脱試料で は RS の吸着量が増えた。 炭酸化試料では Cs と Sr は同程度の浸透であったが、溶脱試料は Cs の方がより深部まで浸透した。 乾燥試料への 6hr 浸漬では、浸漬液の放射能濃度が低下しないことから、水溶液の移流により、元素移動が起きたと想定する。 RS を使用すると Cs の吸着量は増加するが、浸透は 6mm から 3mm へ抑制される。 Sr の浸透は骨材によらず 3mm である。

一旦 Cs 吸着した試料を再度純水浸漬すると、Cs は表層から順次溶出した。ただし、溶出は OPC-LS 封線試料のように吸着 能力が低いものほど多くなり(30%溶出)、粘土を含んだり、溶脱や炭酸化した試料では、溶出は相当程度(5~10%)減った。 謝辞 本研究は、文部科学省の国家課題対応型研究開発推進事業「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」・ 「放射性物質によるコンクリート汚染の機構解明と汚染分布推定に関する研究」において実施した。

<sup>\*</sup>Kazuo Yamada<sup>1</sup>, Go Igarashi<sup>2</sup>, Norihisa Osawa<sup>3</sup>, Sayuri Tomita<sup>3</sup>, Kazuko Haga<sup>3</sup>, Ippei Maruyama<sup>4</sup> and Yoshikazu Koma<sup>5</sup>.
<sup>1</sup>NIES, <sup>2</sup>Tohoku Univ. (present Univ. of Tokyo), <sup>3</sup>Tohoku Univ. (present Taiheiyo Consultant), <sup>4</sup> Taiheiyo Consultant, <sup>5</sup>Nagoya Univ., <sup>6</sup>JAEA.

### 放射性物質によるコンクリート汚染の機構解明と汚染分布推定に関する研究 (3)アルファ核種の収着挙動に関する基礎試験

Study on the Radionuclide Contamination Mechanisms of Concrete and the Estimation of Distribution of Radionuclides

(3) Sorption behavior of alpha nuclides

\*粟飯原 はるか<sup>1</sup>,柴田 淳広<sup>1</sup>,駒 義和<sup>1</sup>,富田 さゆり<sup>2</sup>,丸山 一平<sup>3</sup> <sup>1</sup>日本原子力研究開発機構,<sup>2</sup>太平洋コンサルタント,<sup>3</sup>名古屋大学

福島第一原子力発電所の廃炉時に発生する大量のコンクリート廃棄物の処分計画において、事故後から廃 炉時までの放射性核種の移行予測が必要である。本報では、セメント系材料へのアルファ核種の収着挙動に ついて、Pu溶液を用いた浸漬試験によりセメント種および変質状態の影響を評価した。 キーワード:福島第一原子力発電所、コンクリート、廃炉、除染、収着、アルファ核種

### 1. 緒言

福島第一原子力発電所では建屋内に汚染水が滞留しており、Pu等のアルファ核種が検出されている。汚染水の分析結果より、Pu濃度は原子炉建屋に比べて下流の建屋で相対的に低下していることから、原子炉建屋内に残留していることが示唆される。アルファ核種の挙動は廃炉作業における内部被ばくや臨界管理上特に重要となる。PuとAmを含む溶液にセメントの種類や変質状態の異なる試料を浸漬させる試験を実施し、溶液中の濃度変化からアルファ核種の収着挙動へ与える影響を評価した。

### 2. 実験方法

浸漬液は混合酸化物 (MOX) 粉末から調製した。中性 付近の汚染水性状に近づけるため、NaHCO<sub>3</sub> 溶液および H<sub>2</sub>O<sub>2</sub>溶液を添加、振とうし、ろ過して浸漬液を得た。

試験片(モルタル、普通ポルトランドセメント(OPC)、 フライアッシュセメント(FAC);25×25×10mm、市販品) を浸漬液に入れ、所定の期間でサンプリングし、アルフ ア核種濃度の変化を求めた。また、セメントの変質状態 の影響を確認するため、健全および炭酸化処理を行った OPC と FAC 粉末 1g を浸漬液 10ml に添加し振とう後一 週間静置し、濃度変化から分配比を求めた。

### 3. 結果および考察

試験片を浸漬した場合、浸漬直後にPu濃度が低下 した(図1)。Puが試験片に収着もしくはPu(IV)が加 水分解によりポリマーを生成し沈殿したと考えられ る。試験片の種類による差異は小さかった。Pu およ びAm分配比に対する変質状態の影響は(図2)、健 全試料では液中のPuおよびAm濃度が定量下限未満 であり、分配比は>7×10<sup>6</sup>と大きい。一方、炭酸化試 料は健全試料に比べ分配比が一桁以上低下した。健全 試料では液中のpHが12を超えたのに対し、炭酸化 試料では約8と中性に近い値であったことから、加 水分解による沈殿が生じにくい。加えて、炭酸化試料 の浸漬では液中の炭酸イオン濃度が増加し、溶液中に



存在しやすい Puと炭酸イオンとの錯体を形成したことにより分配比が低下したと考えられる。本結果より、 セメント種よりも変質状態の方がアルファ核種の収着挙動に大きな影響を与えることが分かった。

### 謝辞

本研究は、文部科学省の国家課題対応型研究開発推進事業「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」・「放 射性物質によるコンクリート汚染の機構解明と汚染分布推定に関する研究」において実施した。

\*Haruka Aihara<sup>1</sup>, Atsuhiro Shibata<sup>1</sup>, Yoshikazu Koma<sup>1</sup>, Sayuri Tomita<sup>2</sup> and Ippei Maruyama<sup>3</sup>.

<sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency, <sup>2</sup>Taiheiyo Consultant, <sup>3</sup>Nagoya Univ.

### 放射性物質によるコンクリート汚染の機構解明と汚染分布推定に関する研究 (4) セメント系材料に対する Cs、Sr の収着挙動のモデル化(案)

Study on the Radionuclide Contamination Mechanisms of Concrete and the Estimation of Distribution of Radionuclides

### (4) Modeling of sorption behavior of Cs and Sr for cement-based materials

\*富田 さゆり<sup>1</sup>,細川 佳史<sup>2</sup>,芳賀 和子<sup>1</sup>,山田 一夫<sup>3</sup>,丸山 一平<sup>4</sup>,五十嵐 豪<sup>5</sup>,駒 義和<sup>6</sup> <sup>1</sup>太平洋コンサルタント,<sup>2</sup>太平洋セメント,<sup>3</sup>国立環境研究所,<sup>4</sup>名古屋大学,<sup>5</sup>東京大学,<sup>6</sup>日本原子力機構

福島第一原子力発電所の廃炉時に発生する大量のコンクリート廃棄物の処分計画において、事故後から廃炉時までの放射性 核種の移行予測が必要である。本報では、セメント系材料中のCs、Sr移行予測のため、C-S-HとCs、Srの収着挙動をモデル 化した。模擬変質試料に対する収着を再現し、モデルの妥当性を評価した。

キーワード:収着,相平衡モデル,セメント,Cs,Sr,変質,溶脱,炭酸化,福島第一原子力発電所

### 1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉作業を進める過程で、事故後から将来にわたる汚染分布を推定することは、作業環境改善や最終的な廃棄物量を検討する上で重要である。コンクリート中の核種の移動・収着挙動は、材料(セメント種類や骨材)と状態 (経年変化等)が影響する。処分対象物に含まれる放射性核種のうち Cs と Sr は、セメント系材料中のケイ酸カルシウム水和

物(C-S-H)に収着され、収着量にはC-S-HのCaO/SiO2モル比(C/S比)が大きく影響する。C/S比は、セメント種類、溶脱や 炭酸化等の経年変化によって変わるため、C/S比の変化に対応できる相平衡モデルが必要である。本報では、表面錯体反応を 用いたC-S-HとCs、Srの収着挙動をモデル化し、このモデルを用いて模擬変質試料に対する収着や浸透挙動予測を試みた。

### 2. モデル化およびモデルの適用性検討

### 2-1.C-S-H と Cs、Sr の相互作用のモデル化

C/S 比を変えた合成 C-S-H (C/S=0.6~1.2) に対する Cs、Sr の収着試験 結果<sup>[1]</sup>を用いて、表面錯体反応を用いた C-S-H と Cs、Sr の相互作用をモ デル化した。モデル化には、Nonat の C-S-H 溶解平衡モデル<sup>[2]</sup>を、熱力学 的相平衡計算ツールである PhreeqC に実装したコードを用いた。C-S-H へ の Cs、Sr 収着は、C-S-H 表面のシラノール基と Cs、Sr との表面錯体反応に よって生じると仮定し、表1に示すシラノール基と Cs、Sr の反応とその熱 力学的平衡定数を上記 PhreeqC に組み込んだ。熱力学的平衡定数の値は、 合成 C-S-H による収着試験結果にフィッティングさせて求めた。一例とし て C/S 比 1.2 の C-S-H の Cs、Sr 収着をフィッティングさせた結果を図1 に 示す。

### 2-2. 模擬変質試料の収着挙動評価

2-1 で作成したモデルを用いて、溶脱もしくは炭酸化させた OPC ペース ト粉末試料に対する Cs、Sr の収着試験結果<sup>[1]</sup>を再現した。試験結果と計算 結果を比較した結果の一例を、図 2 に示す。計算結果は試験結果をおおむ ね再現することができており、本研究で作成した C-S-H の Cs、Sr 収着モデ ルは、両元素と C-S-H の相互作用を評価できると判断した。今後、C-S-H 以 外の鉱物と Cs、Sr の相互作用のモデル化を検討するとともに、コンクリー トの汚染範囲の推定や廃棄物量の予測、放射性廃棄物処分施設のセメント 系材料の長期的な核種の移行評価に活用していきたいと考えている。

熱力学的 反応式  $-SiOH + Cs^+ = -SiOCs + H$ log Kcs  $SiOSi_{0.5}OH + Cs^+$  $-SiOSi_{0.5}OCs + H^{-1}$  $-SiOH + Sr^{2+}$  $= -SiOSr^{+} + H$  $\log \text{Ksr}(1)$  $-SiOSi_{0.5}OH + Sr^{2+} = -SiOSi_{0.5}OSr^{+} + H^{-}$  $-SiOH + 0.5Sr^{2+} = -SiOSr_{0.5} + H^+$ log Ksr(2)  $-SiOSi_{0.5}OH + 0.5Sr^{2+} = -SiOSi_{0.5}OSr_{0.5} + H^{-1}$ 1.2C-S-H\_Cs収着量 1.2C-S-H\_Sr収着量 1E+1 1E+1 1.2C-S-H 実験値 1.2C-S-H\_実験( € 1E+0 1E+0 1E+0 1E-1 1E-2 1E-3 1E-3 1E-5 1.2C-S-H\_計算值 1.2C-S-H\_計算值 1E-2 1E-3 (位着) 1E-4 1E-5 1E-5 1E-6 1F-6 1E-7 1E-7 1E-4 1E-3 1E-2 1E-1 1E+0 1E-4 1E-3 1E-2 1E-1 1E-5 1E+0 初期Cs濃度 (mol/L) 初期Sr濃度(mol/L) 図1 C-S-H(C/S1.2)の Cs,Sr 収着フィッティング結果 炭酸化試料のCs収着量 溶脱試料のCs収着量 1E+ 1E+0 1E+0 1E-1 € 1E-1 Ì 1E-2 1E-2 1E-3 1E-3 j. 1E-4 1E-4 長米 1E-5 1E-5 実験値 1E-6 計算値 計算值 1E-3 1E-7 1E-71E-61E-51E-41E-31E-21E-11E+0 1E-71E-61E-51E-41E-31E-21E-11E+0 初期Cs濃度(mol/L) 初期Cs濃度(mol/L) 図2 模擬変質試料のCs 収着計算結果 (左:溶脱試料、右:炭酸化試料)

表1 C-S-H のシラノール基と Cs,Sr の反応式

#### 謝辞

本研究は、文部科学省の国家課題対応型研究開発推進事業「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」・「放射性物質によるコンクリート汚染の機構解明と汚染分布推定に関する研究」において実施した。

### 参考文献

[1] K. Haga, S.Watanabe, K. Yamada, Quantification of interaction between alkali metal ions and C-(A-)S-H/cement paste for a wide range of ion concentrations, 15<sup>th</sup> International Congress on the Chemistry of Cement (2019) (in press).

[2] A.Nonat: The structure and stoichiometry of C-S-H, Cement and Concrete research, 34, pp.1521-1528 (2004)

\*Sayuri Tomita<sup>1</sup>, Yoshifumi Hosokawa<sup>2</sup>, Kazuko Haga<sup>1</sup>, Kazuo Yamada<sup>3</sup>, Ippei Maruyama<sup>4</sup>, Go Igarashi<sup>5</sup> and Yoshikazu Koma<sup>6</sup>.

<sup>1</sup>Taiheiyo Consultant, <sup>2</sup>Taiheiyo Cement, <sup>3</sup>NIES, <sup>4</sup>Nagoya Univ., <sup>5</sup>Univ. of Tokyo, <sup>6</sup>JAEA.

### コンクリート構造材へのセシウム浸透挙動評価

Evaluation of Cesium Penetration Behavior in Concrete Structural Materials

\*腰越 広輝<sup>1</sup>, 佐藤 勇<sup>1</sup>, 宮原 直哉<sup>1</sup>, 鈴木 恵理子<sup>2</sup>, 逢坂 正彦<sup>2</sup>, 松浦 治明<sup>1</sup>

1東京都市大学,2日本原子力研究開発機構

福島第一原子力発電所の廃炉に必要なコンクリートへのセシウム浸透挙動を解明するため, CsCl 及び CsI 水溶液へのコンクリートの浸漬試験を行った. 蛍光 X 線分析によりセシウム浸透の深さ分布を, 広域 X 線吸 収微細構造を用いてコンクリート中のセシウムの化学状態を調べ粗骨材含有率把握の重要性を認識した.

キーワード:福島第一原子力発電所,コンクリート,セシウム, EXAFS, XRF

### 1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所の廃炉においては、それに伴う解体廃棄物を安全かつ合理的に管理することが必要である[1]. そのためには、原子炉建屋等において大量に存在するコンクリート構造材への Cs 等の 放射性物質の付着・浸透メカニズムを把握し、その性状に応じた適切な処理・処分を施す必要がある。本研 究ではコンクリートへの Cs 浸透メカニズムの把握を目的として、CsCl 及び CsI 水溶液を用いた各種コンク リートの浸漬試験を行い、浸漬後コンクリートの蛍光 X 線分析により深さ分布を、EXAFS 測定によりセシ ウムの化学状態を評価した.

### 2. 実験方法

骨材含有量の大きく異なるコンクリート2種類に対して1MCsCl及び CsI 水溶液に1日間浸漬したコンクリート試験片をサンドペーパー用い て表面から0.5 mmずつ2.5 mmまで削り,その際に得られるコンクリー ト粉末を測定試料としてCsKα線に着目した蛍光X線分析を行うこ

とで Cs の浸透深さ分布を求めた.一方 EXAFS 測定は KEK,PF- 図1 浸漬試験後の Cs 分布 BL27B において,透過法または蛍光法で CsL<sub>III</sub>吸収端に着目して実 (1日浸漬・粗骨材含有量の多い試料) 施し得られたコンクリート中の Cs 近傍の構造関数に対して比較検討を行った.

#### 3. 結果と考察

図1に示すように、浸透試験後のコンクリート試料の蛍光 X 線分析に よってどのコンクリートにおいても表面から 2.0 mm まで Cs が到達して いることが確認できたが、1.5~2.0 mm においては強度が増加するという 結果が得られ、この結果は佐藤らの既報とは異なる点である[2]. EXAFS 測定によると図 2 に示すように、骨材含有量が変化することで Cs 近傍 の構造関数に変化が見られた. 粗骨材量の減少により Cs と O の相関を 表す原子間距離約 2 Å のピークが減少し、さらに I との相関を表す 4 Å 付近のピークが大きく減少しているということが分かった. この結果から 粗骨材が少なくなることで CsI としての存在量が著しく減少していること



図 2 CsI 水溶液浸漬試験後 のコンクリート中 Cs 近傍構 造関数

が分かった.これらのことから浸透挙動に粗骨材含有量が影響を与える一因になっていることが示唆される. 今後は Cs 浸透メカニズムを化学状態の面から解明すべく,より詳細な分析を実施していく予定である.

### 参考文献

[1] NDF,第6回廃炉研究開発連携会議,資料1-2,pp.10(2017)

[2] I.Sato et al, JAEA-Testing2014-001, pp.20(2014)

\* Koki Koshigoe<sup>1</sup>,Isamu Sato<sup>1</sup>,Naoya Miyahara<sup>1</sup>,Eriko Suzuki<sup>2</sup>,Masahiko Osaka<sup>2</sup> and Haruaki Matsuura<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Tokyo City University,<sup>2</sup>Japan Atomic Energy Agency



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

## [2B10-14] Fukushima Daiichi NPT Accident Waste Treatment 7

Chair:Masayuki Watanabe(JAEA)

Thu. Sep 12, 2019 2:45 PM - 4:05 PM Room B (Common Education Bildg. 1F C12)

[2B10]	A Concept of Magnetic Separation Device for Volume Reduction of Radioactively Contaminated Soil
	*Yasuyuki Itoh <sup>1</sup> , Shigehiro Nishijima <sup>1</sup> , Fumihito Mishima <sup>1</sup> , Hiroshi Horiike <sup>1</sup> (1. Fukui University of Technology)
	2:45 PM - 3:00 PM
[2B11]	Removal of Radioactive Cesium from Fukushima Contaminated Soil by
	Hot-pressing Water Extraction in a Column
	*Xiangbiao Yin¹, Yoshikazu Koma¹, Yusuke Inaba², Kenji Takeshita²(1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Tokyo Institute of Technology)
	3:00 PM - 3:15 PM
[2B12]	Study of Separation of Radioactive Cesium Using Argon Plasma
	*Yutaro AOKI <sup>1</sup> , Glenn Harvel <sup>2</sup> , Fumihito MISHIMA <sup>1</sup> , Naoki NOMURA <sup>1</sup> , Takeyoshi SUNAGAWA <sup>1</sup> (1. FUT, 2. UOIT)
	3:15 PM - 3:30 PM
[2B13]	Desorption of Cs <sup>+</sup> from vermiculite by subcritical water ion-exchange
[]	method
	*Kenji Takeshita <sup>1</sup> , Yusuke Inaba <sup>1</sup> , Xiangbiao Yin <sup>1,2</sup> , Yoshikazu Koma <sup>2</sup> (1. Laboratory for
	Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology, 2. Japan Atomic Energy Agency)
	3:30 PM - 3:45 PM
[2B14]	Synthesis and Characterization of immobilization of Cs in Apatite
	$\frac{1}{2} = \frac{1}{2} = \frac{1}$
	*Shun Kanagawa', ZhiLi Dong <sup>*</sup> , Tim White <sup>*</sup> , Takatoshi Hizikata <sup>*</sup> , Yukako Aoyama', Kenji
	Takeshita' (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Nanyang Technological University, 3. Central
	Research Institute of Electric Power Industry)
	3:45 PM - 4:00 PM

### 放射性物質汚染土壌減容化のための磁気分離装置概念

A Concept of Magnetic Separation Device for Volume Reduction of

Radioactively Contaminated Soil

\*伊藤 保之¹,西嶋 茂宏¹,三島 史人¹,堀池 寛¹

1福井工大

福島県の放射性物質汚染土壌減容化のために考案した磁気分離装置概念を提示する。本装置はシルト懸濁 液中の汚染粘土粒子を高勾配磁気分離法で強磁性体ワイヤメッシュに捕捉した後、残渣懸濁液を水と置換し、 これを超音波伝播で剥脱させつつ排出し回収するものである。

キーワード:放射性物質汚染土壌、減容化、磁気分離、超伝導磁石、超音波

### 1. 緒言

汚染土壌中の放射性元素(<sup>137</sup>Cs)の大部分は常磁性であ るバーミキュライト粒子に捕捉されていることから、その 分離回収に高勾配磁気分離技術を応用できる<sup>[1]</sup>。本報告で はその原理を具現化するための装置概念を提示する。

#### 2. 磁気分離装置概念

図1に装置概念図を示す。常温ボア直径2m,高さ5m、磁場強度10Tの超電導ソレノイド磁石を使用し、磁気フィ

ルタである φ 0.5mm の強磁性ワイヤメッシュ(5mm)を 5mm 間隔で設置することを想定する。分離プロセスは バッチ方式を採用し、①放射性シルト/粘土を含む懸濁液の充填、②残渣懸濁液のドレイン、③水の充填、④ 超音波伝播+水のドレイン、を1サイクルとする。②では磁気力でフィルタに捕捉した放射性のバーミキュ ライト微粒子を流出させないよう、磁気力>ドラッグ力の条件下<sup>[1]</sup>で懸濁液の液面降下速度を決定する必要 がある。本装置の磁気分離処理速度はこの工程が律速となり、液面降下速度を 3mm/s とし、タンク(容量~14m<sup>3</sup>) を2分割して同時に排出させることを考えれば、他の工程時間を含め 25分程度で1サイクルが完了する。④ では 1MHz の超音波伝播で捕捉粒子を剥脱させるものとする。多層磁気フィルタが設置された懸濁液中の超 音波の減衰は非常に大きく、その強度の減衰率は、概略的な計算によれば 60cm の伝播で 10<sup>-3</sup>程度と見積もら れる。捕捉粒子を剥脱させるためには計算上フィルタ表面で 0.4W/m<sup>2</sup>以上の音波強度が必要で、このためタ ンク内に 8 つの発振器設置ステージを設け、各ステージに少なくとも 200W×6 個の発振器が要求される。

#### 3. 結論

本装置概念の放射性シルト処理速度は 70t/day (44m³/day)と見積もられることから、福島県の汚染土壌か ら分離した全シルト(~3.5×10<sup>6</sup>m³)を 220 装置年(e.g. 22 台×10 年)で減容化できるものと期待できる。

### 参考文献

[1] 西嶋茂弘「磁気分離による汚染土壌減容化の試み」, Isotope News, 2014 年 3 月号, No. 719, pp14-22

\*Yasuyuki Itoh<sup>1</sup>, Shigehiro Nishijima<sup>1</sup>, Fumihito Mishima<sup>1</sup>, Hiroshi Horiike<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Fukui University of Technology



### Removal of Radioactive Cesium from Fukushima Contaminated Soil by Hot-pressing Water Extraction in a Column

\*Xiangbiao Yin<sup>1</sup>, Yoshikazu Koma<sup>1</sup>, Yusuke Inaba<sup>2</sup>, Kenji Takeshita<sup>2</sup>

<sup>1</sup> Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science, Japan Atomic Energy Agency

<sup>2</sup> Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology

Abstract: The decontamination and volume reduction of Cs contaminated soil remains a great challenge after the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident. In present study, the authors aim to develop the continuous hydrothermal treatment process to remove radioactive Cs rapidly from the clay soils by a column system.

Keywords: Cesium desorption, hydrothermal treatment, volume reduction, ion exchange, decontamination

### 1. Introduction

After the Fukushima accident, radioactive Cs was widely dispersed and contaminated the topsoil, which has been stripped within the top 5 cm and being stored in temporarily because of its difficulty in decontamination.<sup>[1-2]</sup> Therefore, it is urgently desired to develop environmental friendly and efficient techniques performing desorption of Cs<sup>+</sup> ions from the clay soils.

### 2. Experiment

Radioactive Cs contaminated soil was sampled in Tomioka town (approx. 10 km to the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station) and was preliminarily sieved to remove plant roots, litter, and gravel of >2 mm. The fine particle fraction (< 150  $\mu$  m, 15000 Bq/kg) was further sieved and dried. Subsequently, 0.5g of as-prepared soil was loaded into a stainless steel column reactor and leached with the 0.1M various solutions (KCl, NaCl, MgCl<sub>2</sub>, CaCl<sub>2</sub>, AlCl<sub>3</sub>, LaCl<sub>3</sub>, Ce(NO<sub>3</sub>)<sub>3</sub>) in flow rate of 0.25 mL/min at 150°C. The Cs concentration in the effluent was sampled at regular interval. Figure 1 shows the diagram of the column system with continuous hydrothermal treatment.

### 2. Result and discussion

Figure 2 shows the residual radioactivity of the treated soil and the corresponding calculated Cs desorption ratio after leaching with 50mL of each solutions at 150°C. It reveals that the radioactive Cs can barely be extracted with monovalent cations (K<sup>+</sup>, Na<sup>+</sup>), resulted in a desorption ratio lower than 5%. By contrast, the Cs desorption ratio is improved significantly for multivalent cations, achieving ~40% and ~60% for divalent and trivalent cations, respectively. These results suggested the column-based continuous extraction of soils with hot-compressed multivalent cations could achieve effective and efficient Cs desorption, which was expected to establish more practical technologies for treatment of the Cs-contaminated soils.





Fig. 1 Schematic diagram of continuous column system.

Fig. 2 Cs desorption from actual contaminated soil.

#### References

[1] Yin X., Wang X., Wu H., Ohnuki T., Takeshita K., Journal of hazardous materials, 326, 47-53 (2017). [2] Yin X., Inaba Y., ... & Takeshita, K., Chemical Engineering Journal, 333, 392-401 (2018).

### アルゴンプラズマを用いた放射性セシウムの分離研究

Study of Separation of Radioactive Cesium Using Argon Plasma

\*青木 祐太郎<sup>1</sup>, グレン ハーヴェル<sup>2</sup>, 三島 史人<sup>1</sup>, 野村 直希<sup>1</sup>, 砂川 武義<sup>1</sup> <sup>1</sup>福井工大、<sup>2</sup>オンタリオ工科大学

汚染土壌における線量の支配的核種である放射性セシウムは土壌中の結晶表面や結晶構造内に吸着されており、このセシウムの分離技術の開発は重要である。S-band 高気圧マイクロ波放電法により生成したアルゴン プラズマを用い、放射性セシウムを含有する土壌試料からの放射性セシウムの分離を試みた。

キーワード:高気圧マイクロ波,アルゴンプラズマ,放射性セシウム

#### 1. 緒言

福島第一原子力発電所事故により多種の放射性物質が放出されたが、その中でも多量に放出された放射性 セシウムは土壌中の有機物や鉱物の結晶構造と強く結びつき沈着する性質を持つ。そのため、汚染土壌にお いて放射性セシウムはその線量の支配的な核種であるとされ、土壌中のセシウムの分離技術は重要である。 本研究では、放射性セシウムを含有する土壌を試料化し、高気圧マイクロ波放電法で生成したアルゴンプラ ズマ<sup>[1]</sup>によって結晶構造の破壊による内部セシウム及び結晶表面セシウムをプラズマ化させることが可能で はないかと考え、分離を試みた。

#### 2. 実験

使用した土試料は福島県南相馬市にて 2014 年に採取したもの で、Cs-137 と Cs-134 を含有している。土試料はマッフル炉による 水分および有機物の焼却をし、さらにメッシュ径 180µm のふるい による分級を行い、Cs-137 数量:7.84E+01Bq、0.405g を試料とし た。アルゴンプラズマ生成には S-band 高気圧マイクロ波放電装置 2.45GHz を用い、プラズマ生成条件はアルゴンの体積流量:1L/min、 マイクロ波発振電力:0.7kW とした。図1にアルゴンプラズマの生 成体系を示す。プラズマ生成種は活性炭を用い、プラズマ反応容器 はプラズマ生成種部を空洞共振器内中心になるよう設置し、反応 容器上部には捕集トラップを設けた。また、実験前後において試料 は Ge 半導体検出器を用いて Cs-137 の数量を測定した。

#### 3. 結果および考察

表1にアルゴンプラズマ生成前後のCs-137数量について示す。 Ge半導体検出器による測定からCs-137の数量はおよそ49%の減少 が確認でき、これにより土試料に吸着したCsの分離が可能である と示唆される。詳細は講演時に報告する。

#### 参考文献

2019年 日本原子力学会

[1] 砂川武義,山本香帆, Glenn HARVEL「高気圧マイクロ波放電法によるヨウ素捕集技術の研究」福井工業大学研究紀要 第46号(2016), pp.160-168

\*Yutaro Aoki<sup>1</sup>, Glenn Harvel<sup>2</sup>, Fumihito Mishima<sup>1</sup>, Naoki Nomura<sup>1</sup>, Takeyoshi Sunagawa<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Fukui Univ. of Tech., <sup>2</sup>Univ. of Ontario Ins. of Tech.





	表 1	プラ	ズマ	生成前後	での	Cs-137	数量
--	-----	----	----	------	----	--------	----

	Cs-137 数量[Bq]		
プラズマ生成前	7.84E+01		
プラズマ生成後	3.99E+01		

### 亜臨界水イオン交換法によるバーミキュライトからの Cs⁺脱離

Desorption of Cs<sup>+</sup> from vermiculite by subcritical water ion-exchange method

\*竹下 健二<sup>1</sup>, 稲葉 優介<sup>1</sup>, 殷 祥標<sup>1,2</sup>, 駒 義和<sup>2</sup>

### 1. 東京工業大学、2. 日本原子力研究開発機構、

亜臨界水でのイオン交換によるバーミキュライトからの Cs 脱離現象を定量的に理解するために、交換イオンに Mg<sup>2+</sup>を用いた回分式のイオン交換実験により Cs で飽和されたバーミキュライトからの Cs 脱離率の時間変化を測定し、輸送現象論を用いて物質移動解析を行った。

キーワード:汚染土壌、亜臨界水、イオン交換、放射性セシウム

1. 背景および目的 除染で発生した汚染土壌は 1200 万 m<sup>3</sup>を超えるが、8000Bq/kg 以下でそのまま利用でき るものと放射線量の減衰を待って再利用されるものを合わせれば 90%以上の土壌は特別な処理をすること なく将来再利用が見込まれる。しかしながら、環境省が示した汚染土壌の分類のうちカテゴリーC (15,000 ~62,000 Bq/kg)の土壌をふるい分けして得られた細粒分とカテゴリーD (62,000Bq/kg 以上)の土壌を合わせ て 70 万 m<sup>3</sup>強の土壌は適切な処理により Cs の回収と放射性廃棄物の減容化を行う必要が出てくるであろ う。我々の研究グループは、亜臨界水イオン交換法による汚染土壌からの放射性セシウム回収技術を研究し てきた。これまでに土壌の中でも Cs が安定吸着されやすいバーミキュライトから Cs の完全回収に成功して おり、現在は、汚染土壌の連続処理のためのカラム処理プロセスの開発研究を行っている。亜臨界水でのイ オン交換によるバーミキュライトからの Cs 脱離現象を定量的に理解するために、交換イオンに Mg<sup>2+</sup>を用い た回分式のイオン交換実験により Cs で飽和されたバーミキュライトからの Cs 脱離率の時間変化を測定し、 輸送現象論を用いて物質移動解析を行った。

2. 実験手法 Cs を飽和吸着後のバーミキュライト粉末 2g と 0.1 M MgCl<sub>2</sub> 水溶液 200 mL を回分式亜臨界水 処理装置(回分式水熱処理装置)の圧力容器内へ入れ、密閉後、容器内を窒素ガスで置換し、容器内の圧力 が 2 MPa になるまで窒素ガスを注入した。温度は 150℃あるいは 250℃で一定とし、フラクションコレクタ ーを用いて約 1 mL ずつサンプルを回収した。その後、1、2、6、12 時間後に、同様の方法でサンプルを回 収し、回収した溶液中の Cs 濃度を、原子吸光を用いて定量し、Cs 脱離率を算出した。

3. 実験結果 バーミキュライトの層間構造に吸着されている放射性 Cs<sup>+</sup>を亜臨界水中の交換イオン(主に Mg<sup>2+</sup>) でイオン交換することで脱離している。この時のイオン交換反応は

 $2R - Cs^+ + Mg^{2+} \leftrightarrow R - Mg^{2+} + 2Cs^+...(1)$ で記述される。イオン交換過程の平衡関係は選択係数 Ks により記述できる。式(1)の選択係数 Ks は式(2) で表される。

$$Ks = \frac{q_{A_{Eq}}c_{B_{Eq}}^{2}}{c_{A_{Eq}}q_{B_{Eq}}^{2}} \dots (2)$$

また、イオン交換速度の評価については、 未だ詳細なイオン交換過程が知られてい ないことから、バーミキュライトの層間構 造中のイオン移動過程が律速であると仮 定して、固相側の総括物質移動係数 ksa で 評価した。この時、イオン交換速度は式(3) で記述される。

 $\frac{dq_A}{dq_A} = \frac{1}{k} a(a^*)$ 

$$\frac{dq_A}{dt} = k_S a(q_A^* - q_A) \quad \dots (3)$$

ここで q<sub>4</sub>\*は水溶液中の Mg<sup>2+</sup>濃度 C<sub>4</sub>に対

図1. Cs脱離回分試験の解析結果

して平衡な吸着  $Mg^{2+}$ 濃度を表している。従って  $(q_A^*-q_A)$  は水相から固相に輸送される  $Mg^{2+}$ の推進力 を表している。水相中の Cs<sup>+</sup>濃度の時間変化のデータを使って初期条件  $t=0, C_B=0, C_A=C_A^0$ を用いて式 (3)の微分方程式を Runge-Kutta-Gill 法を用いて解き、実験結果と解析結果をフィッティングすることに より ksa を決定した。図1に実験結果を示す。6時間程度でイオン交換平衡に到達した。この結果ら選 択係数(式(2))を求め、それを用いて式(3)を解いて過渡特性を計算した。ある特定の ksa 値に対して解析 解と実験値がよく一致し、ksa を決定できた。その結果、ksa は 250°Cで 2.5x10<sup>4</sup> s<sup>-1</sup>、150°Cで 8.0x10<sup>-5</sup> s<sup>-1</sup> であった。温度を下げると物質移動係数は 1/3 程度に減少し、高温操作により高速で効率的に Cs を回収 できることが分かった。

謝辞 本研究の成果は環境省平成 30 年度環境研究総合推進費の支援によって得られたものである。

<sup>\*</sup>Kenji Takeshita<sup>1</sup>, Yusuke Inaba<sup>2</sup>, Yin Xiangbiao<sup>1,2</sup>, Yoshikazu Koma<sup>2</sup>

<sup>&</sup>lt;sup>1.</sup> Tokyo Institute of Technology, <sup>2.</sup> Japan Atomic Energy Agency

### アルミニウムを用いたアパタイト構造を有する Cs 含有固化体の合成

Synthesis and Characterization of immobilization of Cs in Apatite Wasteforms Containing Al

\*金川 俊<sup>-1</sup>, ZhiLi Dong<sup>2</sup>, Tim White<sup>2</sup>, 土方 孝敏<sup>-3</sup>, 青山 友花子<sup>-1</sup>, 竹下 健二<sup>-1</sup>

1.東京工業大学、2.南洋理工大学、3.電力中央研究所

東京電力福島第一原子力発電所事故により発生した放射性セシウム(Cs)を安定固定化するために、模擬廃 液を用いてアパタイト固化体を合成した。合成試料の性状把握のため、X線回折(XRD)を用いて構造分析、 走査型電子顕微鏡(SEM)による表面観察、化学分析による元素濃度分析を行った。

キーワード:無機材料合成,セシウム固定化、セラミックス固化、アパタイト

1. 緒言 東京電力福島第一原子力発電所事故により発生した放射性 Cs の長期安定保管方法の検討がされている。本研究では、(1)式に示すように構造内に Cs や Sr 等 1~3 価の陽イオンを構造内に組み込むことが可能であるアパタイト構造に着目して、アルミニウム(Al)を用いた固相反応による新規固化体を合成した。また、各種分析装置を用いて合成した試料の性状把握を行った。

 $Al_x Sr_{10\text{-}2x} Cs_x (PO_4)_6 (OH)_2 \qquad (0 \le x \le 5) \quad (1)$ 

2. 方法 既往研究<sup>[1]</sup>における合成方法を参考に、Al<sub>2</sub>Sr<sub>6</sub>Cs<sub>2</sub>(PO<sub>4</sub>)<sub>6</sub>(OH)<sub>2</sub>を目的物質として、硝酸セシウム、硝酸ストロンチウム、硝酸アルミニウム九水和物、リン酸二水素アンモニウムを用いて乾燥前駆体を作製した。 得られた乾燥前駆体を焼成温度および焼成時間を考慮して焼成した。得られた試料に対して、X線回折を用いて構造分析、走査型電子顕微鏡による表面観察、構成元素の含有量を確認するため化学分析を行い、性状 把握を行った。

3. 結果・考察 各焼成温度で6時間焼成した乾燥 前駆体の XRD パターンを図1に示す。500℃で加 熱した場合、アパタイトの特徴的なピークが確認 された。

**500℃**で焼成した試料および市販の水酸アパタ イト(Ca<sub>10</sub>(PO<sub>4</sub>)<sub>6</sub>(OH)<sub>2</sub>)を用いて、化学分析を行っ た。濃硫酸を用いて試料を全溶解させ、Cs は原子 吸光分析(AAS)、Sr, Ca, Al, P は高周波誘導結合プ ラズマ発光分光分析法(ICP-OES)を用いて分析を 行った。



た乾燥前駆体の各焼成温度における XRD パターン

表1に合成した試料および市販の水酸アパタイトの理論値および分析値の結果を示す。分析結果から、合成した試料は、量論比とほぼ同程度のCs/Sr比を有することが確認された。また、Cation/P比については、理論値よりも低い値を示したが、同じ結果が市販の水酸アパタイトについても確認された。

表 1. $Al_2Sr_6Cs_2(PO_4)_6(OH)_2$	を目的物質と	して合成した試料と	Ca <sub>10</sub> (PO <sub>4</sub> ) <sub>6</sub> (OH) <sub>2</sub> の量論比
-----------------------------------	--------	-----------	---

$\geq$	Cs/Sr	Al/Sr	P/Sr	Cs/Al	Cation/P	$\geq$	Cation (Ca)/P
理論値	0.33	0.33	1.00	1.00	1.67	理論値	1.67
	0.33	0.32	1.03	1.00	1.60	実験値	1.60

参考文献 [1] Synthesis of apatite phosphates containing Cs<sup>+</sup>, Sr<sup>2+</sup> and RE<sup>3+</sup> ions and chemical durability studies, S. Pratheep Kumar, G. Buvaneswari, *Mater. Res. Bull*, Vol48, Issue2, 324-332(2013)

\*Shun Kanagawa<sup>1</sup>, ZhiLi Dong<sup>2</sup>, Tim White<sup>2</sup>, Takatoshi Hizikata<sup>3</sup>, Yukako Aoyama<sup>1</sup>, Kenji Takeshita<sup>1</sup>

<sup>1.</sup> Tokyo Institute of Technology, <sup>2.</sup> Nanyang Technological University, <sup>3.</sup> Central Research Institute of Electric Power Industry

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

## [2B15-19] Fukushima Daiichi NPT Accident Waste Treatment 8

Chair:Noriko Asanuma(Tokai Univ.)

Thu. Sep 12, 2019 4:05 PM - 5:25 PM Room B (Common Education Bildg. 1F C12)

[2B15]	Cesium and Strontium adsorption characteristics on crystalline silicotitanite (CST) sorbent *Takatoshi Hijikata <sup>1</sup> , Kenta Inagaki <sup>1</sup> , Tadafumi Koyama <sup>1</sup> , Koichi Shimada <sup>2</sup> , Yuta Mashiko <sup>2</sup> ,
	Tadashi Yamane <sup>2</sup> (1. CRIEPI, 2. TEPCO HD)
[2B16]	Adsorption characteristics of cesium on sodium titanosilicate in washing solution of cesium-enriched fly ash
	*Tsuneki Ichikawa <sup>1,2</sup> , Kazuo Yamada <sup>2</sup> , Takashi Sakuma <sup>3</sup> , Shinsuke Miyabe <sup>4</sup> (1. Hokkaido Univ., 2. NIES, 3. EBARA Co., 4. Nippon Chem.)
[2B17]	Fabrication and application of titanate nanowires for selective Sr adsorption
	*Yuta Morioka <sup>1</sup> , Teppei Saito <sup>1</sup> , Naoki Asao <sup>1,2</sup> , Kenji Tsuji <sup>3</sup> , Kunihiro Tabata <sup>3</sup> (1. Shinshu Univ., 2. Tohoku Univ., 3. Chubu Electric Power)
[2B18]	Research and development of Spray dry processing technology for radioactive contaminated water.
	*Kazukuni Furukawa <sup>1</sup> (1. OHKAWARA KAKOHKI Co,Ltd.) 4:50 PM - 5:05 PM
[2B19]	Simulation of decommissioning system of subdrain using an adsorption column analysis code
	*Kenta INAGAKI <sup>1</sup> , Takatoshi Hijikata <sup>1</sup> , Tadafumi Koyama <sup>1</sup> , Yasuhiro Suzuki <sup>2</sup> , Shinpei Kawasaki <sup>2</sup> (1. CRIEPI, 2. TEPCO HD) 5:05 PM - 5:20 PM

### ケイチタン酸吸着剤(CST)のセシウムとストロンチウムの吸着特性

Cesium and Strontium adsorption characteristics on crystalline silicotitanite (CST) sorbent

\* 土方 孝敏<sup>1</sup>, 稲垣 健太<sup>1</sup>, 小山 正史<sup>1</sup>, 島田 晃一<sup>2</sup>, 増子 雄太<sup>2</sup>, 山根 正嗣<sup>2</sup> <sup>1</sup>一般財団法人電力中央研究所,<sup>2</sup>東京電力 HD

ケイチタン酸系吸着剤(CST)は、CsイオンとSrイオンを同時に吸着する特徴がある。平衡吸着試験とカラム試験により4種類のCSTについてCsとSrの平衡吸着特性・吸着速度特性を把握した。 キーワード:福島第一原子力発電所、セシウム、ストロンチウム、吸着剤、ケイチタン酸吸着剤

### 1. 緒言

福島第一原子力発電所の汚染水処理では、ケイチタン酸系吸着剤(CST)を用いて Cs と Sr を同時 に除去している。4 種類の CST (A,B,C,D) について福島第一原子力発電所の模擬汚染水で吸着特性 について評価した。

### 2. 平衡吸着試験

Ca:61, Mg: 52, K: 6, Na; 191 ppm の模擬溶液に CsCl と SrCl<sub>2</sub> を混合した(Cs 濃度と Sr 濃度は約 2 ~2000 ppm)溶液を用いた。試 験方法は前報<sup>1)</sup>と同様なバッチ振とう法を用いた。Cs と Sr の吸着等温

図を図1に示す。Langmuir 型の吸着( $Q = \frac{abC}{1+aC}$ )を示した。すべて

の吸着剤でSrの吸着容量(Q)よりCsの吸着容量が大きくなった。Cの吸着剤は、 $Cs \ge Sr$ の飽和吸着量(b)が他の吸着剤より大きくなった。 $Cs \ge Sr$ の平衡濃度( $10^{-9} \sim 10^{-7}$ mmol·cm<sup>-3</sup>)の範囲でCsの平衡吸着等温線は、A=B>C=Dとなり、Srの平衡吸着等温線は、4 つの吸着剤でほぼ同じになった。

#### 3. カラム試験

試験方法は前報 <sup>2)</sup>と同様なカラム試験方法を用いた。Ca:53, Mg: 54, K: 7, Na; 185 ppm の模擬溶液に Cs と Sr を約 2ppm 添加した 溶液を流速:約 36cm・min<sup>-1</sup>で内径 2cm 充填高さ 6.5cm のカラムに流 した。Cs と Sr の破過曲線を図 2 に示す。Bed Volume は、通液容量を カラム体積で割ったものと定義した。カラム試験では、Cs の破過曲線 も Sr の破過曲線も、A>B>D>C の吸着剤の順で立ち上がりが早く、C が最も Cs と Sr を吸着することが分かった。さらに、Cs と Sr の破過 曲線を比較すると、Cs は Sr より破過曲線の立ち上がりが遅いことか ら、Sr イオンより Cs イオンの方は吸着速度が速いものと考えられた。

#### 参考文献

[1] T. Tsukada et.al., J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 51, Nos. 7–8,886-893 (2014).

[2] T. Hijikata et.al., J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 51, Nos. 7-8,894-904 (2014).

\*Takatoshi Hijikata<sup>1</sup>, Kenta Inagaki<sup>1</sup>, Tadafumi Koyama<sup>1</sup>, Koichi Shimanda<sup>2</sup>, Yuta Mashiko<sup>2</sup>, and Tadashi Yamane<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Central Research Institute of Electric Power Industry., <sup>2</sup>Tokyo Electric Power Company Holdings









### セシウム濃縮飛灰水洗液中でのケイチタン酸ナトリウムのセシウム吸着特性

Adsorption characteristics of cesium on sodium titanosilicate in washing solution of cesium-enriched fly ash

\*市川 恒樹<sup>1,2</sup>,山田 一夫<sup>2</sup>,佐久間 貴志<sup>3</sup>,宮部 慎介<sup>4</sup> <sup>1</sup>北海道大学,<sup>2</sup>国立環境研究所,<sup>3</sup>荏原製作所,<sup>4</sup>日本化学工業

放射性 Cs 汚染廃棄物の高温乾式除染で生じた Cs 濃縮飛灰の水洗液中でのケイチタン酸ナトリウムの Cs<sup>+</sup> 吸着特性を測定した。水洗液中の K<sup>+</sup>は Cs<sup>+</sup>吸着を強く阻害するが、Na<sup>+</sup>は阻害を抑制すること、および当該 Cs 吸着剤を用いる水洗液のクロマト処理により汚染廃棄物の重量を一万分の一にできることが分かった。

キーワード:ケイチタン酸ナトリウム,セシウム除去,飛灰,福島第一原発事故

#### 1. 緒言

福島第一原発事故に伴って生じた多量の放射性 Cs 汚染廃棄物の処理法の一つに、高温乾式処理とイオン クロマト処理を組み合わせた高度減容化処理がある。この方法では、汚染廃棄物を高温乾式処理して Cs を 飛灰側に移し、次に飛灰を水洗して Cs を水洗液に移し、さらに水洗液をイオンクロマト処理して Cs を Cs 吸着剤側に移行させる。放射性廃棄物の重量はこれらの処理によって数千分の一に減量化できるものと見 込まれている。飛灰水洗液には天然 Cs 及び極微量の放射性 Cs に加えて、Cs の数万倍の Na および K が溶 け込んでいる。このため高い減量率を達成するには高濃度の Na<sup>+</sup>や K<sup>+</sup>の存在下で Cs<sup>+</sup>を選択的に吸着する カチオン交換体が必要となる。このような特性を持つカチオン交換体の一つにケイチタン酸ナトリウムが ある。当該吸着剤は Cs 吸着能が高いことに加えて化学的に安定であることや使用済み吸着剤をそのままガ ラス化できることなどの利点があるので、飛灰水洗液中での当該吸着剤の Cs 吸着特性を測定した。

### 2. 実験と結果

適量の NaCl と KCl、および<sup>137</sup>Cs でラベルした微量の CsCl 等を含んだ飛灰模擬水洗液に、日本化学工業 製 Cs 吸着用ケイチタン酸ナトリウム(ピュアセラム 809)を加え、吸着平衡に達した溶液を遠心分離、ろ 過して得た濾液の<sup>137</sup>Cs 量を NaI 検出器で測定することにより、Cs 吸着量を決定した。このようにして得



た吸着平衡状態の溶液中の Cs<sup>+</sup>に対する K<sup>+</sup>及び Na<sup>+</sup>の相対濃度 [K<sup>+</sup>]/[Cs<sup>+</sup>]及び[Na<sup>+</sup>]/[Cs<sup>+</sup>]と Cs 吸着量[X-Cs]の関係を図1に示す。 通常のイオン交換体とは異なり、K<sup>+</sup>、Cs<sup>+</sup>混合溶液にさらに Na<sup>+</sup> を添加すると Cs<sup>+</sup>の吸着量が増大することが分かる。これは当該 吸着剤には Cs<sup>+</sup>とイオン交換できるサイトとできないサイトの 2 種類があって、後者のサイト中の Na<sup>+</sup>が K<sup>+</sup>にイオン交換すると 前者のサイトの Cs<sup>+</sup>吸着能が低下するためである。前者すなわち Cs<sup>+</sup>吸着サイトのイオン交換容量は 1.5eq/kg、後者のサイトが Na<sup>+</sup> で占められた場合の Cs<sup>+</sup>吸着の選択係数は、K<sup>+</sup>に対して 3500、 Na<sup>+</sup>に対して 19500 となるので、飛灰水洗液中での飽和 Cs 吸着 量は 10000pm 程度となる。元の廃棄物中の Cs 含有量は 1ppm 程度なので、最終汚染廃棄物は 1/10000 に減量可能となる。

\*Tsuneki Ichikawa<sup>1,2</sup>, Kazuo Yamada<sup>2</sup>, Takashi Sakuma<sup>3</sup> and Shinsuke Miyabe<sup>4</sup>

<sup>1</sup>Hokkaido Univ., <sup>2</sup>National Institute for Environmental Studies, <sup>3</sup>EBARA Corporation, <sup>4</sup>Nippon Chemical Industrial Co. Ltd.

### チタン酸塩ナノ材料を用いたストロンチウム吸着剤の開発と応用

Fabrication and Application of Titanate Nanowires for Selective Sr Adsorption \*森岡佑太<sup>1</sup>,齋藤哲平<sup>1</sup>,浅尾直樹<sup>1,2</sup>,辻建二<sup>3</sup>,田畑邦浩<sup>3</sup> <sup>1</sup>信州大学,<sup>2</sup>東北大学,<sup>3</sup>中部電力(株)

チタンー亜鉛合金をアルカリ処理する脱合金過程を鍵としてナノワイヤー状のチタン酸バリウムを作製した。 本材料を造粒化して人工海水条件におけるストロンチウム吸着性について検討した。

キーワード:チタン酸バリウム、ナノワイヤー、ストロンチウム、吸着剤、イオン交換、造粒体

### 1. 緒言

福島第一原子力発電所では、溶融した燃料や原子炉建屋内の放射性物質を含む汚染水が大量に発生している。現在、地下水の汲み上げや、多核種除去設備(ALPS)等で汚染水発生の量の低減や除染処理が進められているが、今後も引き続き除染活動を継続していくためには、より効率的な吸着剤の開発が望まれる。

### 2. 実験

チタン-亜鉛合金を水酸化ナトリウ ム水溶液に浸漬させたところ、亜鉛の 選択的溶出とチタンの酸化が起こり、 ナノワイヤー構造から成るチタン酸ナ トリウムが得られた(左図)。本材料は 酸化チタン層とナトリウムイオン層か ら成る層状構造を有しており(右図)、 本材料を塩化バリウム水溶液に浸漬し たところ、層間がバリウムイオンに交



チタン酸ナトリウムの TEM 像(左図)と層状結晶構造(右図)

換されたチタン酸バリウムが得られた。これら材料を用いて、様々な条件でストロンチウムイオンの吸着性 能を調べた。また、ポリエチレンイミンをバインダーとして造粒化を行い、400℃で焼成した造粒吸着剤(粒 径 0.5-1.0 mm)を作製し吸着性能を調べた。

### 3. 結果

上記手法で得られたチタン酸ナトリウムのストロンチウムイオンに対する吸着性能は、最大吸着量が 4.8 meq./g であり、分配係数は1 mM 塩化ストロンチウム水溶液において 1.3×10<sup>6</sup> mL/g であった。しかし、模擬 汚染水として人工海水条件下で吸着を行うと、分配係数の低下が見られた。そこで、層間イオンをバリウム イオンに交換したチタン酸バリウムを作製し検討したところ、人工海水条件下でも分配係数を向上させるこ とに成功し、その造粒体の分配係数は 7.6×10<sup>3</sup> mL/g であった。

### 参考文献

[1] Y. Ishikawa, S. Tsukimoto, K. S. Nakayama, N. Asao, Nano Lett. 2015, 15, 2980-2984.

[2] T. Saito, M. Zhang, R. D. Kavthe, K. Akagi, K. S. Nakayama, T. Adschiri, N. Asao, Chem Lett, 2017, 46, 1825-1827.

<sup>\*</sup>Yuta Morioka<sup>1</sup>, Teppei Saito<sup>1</sup>, Naoki Asao<sup>1,2</sup>, Kenji Tsuji<sup>3</sup> and Kunihiro Tabata<sup>3</sup>

<sup>&</sup>lt;sup>1</sup> Shinshu Univ., <sup>2</sup>Tohoku Univ., <sup>3</sup>Chubu Electric Power Co., Inc.

### 汚染水噴霧乾燥処理技術と装置の研究開発

Research and development of Spray dry processing technology for radioactive contaminated water.

\*古川和邦1

1大川原化工機株式会社

福島第一原子力発電所の貯蔵汚染水などの汚染水に対し、完全蒸発乾燥処理を行い規制値以下として 大気放出しゼロ排水とする技術を研究し、さらに短期間に大量処理可能なプロセスと装置を研究し た。その研究開発状況を発表する。

キーワード:汚染水、噴霧乾燥、ゼロ排水、無排水化技術、多核種除去設備、福島第一原子力発電所、

### 1. 緒言

福島第一原子力発電所の放射線物質汚染水は、第一段階として多核種除去設備(ALPS)で処理して 貯蔵している。今回研究開発した技術は、ALPS 処理水に含まれたセシウムやトリチウムなどの放射性 物質を、吸収剤と一緒に泥状液体にし、噴霧乾燥技術を利用して瞬間濃縮蒸発乾燥することにより、 水蒸気と粉体に分ける。水蒸気部分はさらに吸収剤を投入したろ過式集塵機により放射性物質を吸収 させ、放出基準値以下にして大気放出をする。ALPS 処理水は、結果として約100分の1に減容化され 粉体として回収される。本報告では本システムのメカニズムなどの研究状況について発表する。

### 2. 汚染水噴霧乾燥処理技術と装置

噴霧乾燥技術の研究を発展させて、ダイオキシン対策焼却炉排ガス瞬間冷却装置や火力発電所脱硫排液噴 霧乾燥装置を研究開発してきたが、この技術をさらに研究して福島第一原子力発電所の ALPS 処理貯蔵水の 無排水化のための噴霧乾燥処理プロセスを研究開発した。その新プロセスは下記を目標にした。 目標:1.放射性物質を含む汚染水などを、完全蒸発乾燥処理技術を利用してゼロ排水化する。

2. 大量の汚染水を全自動連続運転で稼働出来、かつ120万トンを5年以内で処理可能な装置。



図1 汚染水噴霧乾燥処理装置概要図

	CASE1 版 但	CASE21	CASE3標準	CASE4 取尚
最初の放射線量	1000とする	1000	1000	1000
噴霧乾燥機吸収 率	50%	60%	80%	90%
第一集塵機吸収 率	50%	60%	80%	90%
第二集塵機吸収 率	50%	60%	80%	90%
第三集塵機吸収 率	50%	60%	80%	90%
吸収剤中の回収 放射線量	937.4995	974.3994	998.3992	999.8991
回収出来ない放 射線量	62.5005	25.6006	1.6008	0.1009
放射線の回収率	93.74995%	97.43994%	99.83992%	99.98991%



### 3.結論

福島第一原子力発電所などの貯蔵汚染水処理の無排水化処理案として提案可能な技術であると思われる。

### 参考文献

[1] 古川和邦、火力原子力発電大会 2018 年度研究発表要旨集 p50-51

\*Kazukuni Furukawa<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Ohkawara Kakohki Co.Ltd.

### 吸着材カラム解析コードを用いたサブドレン浄化装置の挙動評価

Simulation of decommissioning system of subdrain using an adsorption column analysis code

\*稻垣 健太<sup>1</sup>, 土方 孝敏<sup>1</sup>, 小山 正史<sup>1</sup>, 鈴木 康浩<sup>2</sup>, 川崎 晋平<sup>2</sup>

<sup>1</sup>電中研,<sup>2</sup>東電 HD

電中研が開発した吸着材カラム挙動解析コードを用いて福島第一原子力発電所で稼動中のサブドレン浄化装 置の除染性能を評価し、運転条件の最適化に向けたパラメーター解析を実施した。

キーワード:福島第一原子力発電所、吸着、サブドレン、カラム、シミュレーション

### 1. 序論

福島第一原子力発電所では、原子炉建屋の周辺のサブドレンから地下水を汲み上げて放射性物質(主として Cs と Sr)を除去して放出している。2015年9月にサブドレン浄化設備が稼働した後、約70万トンを処理し、今後も継続される。そこで、吸着塔の交換時期の最適化を図るために、吸着材カラム挙動解析コード[1]を用いて、流速、吸着材充填高さ、吸着塔の塔数をパラメーターとしてサブドレン浄化装置設備の吸着塔1 塔あたりの処理量の感度解析を実施した。

### 2. 吸着材カラム解析コード

解析に必要となる平衡定数および速度定数は、当所で実施した平 衡試験および小カラム試験[2]で評価した値を用いた。サブドレン 浄化装置の除染性能を評価するため、吸着材カラム解析コードで Ca:61, Mg:52, K:6, Na:191 ppmの溶液で、DF=約 200 で吸着塔を交 換する連続運転の条件でシミュレーション計算を行った。

### 3. サブドレン浄化装置のパラメーター解析

流速 17~49cm/min をパラメーターとして高さ 2.8m の 3 塔の構成 のサブドレン浄化装置での吸着塔を交換するまでの処理量を図 1(a) に示す。流速が 17cm/min から 49cm/min に速くなるにつれて、処 理量は約 1/4 に減少した。36 cm/min では、49cm/min より 7000m<sup>3</sup> 程度しか増加せず、流速を下げると装置の処理能力が低下するた め、低流速の効果は限定的である。次に、吸着材充填高さを 1.5m から 2.8m と変化させた場合の吸着塔を交換するまでの処理量を図 1(b)に示す。高さを約 1.9 倍にすると処理量の増加は 2.5 倍となる



ラメーター解析

が、吸着塔の圧力損失の制約もあり、効果は限定的である。サブドレンはこれまで3塔で運転されている が、5塔の吸着塔があることから、Cs・Sr同時吸着塔の塔数を変化させた場合の吸着塔を交換するまでの処 理量を図1(c)に示す。3塔運転と比べると、4塔で処理量は1.5倍、5塔で1.9倍に増加することが示され た。実機のサブドレン浄化装置は、2018年の9月以前では吸着塔を5~11週で交換していたが、10月以降 の4塔運転では15週で交換しており、約1.4倍に延長され、シミュレーションの結果とほぼ整合した。今 後、実機の運転条件の適切なモデル化を行い、さらなる挙動予測精度の向上を目指す。

[1] Inagaki et al., J. of Nucl. Sci. and Tech., 51 906-915, (2014).

[2] 土方孝敏ら、 日本原子力学会 2019 年秋の大会、 11-13, September 富山大学 (2019).

\*Kenta Inagaki<sup>1</sup>, Takatoshi Hijikata<sup>1</sup>, Tadafumi Koyama<sup>1</sup>, Yasuhiro Suzuki<sup>2</sup>, Shinpei Kawasaki<sup>2</sup>. <sup>1</sup>CRIEPI., <sup>2</sup>TEPCO HD Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 505-1 Radioactive Waste Management

## [2B20-23] Debris Treatment and Spent Nuclear Fuel Treatment

Chair:Yu Tachibana(Nagaoka Univ. of Tech.) Thu. Sep 12, 2019 5:25 PM - 6:30 PM Room B (Common Education Bildg. 1F C12)

- [2B20] Research on the stability of fuel debris consisting of oxides and alloys \*Akira Kirishima<sup>1</sup>, Daisuke Akiyama<sup>1</sup>, Nobuaki Sato<sup>1</sup>, Takayuki Sasaki<sup>3</sup>, Yuta Kumagai<sup>2</sup>, Ryoji Kusaka<sup>2</sup>, Masayuki Watanabe<sup>2</sup> (1. Tohoku Univ., 2. JAEA, 3. Kyoto Univ.) 5:25 PM - 5:40 PM
- [2B21] Research on the stability of fuel debris consisting of oxides and alloys \*Masayuki WATANABE<sup>1</sup>, Yuta KUMAGAI<sup>1</sup>, Ryoji KUSAKA<sup>1</sup>, Takumi YOMOGIDA<sup>1</sup>, Masami NAKADA <sup>1</sup>, Akira KIRISHIMA<sup>2</sup>, Daisuke AKIYAMA<sup>2</sup>, Nobuaki SATO<sup>2</sup>, Takayuki SASAKI<sup>3</sup> (1. JAEA, 2. Tohoku Univ., 3. Kyoto Univ.) 5:40 PM - 5:55 PM
- [2B22] Resource retrievability using phase separation in the direct vitrification system of used nuclear fuel with lead borate glass \*Naoki Tsukiyama<sup>1</sup>, Kayo Sawada<sup>1</sup>, Youichi Enokida<sup>1</sup> (1. Nagoya Univ.) 5:55 PM - 6:10 PM
- [2B23] The management of the spent nuclear fuel \*Shotaro Akahori<sup>1</sup> (1. University of Tokyo, psychiatrist) 6:10 PM - 6:25 PM

### 合金相を含む燃料デブリの安定性評価のための基盤研究 (1)全体概要および模擬デブリの合成

Research on the stability of fuel debris consisting of oxides and alloys

(1) Overview of the project, and synthesis of the simulated debris

\*桐島 陽¹,秋山大輔¹,佐藤修彰¹,佐々木隆之²,渡邉雅之³,熊谷友多³,日下良二³

<sup>1</sup>東北大・多元研,<sup>2</sup>京大院・工,<sup>3</sup>JAEA

1F 事故では、構造材と溶融した燃料が高温で反応し合金相を含む燃料デブリが形成されたとみられる。本研 究では、このような系の模擬デブリを合成し、構造評価、状態分析、核種浸漬試験を行い安定性の評価をお こなう。本発表では研究の全体概要と模擬デブリの合成について報告する。

キーワード:燃料デブリ,福島第一原子力発電所事故,合金デブリ

### 1. 緒言

福島第一原発炉内では、SUS 配管や圧力容器等の構造材と溶融した燃料や被覆管成分が高温で反応し、合金相を含む燃料デブリが形成されたとみられる。このデブリは、昨今研究が進展しつつある酸化物主体の燃料被覆管デブリや MCCI デブリとその性状が大きく異なると予想される。そこで本研究プロジェクトでは、UO2-SUS 系や UO2-Zr(ZrO2)-SUS 系の模擬デブリを高温熱処理により合成し、構造解析や状態分析を行い、構造的および化学的安定性を評価する。また、模擬デブリの熱中性子照射による FP 製造や、MA トレーサの添加を行い、経年変化処理として液性や温度を制御した水相への浸漬試験を行い、放射能毒性の高い核種がデブリ中で安定に存在しうるか、また水相への溶出が経時的に進行するかを調べる。さらに、デブリの酸化・溶出の加速につながる水の放射線分解反応の影響を評価する。これら模擬デブリの酸化物相および合金相の経年変化を分光学的に分析し、合金相を含む燃料デブリの長期安定性を評価する。本発表では3 か年計画の研究の全体概要と模擬デブリの合成例について報告する。

### 2. 模擬デブリの合成

UO<sub>2</sub>および SUS304 粉末(ニラコ社製 100 mesh)をそれぞれモル比(U:Fe+Cr+Ni)が 1:1 となるように秤量し、 メノウ乳鉢で約 5 分間摩砕混合した。これを電気炉にて 1200℃で 98% Ar+2% O<sub>2</sub>の酸化性雰囲気で所定時間 (最長 24 時間)加熱した。熱処理後、試料の XRD 測定および SEM-EDX 分析を行った。

### 3. 結果と考察

UO<sub>2</sub>-SUS 系模擬デブリでは、1 時間の加熱では UO<sub>2</sub> が酸化した U<sub>3</sub>O<sub>8</sub> 相、 SUS が酸化した(Fe,Cr,Ni)<sub>3</sub>O<sub>4</sub> 相が確認された。また、微量成分として UFeO<sub>4</sub> 相が確認された。本加熱試験条件下において、加熱時間とともに UFeO<sub>4</sub> 相 の相対ピーク強度が U<sub>3</sub>O<sub>8</sub> に対して増大し、12 時間の加熱により UFeO<sub>4</sub> の 相対ピーク強度が最大となることが分かった。SEM-EDX による観察およ び元素組成分析により模擬デブリ中の各粒界の元素組成を調べた結果、U を多く含む U<sub>3</sub>O<sub>8</sub> 相、U と Fe+Cr の原子数比がほぼ同程度の(Fe,Cr)UO<sub>4</sub> 相、 および(Fe,Cr,Ni)<sub>3</sub>O<sub>4</sub> 相が存在していることが確認された。



(写真) 24h 加熱処理により合成した UO<sub>2</sub>-SUS 模擬デブリ

【謝辞】本研究は、日本原子力研究開発機構・廃炉国際共同研究センターの「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」の一部として実施した。

\*Akira Kirishima<sup>1</sup>, Daisuke Akiyama<sup>1</sup>, Nobuaki Sato<sup>1</sup>, Takayuki Sasaki<sup>2</sup>, Masayuki Watanabe<sup>3</sup>, Yuta Kumagai<sup>3</sup>, Ryoji Kusaka<sup>3</sup> <sup>1</sup>Tohoku Univ., <sup>2</sup>Kyoto Univ., <sup>3</sup>JAEA,

### 合金相を含む燃料デブリの安定性評価のための基盤研究 (2)分光法によるウラン-ステンレス鋼系模擬デブリの化学状態分析

Research on the stability of fuel debris consisting of oxides and alloys

(2) Analysis of chemical state of U-Fe-Cr-Ni oxide by spectroscopic method

\*渡邉 雅之 1,熊谷 友多 1,日下 良二 1,蓬田 匠 1,中田 正美 1,桐島 陽 2,秋山 大輔 2,

佐藤 修彰<sup>2</sup>, 佐々木 隆之<sup>3</sup>

1原子力機構,2東北大学,3京大院・工

本発表では、水の放射線分解に起因する酸化・溶解を分光学的に分析し、表面の化学状態の変化を評価する ため、ウラン—ステンレス鋼系模擬デブリや、基準となる単成分のウラン化合物に関する表面化学状態につ いて顕微蛍光分光法、顕微ラマン分光法、メスバウアー分光法での測定結果を報告する。

**キーワード**:燃料デブリ,福島第一原子力発電所事故,合金デブリ,顕微ラマン分光法,メスバウアー分光 法,顕微蛍光分光法

### 1. 緒言

福島第一原発炉内の燃料デブリは、水の放射線分解反応が周囲で継続的に進む環境下に置かれていると推定されており、安定性を評価する上で、炉内環境における表面の化学状態の変化を考慮することが重要である。本研究では、顕微蛍光分光法、顕微ラマン分光法を用いて、合金相を含む UO<sub>2</sub>-SUS 系の模擬デブリの化学状態についての情報を得るための分析を実施し、メスバウアー分光法により SUS 由来の鉄の原子価を調べ、 模擬デブリの構造組成に関する知見を得た。

### 2. 実験

前発表で報告した模擬デブリサンプルのほか、成分 ごとの分光学的特性データを取得するため、ウラン酸 化物 (UO<sub>2</sub>、U<sub>3</sub>O<sub>8</sub>)、ウラン-鉄酸化物 (UFeO<sub>4</sub>)、ウラ ン-クロム (鉄) 酸化物 (UCr(<sup>57</sup>Fe)O<sub>4</sub>)の測定を行った。 UCr(<sup>57</sup>Fe)O<sub>4</sub>については、メスバウアー分光測定のため 同位体濃縮鉄 (<sup>57</sup>Fe<sub>2</sub>O<sub>3</sub>)を添加 (原子比率 U:Cr:Fe = 1:0.95:0.05) した。

### 3. 結果

結果の一例として顕微ラマン分光法で UFeO<sub>4</sub>、 UCr(<sup>57</sup>Fe)O<sub>4</sub>、UO<sub>2</sub>および U<sub>3</sub>O<sub>8</sub>を試料としてラマン散 Here is the second state of the second state

(図)UFeO4, UCr(57Fe)O4, U3O8, UO2の顕微ラマンスペクトル

乱スペクトルを測定した結果を図に示す。単純なプロファイルを示す UO<sub>2</sub>スペクトルに対して、U<sub>3</sub>O<sub>8</sub>では低 波数側に複雑なラマンバンドが観測され、UFeO<sub>4</sub>やUCr(<sup>57</sup>Fe)O<sub>4</sub>にも、低波数側にラマンバンドが観測される。 これらを基準スペクトルとして解析することで、表面化学状態変化の評価が可能となる。

【謝辞】本研究は、日本原子力研究開発機構・廃炉国際共同研究センターの「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」の一部として実施した。

\*Masayuki Watanabe<sup>1</sup>, Yuta Kumagai<sup>1</sup>, Ryoji Kusaka<sup>1</sup>, Takumi Yomogida<sup>1</sup>, Masami Nakada<sup>1</sup>, Akira Kirishima<sup>2</sup>, Daisuke Akiyama<sup>2</sup>, Nobuaki Sato<sup>2</sup> and Takayuki Sasaki<sup>3</sup>

<sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency, <sup>2</sup>Tohoku Univ., <sup>3</sup>Kyoto Univ.

### 使用済核燃料の鉛ホウ酸ガラスによる直接ガラス固化システムにおける 分相を利用した資源回収可能性の検討 Resource retrievability using phase separation in the direct vitrification system of used nuclear fuel with lead borate glass \*築山 直生<sup>1</sup>, 澤田 佳代<sup>1</sup>, 榎田 洋一<sup>1</sup>

, <sup>1</sup>名古屋大学

Nd<sub>2</sub>O<sub>3</sub>を含む鉛ホウケイ酸ガラスに B<sub>2</sub>O<sub>3</sub>を加えて,1000℃で3時間加熱することで分相させた.分相によって鉛ホウケイ酸ガラスの硝酸に対する溶出性が向上することを確認できた. **キーワード:**鉛ホウ酸ガラス,分相,ガラス固化

### 1. 緒言

使用済核燃料の直接ガラス固化法として,90年代に米国にて鉛ホウ酸 ガラスによるガラス材料酸化溶解システム(GMODS)が提案された<sup>[1]</sup>.こ の方法は、金属被覆管ごと剪断燃料をガラスに溶解した後、SiO<sub>2</sub>の添加 による組成調整によって生成固化体に耐水性を付加することが可能で ある.一方、エネルギー資源に乏しい我国では、将来を見据えて廃棄体 からの資源回収性についても考慮する必要があると考える.本研究では ガラスの分相現象を利用し、鉛ホウ酸ガラスを用いて作製した固化体か らの資源回収可能性を示すことを目的とした.

### 2. 実験方法

ガラス試料, 61 wt% PbO - 10 B<sub>2</sub>O<sub>3</sub> - 24 SiO<sub>2</sub> - 5 Nd<sub>2</sub>O<sub>3</sub> 粉末 10 g に B<sub>2</sub>O<sub>3</sub> (富士フィルム和光純薬工業)1.5 g を加え,マッフル炉で1000°C,3 時 間加熱を行った後,室温で急冷し,分相ガラスを得た.それぞれの相の 組成を求めるため,試料の一部分を濃硝酸で溶解し,ICP-AES(島津, ICPE-9000)を用いて濃度測定を行った.酸による浸出性については,る つぼごと分相ガラスを切断機で縦に2分割し,これをPFA 容器内で1 mol dm<sup>-3</sup> 硝酸に室温で18 時間浸漬することで硝酸に溶解した元素濃度 を測定した.なお,浸漬後,容器内には未溶解ガラスの付着したるつぼ 以外に白色沈殿が存在したため,この沈殿物をアルカリ融解により溶液 化した後,ICP-AES による成分分析を行った.

#### 3. 結果と考察

図1に示すように、分相処理後の試料は白濁した上相と透明な下相の 二つに分離した.表1に上・下相の組成を示す.Pbは下相、Bは上相で の含有率が高かった.分相剤として加えた  $B_2O_3$ の融体と鉛ホウ酸ガラ スの比重差が大きいため、対流が不充分で局所的な分相に留まったと考 えられる.

一方,図2にネオジムとガラス全体の硝酸での溶出割合を示す.分相 していない鉛ホウケイ酸ガラスでは溶出割合が 60%程であったのに対 して、分相処理を施すことで溶出割合の向上が確認され、80%以上とな った.この残りの20%には少量の未溶解ガラスと白色沈殿が含まれ、白 色沈殿の分析結果より、45%が Si すなわち酸化物換算では SiO<sub>2</sub> が 99% であることが確認された.鉛の含まれていないホウケイ酸ガラスについ ても B<sub>2</sub>O<sub>3</sub>等で組成調整して分相させた試料を酸で浸出すると易溶性の ホウ酸相が溶け出し、SiO<sub>2</sub>の骨格が残ることが知られている<sup>[2]</sup>.本結果 より、鉛ホウケイ酸ガラスについても分相と酸浸出により資源回収が可 能であることが明らかとなった.



図1 分相ガラス試料の断面

表1 組成

	酸化物含有率 [wt%]				
	PbO	$B_2O_3$	SiO <sub>2</sub> Nd <sub>2</sub> O <sub>3</sub>		
上相	54	25	18	3	
下相	60	19	18	3	



□分相していないガラス■分相ガラス

図2 分相による溶出性の向上

#### 4. 結論

B<sub>2</sub>O<sub>3</sub>を加え 1000℃で 3 時間加熱することで分相させた鉛ホウケイ酸ガラスは,分相していないガラスに比べて溶出性が向上することを確認できた.

#### 参考文献

C. W. Forsberg *et al.*, Oak Ridge National Laboratory, CONF-941207-18(1994).
 K. Uruga *et al.*, Journal of Nuclear Science and Technology, **45**, 889-898(2008).

\*Naoki Tsukiyama<sup>1</sup>, Kayo Sawada<sup>1</sup> and Youichi Enokida<sup>1</sup> <sup>1</sup>Nagoya Univ.

### 使用済核燃料の処理について

### The management of the spent nuclear fuel

\* 赤堀 将太郎 医師、東京大学、株式会社スタンダードパワー

使用済核燃料をフッ素もしくはフッ化窒素で処理し、その後溶融塩高速炉に入れて燃焼させる 方法について、継続して研究開発を行なっている。

キーワード:溶融塩炉、プルトニウム消滅

### 1. 序章

使用済核燃料の処理方法については様々な方法が検討されているが、その中でも特にフッ化窒素を用いた温度依存的な処理方法について検討した。McNamara らによるフッ化プロセスを例に、 熱力学的評価を行なった。(1)

#### 2.フッ化処理の概要

使用済核燃料を三フッ化窒素で処理することで、反応温度を段階的に高めて放射性核種を分離 していく。(2)

①300℃において Tc と Mo を回収②400℃において Nb, Pd, Sn などの貴金属類を回収③500℃にお いてウランを UF<sub>6</sub>として揮発回収④残留した Pu, Np, Am, Cm 等のアクチニド、ランタニド、その他 FP を濾過処理、という4ステップを踏む。

#### 3. 検討方法

検討のための熱力学データベースとして,科学技術社の MALT for Windows を使用した。また平 衡状態計算のために付属の gem パッケージを利用した。それにより初期条件の組成と温度・圧 力を指定することで、熱力学的に最も安定な状態を算出した。本検討では、ボロキシデーショ ン、各フッ化プロセス (300℃,400℃,550℃)の温度・雰囲気条件での平衡組成を熱力学平衡計 算により導出し、当該プロセスの実現性の検討及び熱力学的に可能な分離プロセスを特定した。

### 4.まとめ

NF3 による U 等の主要な酸化物のフッ化は熱力学的には実現可能性がある。しかしながら、 McNamara の論文では、共酸化物の存在や他の酸化物が共存している条件は考慮されていない。 今後は共酸化物や他の酸化物の共存状態を考慮に入れ、より厳密に熱力学的計算を行なってい く。

#### 参考文献

 Hirose 「平成25年度国家課題対応型研究推進事業に応募を目処する提案技術の説明」
 B.K. McNamara, et al., Nitrogen Trifluoride-Based Fluoride-Volatility Separations Process: Initial Studies, PNNL-20775 (2011) Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 505-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

## [2C01-03] Analysis, Scinario Evaluation and System Development 1

Chair:Toru Kitagaki(JAEA)

Thu. Sep 12, 2019 10:00 AM - 10:50 AM Room C (Common Education Bildg. 1F C13)

# [2C01] Inspection of storage efficiency and nonproliferation by the dismantling experiment of control rods

\*Makoto Tatemura<sup>1</sup>, Masatoshi Itagaki<sup>2</sup>, Keisuke Kurihara<sup>2</sup>, Serbouti Yassine<sup>2</sup>, Yutaka Kometani <sup>2</sup> (1. Hitachi, 2. HGNE)

10:00 AM - 10:15 AM

[2C02] Development of simultaneous evaluation method for integral dose and work efficiency by motion capture data

\*Ryuichiro Yamagishi<sup>1</sup>, Naotoshi Kuwamuro<sup>1</sup> (1. WERC) 10:15 AM - 10:30 AM

[2C03] Semantic network for nuclear decommissioning knowledge management \*Yasuyoshi Taruta<sup>1,2</sup>, Satoshi Yanagihara<sup>2</sup>, Daisuke Kawasaki<sup>2</sup>, Yukihiro Iguchi<sup>1,2</sup>, Kouda Yuya<sup>1</sup>, Kouichi Tomoda<sup>1</sup> (1. JAEA, 2. Univ. of Fukui) 10:30 AM - 10:45 AM

### 制御棒の一貫解体による拡散防止効果と収納効率検証 使用済み制御棒の減容処理に伴う B4C 粉体の拡散防止技術の開発(2)

Inspection of storage efficiency and nonproliferation by the dismantling experiment of control rods Development of a technique preventing B<sub>4</sub>C diffusion during volume reduction of spent control rods(2)

\* 舘村 誠<sup>1</sup>, 板垣 昌利<sup>2</sup>, 栗原 圭祐<sup>2</sup>, Serbouti Yassine<sup>2</sup>, 米谷 豊<sup>2</sup>,

<sup>1</sup>日立製作所,<sup>2</sup>日立GEニュークリア・エナジー

使用済み制御棒の減容による環境と廃炉コスト両立を図る解体技術の開発を目的に、制御棒の解体減容実験 を実施した。短冊片への解体では B4C 粉体の水中拡散防止技術で切断し、水槽水中の B4C 粉体量を分析した 拡散防止技術の評価と、切断後の短冊片の状態よりその収納効率を評価した結果を報告する。

キーワード:減容,使用済み制御棒,B4C,水中プラズマ溶断

### 1. 緒言

使用済み制御棒などの炉内構造物 L1 廃棄物は、収納容器(1 辺 1.6m 角立方体)に収める大きさへ解体し、深度 70m 以上の処分施設に埋設する計画である<sup>[1]</sup>。本研究は収納効率が高く、環境への影響を小さくするため、 制御棒を短冊状に切断する際の課題である B4C 粉体の水中拡散を防止する水中プラズマ溶断技術を検討して きた<sup>[2]</sup>。今回この拡散防止技術を用い、実際の制御棒から容器(1 辺 1.6m 角立方体)へ収納する大きさまで解 体する解体実験を通し、拡散防止効果、短冊片の状態および収納効率を評価した。

### 2. 実験方法および結果

十字形断面の制御棒(全長約 4m)は、まずプラズマ切断でリミッ タ部を分離し、次にブレード(長さ約 3.8m、 幅約 130mm、厚さ約 8mm)4 枚へと解体した。分離したブレードは B<sub>4</sub>C 拡散防止技術で 水中プラズマ溶断し、短冊片に切断した. 図1にブレード1枚(長 さ約 3.8m)から水中プラズマ溶断で 4 枚の短冊片(長さ約 1m)に切 断したときの様子を示す。一貫解体の結果、制御棒はリミッタ部1 個と短冊片(長さ約 1m、 幅約 130mm、厚さ約 8mm)16 枚へ分割で きることを確認した。一方、切断後の水槽水中の B<sub>4</sub>C 粉体量を分 析した結果、制御棒一体あたりに拡散した B<sub>4</sub>C 粉体量は制御棒一 体に内在する B<sub>4</sub>C 粉体総量 6900g に比べ 4.5g(0.07%)であり、非常 に少ない。短冊片の形状は図に示すように切断時の熱影響による 反り、変形は小さく、収納容器(1 辺 1.6m 角立方体)には制御棒約 50 体分を収納できる見通しを得た。



図1 切断後の短冊片

#### 3. 結論

制御棒の解体実験結果より、リミッタ部1個と短冊片(長さ1m)16枚に分割できることを確認し、B4C粉体の水中拡散防止効果と高い収納効率が得られる見通しを得た。

### 参考文献

- [1] 原子力規制委員会: 中深度処分等に係る規制基準等の策定について、 平成 30 年 8 月 1 日資料 3 (2018).
- [2] 舘村 他:使用済み制御棒の減容処理に伴う内包物 B<sub>4</sub>C 粉体の拡散防止技術の開発、原子力バックエンド研究部会誌、 6月号 Vol.26 No.1(2019).

\*Makoto Tatemura<sup>1</sup>, Masatoshi Itagaki<sup>2</sup>, Keisuke Kurihara<sup>2</sup>, Serbouti Yassine<sup>2</sup>, Yutaka Kometani<sup>2</sup> <sup>1</sup>Hitachi, Ltd. <sup>2</sup>Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

### 積算線量と作業効率をモーションキャプチャデータから同時評価する手法の開発

Development of simultaneous evaluation method for integral dose and work efficiency by motion capture

data \*山岸 隆一郎<sup>1</sup>, 桑室 直俊<sup>1</sup> <sup>1</sup> (公財) 若狭湾エネルギー研究センター

モーションキャプチャ技術とモックアップ等を活用して、放射線曝露環境内作業における人・機械の積算線 量とその作業効率評価を事前に行う手法と、それを用いたレーザー除染機の作業評価事例を報告する。

キーワード:原子炉廃止措置,人材育成

### 1. 緒言

廃止措置等の作業を計画する場合、事前調査で把握した空間線量分布や、モックアップ等の利用から得ら れた総作業必要時間をもとに、大凡の作業効率を算定して事前評価を行うが、全てをより安全側へ推定せざ るをえないため、実作業が長期間・大人数になればなるほど誤差の積み重ねが無視できなくなり、頻繁な計 画変更の原因となりうる。そこで、事前計画段階におけるより精度の高い作業予測用情報取得を目的として、 モーションキャプチャ技術を新たに用い、非放射線曝露環境下で模擬的に放射線曝露環境を再現することで、 計画毎の作業効率や総積算線量を評価可能とする手法を開発した。

### 2. 研究目的

本研究の目的は、非放射線曝露環境下においても現場と同等の放射線 環境を疑似的に再現し、作業計画毎の効率を事前評価可能とする手法の開発 にある。

### 3. 研究

本研究では、我々の所有する床面専用ロボットレーザー除染装置(図.1.) とその操作作業者の計画毎の作業効率と積算線量を同時評価した。

一例を図.2. に示したように、本研究では6m四方のモーション キャプチャエリア内に任意設定した空間線量領域(Field 1~3) 内で、作業計画に沿って操作した実際の軌跡データから、作業内容作 や線量分布毎の除染面積や装置・作業者両方の積算線量を自動積算 で取得している。

#### 4. 結論

作業計画毎に試行を行い、各計画における装置・作業者両方の 積算線量と、その変動率や作業効率データを同時取得することで、 事前計画の評価がより精度高く行えることとなった。



図.1. 床面専用ロボットレーザー 除染装置外観



<sup>\*</sup>Ryuichiro Yamagishi<sup>1</sup>, Naotoshi Kuwamuro<sup>1</sup>

<sup>&</sup>lt;sup>1</sup>The Wakasa Wan Energy Research Center

### 廃止措置知識マネジメントにおける知識表現 (1)意味ネットワークによる表現

Knowledge representation in decommissioning knowledge management

(1) Expression by semantic network

\*樽田 泰宜<sup>1,2</sup>,川崎 大介<sup>1</sup>,柳原 敏<sup>1</sup>,井口 幸弘<sup>1,2</sup>,香田 有哉<sup>2</sup>,友田 光一<sup>2</sup> <sup>1</sup>福井大学,<sup>2</sup>日本原子力研究開発機構

抄録 本研究は,廃止措置知識マネジメントにおける知識表現として,意味ネットワークに着目した.知識 マネジメントでは,情報管理だけでなく知識創造も内包しており,適切な知識表現は重要な課題である.今 回は,過去情報の表現に対して意味ネットワークやオントロジーから検討を行った.

キーワード:廃止措置,知識マネジメント,セマンティックウェブ,オントロジー

#### 1. 緒言

廃止措置では、建設や運転時の過去の情報を適切に活用することが求められているが、過去の情報はそれ ぞれ異なる書式や形式で保存されている.また、組織名称が変わるなど付加情報の変更は、情報の利活用の 障害でもある.本研究では、RDF(Resource Description Framework)[1]や意味ネットワークの考え方を用いて 情報と情報の意味を明記し、過去の情報や現在の情報に関連性を持たすことでこれらの解決を目指す.

### 2. 意味ネットワーク

意味ネットワークはセマンティックウェブとも呼ばれており,計算機のデータの可読性を高めて高度な情報のやり取りを実現しようとするものである.例えば,データに意味のタグ付けや,データ間に関係性を付加することが行われる.この考えを活用して,例えば,原子力発電所では多くの資料が扱われているが,廃止措置に移行で,組織名称の変更や作成者の帰属先の変更などにより資料の付加情報が変更されたりする. 組織Aで作成者Oが作成した資料Iの付加情報(またはタグ情報)として,作成機関はその時の組織名となるが,組織Aが組織Bに名称を変更した場合に,作成機関の名称に紐付けが行われていると組織Bに変更になる.さらに組織Bが組織Cに変更したり,作成者Oも併せて所属組織が変更したりすると,O氏が組織A,B,Cの複数いることになったりする.これは,計算機による可読性(検索性)の障害ともなる.これまで,著者らは廃止措置に関するオントロジーの構築を行ってきており,これを活用し,まず,人的ネットワークと過去の所属部署に関する知識表現としてロール概念[2]を適応し人の継続性について考察した.

### 3. 結論

ロール概念を用いることで、組織Aに所属しているO氏は、組織Aでの職員ロールを演じており、組織B やCに変更しても、そこでの職員ロールを演じるものと考える.このように考えると、O氏の連続性と組織 の非連続性を同時に扱えることになる.また、O氏がその他、作成した資料や情報に関しても、複数の課を 経験したり、運転員を経験していたりしても、ロール概念を用いることで解決できる.今後は、システム上 で同種の概念を活用するためのプラットフォームやその方策について検討する.

### 参考文献

[1] W3C, Resource Description Framework (RDF), https://www.w3.org/2001/sw/wiki/RDF, (2019年6月閲覧)

[2] 溝口理一郎, 2005, オントロジー工学, オーム社

\*Yasuyoshi Taruta<sup>1, 2</sup>, Daisuke Kawasaki<sup>1</sup> Satoshi Yanagihara<sup>1</sup>, Yukihiro Iguchi<sup>1,2</sup>, Yuya Kouda<sup>2</sup>, Koichi Tomoda<sup>2</sup>

<sup>1</sup>University of Fukui, <sup>2</sup>Japan Atomic Energy Agency.

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

### [2C04-07] Analysis, Scinario Evaluation and System Development 2

Chair:Eisuke John Minehara(LDD)

Thu. Sep 12, 2019 10:50 AM - 12:00 PM Room C (Common Education Bildg. 1F C13)

[2C04] Comparison of actual dismantling process costs of a nuclear fuel cycle facility with estimation results by the DECOST \*Nobuo Takahashi<sup>1</sup>, Takuya Kurosawa<sup>2</sup>, Yoshihiro Meguro<sup>1</sup> (1. JAEA, 2. NEL) 10:50 AM - 11:05 AM
[2C05] Optimization of decontamination and demolition of a reactor building and waste disposal \*Katsuyoshi Tsuchiya<sup>1</sup>, Daisuke Kawasaki<sup>1</sup>, Satoshi Yanagihara<sup>1</sup> (1. University of Fukui) 11:05 AM - 11:20 AM
[2C06] Schedule risk analysis for dismantling activities of core components in a decommissioning project \*Ryota Sugimoto<sup>1</sup>, Daisuke Kawasaki<sup>1</sup>, Satoshi Yanagihara<sup>1</sup> (1. FUKUI Univ.) 11:20 AM - 11:35 AM
[2C07] Effects of neutron-activation characteristics of reactor components on waste categorization

\*Kouhei Igarashi<sup>1</sup>, Daisuke Kawasaki<sup>1</sup>, Satoshi Yanagihara<sup>1</sup> (1. Fukui university ) 11:35 AM - 11:50 AM
### 解体実例に基づく核燃料サイクル施設の解体工程別費用と DECOST による見積り 結果との比較

Comparison of actual dismantling process costs of a nuclear fuel cycle facility with estimation results by the DECOST

> \*高橋 信雄<sup>1</sup>,黒澤 卓也<sup>2</sup>,目黒 義弘<sup>1</sup> <sup>1</sup>日本原子力研究開発機構,<sup>2</sup>原子力エンジニアリング株式会社

原子力機構における核燃料サイクル施設の解体実例に基づき、はつり費や設備解体費などの工程別費用を 整理した。また同施設の工程別費用を DECOST(原子力施設廃止措置費用簡易評価コード)を用いて見積も り、先の整理結果と比較した。比較結果から、DECOSTの工程別費用の見積もり精度などを評価した。 キーワード:廃止措置,費用見積,DECOST

1. 緒言: 我が国では、事業者が原子力施設の廃止措置費用を見積り、それを廃止措置実施方針に記載、公表 しなければならない。そのため原子力機構は、多種多様な原子力施設の解体費用を事前に簡易評価するため に開発してきた DECOST を用いて、各施設の廃止措置費用を見積っている。DECOST によって見積もられる 施設の総解体費用の精度は、動力試験炉(JPDR)解体実績等と比較し、それが-50~+100%の範囲であり、 AACE(American Association of Cost Engineering)が示す等級 Class5(概算見積り)に相当する評価法であることを 確認している。DECOST では解体費用をいくつかの評価項目に分け、各項目の費用をそれぞれ算出し、それ らを合計して総解体費用としている。しかし、これまでに各評価項目の精度を評価していない。そこで本発

表では、核燃料物質使用施設の解体実績データを基に、はつり費や機器解体費等の解体工程別の実費用を求め、DECOST

によって見積もった費用と比較し、その精度を評価した。 2. 検証手順: 対象施設の建屋解体が行われた平成 21 年から 25 年度までの 5 年間の工事契約 14 件の契約額を合わせて 解体の総実費用とした。この総実費用を、契約内容や参考見 積書を基に、DECOST 評価項目と合致するように、機器解体 費、はつり費等の直接的費用及び調査・計画費や諸経費等の 付帯的費用の計 11 項目の工程別費用に振分けた。その結果を DECOST による見積り値と比較した。

3. 比較結果:対象施設の解体総実費用と工程別実費用(左側) 及び DECOST による評価結果(右側)を棒グラフに整理したも のを図に示す。解体総実費用が約 2.9 億円に対し、DECOST に よる見積り値は約 3.9 億円であり、見積りの誤差は約+40%だ った。また工程別費用では、②機器解体費、⑥設備・資材費 及び⑨現場管理費等の7項目が Class5 を満たす精度であった が、③はつり費では見積りの誤差は約+660%であった。

4. 考察:比較結果から工程別費用についても DECOST が Class5 を概ね満足する評価法であることが確認できた。一方、 はつり作業に係る DECOST による見積り値は実費用よりも大 変に多く、見積りの誤差は約+660%となった。これは次の点 により両者の結果が乖離したためと考える。第一に、対象と



図 実費用と DECOST 評価結果との比較

した施設は汚染の程度が低く、はつり作業が表層剥離だけで完了している。他方、DECOSTによる評価では、 深層剥離費の約 2,500 万円が計上されている。第二に今回の総実費用には、年間役務契約で実施した廃止措 置の費用を含めていない。これは当該契約には施設の解体に直接係らない業務(施設管理等)も含まれており、 また、役務の費用を解体工程別費用の項目に振分けることができなかったことによる。しかし、当該契約の 中ではつり作業を行った記録が残されている。したがって、実際の③はつり費は振分け結果より大きかった 可能性がある。②機器解体費及び⑤建屋・構造物解体費は、DECOST の見積り値の方が実費用よりも小さか った。DECOST では、これら費用の計算に想定解体廃棄物量を用いるが、この想定物量が実際の解体廃棄物 量を約 30%少なかったため、過少評価となった。④放射能測定費は、DECOST の見積り値の方が実費用より も大きかった。ただし、測定作業に関する工事契約自体が少なく、③はつり費と同様に年間役務契約の中で いくらかの測定が実施されたと考えられる。⑧放射線管理費は、DECOST の見積り値の方が実費用より大き かった。実際の解体では管理区域解除後に建屋を解体しているが、DECOST では建屋解体後に規制解除を行 うとし、建家解体作業に伴う放射線管理費を計上したためと考える。

このように工事契約に基づき実費用を評価した場合、契約内容による実績データの不足が課題となる。ただし、より精緻にデータを収集することによって、その実費用と見積り値の差が小さくなると考えられることから、工程別費用でも DECOST は十分な精度を有する評価手法といえる。

\*Nobuo Takahashi<sup>1</sup>, Takuya Kurosawa<sup>2</sup> and Yoshihiro Meguro<sup>1</sup>

<sup>&</sup>lt;sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency, <sup>2</sup>Nuclear Engineering Ltd.

# 原子炉建屋の除染・解体・廃棄物処分の最適化 測定・除染のパラメータに対する費用の感度分析

Optimization of decontamination and demolition of a reactor building and waste disposal

Sensitivity of the costs to the parameters of measurement and decontamination

\*土屋 克嘉1, 川崎 大介1, 柳原 敏1

1福井大学

原子力発電所の廃止措置における除染・解体・廃棄物処分の費用を概算するモデルを作成し、測定及び除 染方法の最適化の検討を行った。対象となる床を分割した区画ごとに測定・除染することを想定し、区画分 割の細かさをパラメータとして、除染費用や測定費用、廃棄物の処分費用の感度分析を行った。

キーワード:廃止措置,最適化,除染費用,測定費用,処分費用

#### 1. 緒言

廃止措置計画を策定する上で、費用の見積もりとその低減方策は重要 な検討課題である。廃棄物処分費の低減には、汚染領域を過不足なく除 染して放射性廃棄物の発生量を抑えることが有用と考えられるが、一方 で汚染領域を正確に把握するために細かく測定を行うと測定の費用が 増加するとも考えられる。本研究では建屋の測定と除染の細かさと費用 に着目し、最適な測定・除染の方法を調べた。



#### 2. 検討方法

図1に示すように、円形の汚染がある建屋の床を測定・除染する作業 について検討した。面積 x<sup>2</sup> m<sup>2</sup>の各区画で1回ずつ測定を行い、1つの 区画内に汚染された領域がある場合にはその区画を除染し、汚染の無

い区画では除染を行わないものとした。除染ではコンクリ ート表面を 2.5 cm 斫ることとし、削り取られた部分は L3 廃 棄物として処分することを仮定した。

上記の測定、除染、処分に係る費用を、区画面積 x<sup>2</sup> m<sup>2</sup>を 変化させて計算し、各々の費用の区画面積に対する依存性 を確認した。それぞれの費用について、測定費用は測定回 数に、除染費用は除染する面積に、処分費用は L3 廃棄物の 物量にそれぞれ比例するとした。更にこれらの総費用を最 小とする区画面積を算出した。





図 2 区画面積に対する各費用の計算結果 (*L*=10 m, *r*=2 m)

#### 3. 結果

図2は区画面積の変化に対する各種費用の変化を示している。測定費用は区画面積に反比例する。一方、 除染費用と処分費用は除染する面積に比例するので大局的には1区画が狭いほど小さくなる傾向を示す。区 画面積 x<sup>2</sup> = 6.25 m<sup>2</sup> において除染費用と処分費用が小さいが、計算モデルにおける汚染領域の形状と位置 の取り扱い方に起因すると考えられ、任意の汚染状況に対して最適とは言えない。

#### 4. まとめ

汚染された床を測定・除染のための区画に分割し、測定、除染、処分に係る費用の区画面積に対する依存 性を確認した。発表では汚染領域の半径を任意に設定した検討結果を報告する。

\*Katsuyoshi Tsuchiya<sup>1</sup>, Daisuke Kawasaki<sup>1</sup> and Satoshi Yanagihara<sup>1</sup>, <sup>1</sup>University of Fukui

### 廃止措置工事の原子炉領域解体撤去に係る遅延リスクの検討

Schedule risk analysis for dismantling activities of core components in a decommissioning project

\*杉本 涼太 ʰ, 川崎 大介 ʰ, 柳原 敏 ʰ

1福井大学

動力試験炉(JPDR)の廃止措置工事で得られた作業データの分析を行い、炉内構造物、生体遮蔽などの遠隔 解体、建屋除染、建屋解体などの作業期間の分布を算出した。この結果に基づき、原子炉建屋解体の工程に ついて感度解析を行い、解体作業の条件が作業期間に及ぼす影響について検討を行った。

キーワード:廃止措置、人工数、工程遅延、炉心部機器、不確実性

1. はじめに 廃止措置工事の実施に当たっては、予め遅延リスクを含めた作業工程を策定することが重要 であり、このために作業期間の不確実性を見積もる必要がある。手作業で解体を行う在来工法による作業で は、作業人員を増やすことが作業期間の短縮に繋がり、作業人工数をもとに作業時間を見積もることができ る。一方、炉心部周辺における大型の遠隔機器を用いた解体作業では、作業時間が作業員の数に影響を受け ない。本研究では、原子炉建屋内主要機器・構造物を対象として解体作業に要する作業期間の計算モデルを 用いて、作業期間の不確実性評価を行った。これを用いて、作業計画に対して遅延リスクを検討した。

2. 検討方法 JPDR 作業データ<sup>[1]</sup>に対し作業時間算出モデル<sup>[2]</sup>を適用し、種々の作業に対して単位作業あ たりに必要な時間の期待値とその標準偏差を算出した。JPDR の切断回数を当てはめ、その作業にかかる時間 の期待値と標準偏差を算出した。続いて、過去の研究で用いたアルゴリズム<sup>[3]</sup>によって作業時間を作業日数に 変換し分布を得た。各々の作業にかかる作業日数の和の分布を評価した。在来工法による作業が行われる領 域と遠隔機器で解体される圧力容器の作業日数の見積もり結果を比較し、特徴を明らかにした。遅延リスク を念頭に置き、片側信頼区間をもとに作業工程を設定し、各々の作業に関して比較した。

3. 結果・考察 一例として、図1に JPDR の原子炉圧力 容器の切断作業に要する作業時間の分布を計算した結果を 示す。原子炉圧力容器の切断作業には平均して 28.5 時間を 要するが、+2 σ (標準偏差)だけ長く見積もるとさらに 4.7 時 間程度の作業時間を要する。

4. **まとめ** 原子炉建屋内主要機器・構造物を対象として 解体作業に要する作業期間の計算モデルを用いて、作業期 間の不確実性評価を行った。

#### 参考文献

- [1] 白石 他, JAERI-Data/Code 98-010, 1998.
- [2] 助川,他,COSMARD による BWR 型原子力発電所大・中・小型の解体作業に要する人工数の予測計算,NUPIC・JAERI, (1999)
- [3] 杉本,他,2018年秋の大会,1F09,2018.

\*Ryota Sugimoto<sup>1</sup>, Daisuke Kawasaki<sup>1</sup> and Satoshi Yanagiahara<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Fukui Univ.



図1 JPDR の原子炉圧力容器の切断作業時間の分布

### 原子炉機器の放射化特性が廃棄物のレベル区分に及ぼす影響

Effects of neutron-activation characteristics of reactor components on waste categorization

\*五十嵐 康平,川崎 大介,柳原 敏

#### 福井大学

廃止措置工事で発生する放射性廃棄物のレベル区分毎の重量を評価する為に、生体遮蔽体コンクリートの中に 含まれる核種濃度に注目して、中性子輸送、放射化計算を行い放射化廃棄物の特性評価をした。

キーワード 放射化計算、廃止措置、解体廃棄物、放射能濃度

#### 1.緒言

廃止措置計画の立案において解体廃棄物の放射能濃度を事前に把握することは重要である。本研究では、 1100MW 級 BWR の圧力容器や生体遮蔽コンクリート等における中性子輸送計算および放射化計算を行った。主 に、解体廃棄物中の放射性核種の濃度はその材料組成に依存するため、コンクリート中に含まれる主要な元 素、微量元素の含有量をパラメータにとり放射化計算を実施し、生体遮蔽コンクリートを構成する元素組成 の変化がレベル区分にどのように影響を与えるかを評価した。

#### 2. 検討方法

中性子輸送計算及び放射化計算にはそれぞれ Phits 及び D-Chain を用いた。計算の幾何体系は同心球状と し、運転年数は 40 年間、冷却期間は最大 50 年間とした。図1に計算の幾何体系を示す。NUREG[1]の元素濃 度変動範囲の最大値、最小値を用いて、熱遮蔽、生体遮蔽コンクリートの径方向の放射能濃度の分布を求め、 廃棄物のクリアランス可能性について検討した。

#### 3.結果

計算結果の例として、運転停止後(1,30 年後)の生体遮蔽体における Eu-152 濃度分布を図 2 に示す。 NUREG[1]での元素濃度では約 18cm 以降はクリアランスが可能である。主要元素の元素濃度を NUREG[1]を参 照し最も低くなるようにした場合全ての領域でクリアランスが可能となった。

#### 4.まとめ

NUREG で示されたコンクリートの元素組成最小値をとれば運転停止1年後でも生体遮蔽体はクリアランス が可能性であり、また最大値を用いても、30年後にはクリアランスが可能である。今後は、生体遮蔽体の上 部、下部またペデスタルの放射化計算を実施し、コンクリート構造物の位置毎のクリアランスの可能性につ いて検討をする。



### 図1計算に使用したジオメトリ 図2原子炉停止後(1,30年)の Eu152の放射能濃度の空間分布 参考文献: [1]NUREG\_CR-3474\_Long-lived Activation Products in reactor Materials

\*Kouhei Igarashii Daisuke Kawasaki and Satoshi Yanagihara,1

<sup>1</sup>University of FUKUI.

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

# [2C08-11] Decommissioning Technology for Fukushima 1

Chair:Masashi Tezuka(JAEA)

Thu. Sep 12, 2019 2:45 PM - 3:50 PM Room C (Common Education Bildg. 1F C13)

[2C08] Analysis of environments of fuel debris formation with zircon generated by MCCI

\*Toru Kitagaki<sup>1</sup>, Kenji Horie<sup>2</sup>, Mami Takehara<sup>2</sup>, Toshihiko Ohnuki<sup>1,3</sup> (1. JAEA, 2. NIPR, 3. Tokyo Tech)

2:45 PM - 3:00 PM

# [2C09] Development of laser decontamination method in flange tank disassembly

\*Naoki Maeshiro<sup>1</sup>, Tomohiro Ogawa<sup>1</sup>, Nobushige Sasaki<sup>1</sup>, Haruo Nagamine<sup>2</sup>, Ryohei Takeuchi<sup>2</sup>, Hiroshi Nakamura<sup>3</sup> (1. TEPCO HD, 2. TAISEI, 3. TOYO UNION) 3:00 PM - 3:15 PM

# [2C10] On-site Fukushima fuel debris contents analysis and criticality control by Portable X-ray/Neutron Sources

\*Mitsuru Uesaka<sup>1</sup>, Yuki Mitsuya<sup>1</sup>, Tomooki Shiba<sup>2</sup> (1. University of Tokyo, Nuclear Professional School, 2. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

[2C11] Development of hydrogels as coating materials for prevention of radioactive dust dispersion during fuel debris retrieval work \*Kohki Hibino<sup>1</sup>, Yoko Akiyama<sup>1</sup>, Yuji Ohishi<sup>1</sup>, Hiroaki Muta<sup>1</sup> (1. Osaka Univ.) 3:30 PM - 3:45 PM

# MCCI により生成したジルコンを用いた燃料デブリの生成環境の解析 (1) MCCI 時の温度、組成によるジルコン生成への影響

Analysis of environments of fuel debris formation with zircon generated by MCCI

(1) Effect of temperature and composition on zircon generated by MCCI

\*北垣 徹<sup>1</sup>, 堀江 憲路<sup>2</sup>, 竹原 真美<sup>2</sup>, 大貫 敏彦<sup>1,3</sup>

1日本原子力研究開発機構,2国立極地研究所,3東京工業大学

福島第一原子力発電所(1F)事故時の溶融燃料とコンクリートの相互作用(MCCI)で生成した ZrSiO<sub>4</sub>(ジ ルコン)を用いた、MCCIにより生成する溶融プールの環境条件の推移を解析する手法の開発の一環として、 種々の条件下で U を含まない模擬 MCCI 生成物を作製し、ジルコンの生成状態を確認した。

キーワード:福島第一原子力発電所事故,燃料デブリ,ジルコン,結晶成長, MCCI

#### 1. 緒言

MCCI により生成する溶融プール中において、ジルコンは地質環境と同様に、溶融プールの温度に応じて Ti、酸素分圧に応じて Ce 等を取り込み結晶成長すると推定しており、本特性を用いて、MCCI 生成物中のジ ルコンに含まれる Ti や Ce 等の濃度分布から、1F 事故時の溶融プール中の温度や酸素分圧の推移を解析す る手法を開発している。本研究の一環として、ここでは 1F の MCCI 条件を想定した U 以外の炉心材料及び コンクリート材料組成の下、加熱温度、SiO<sub>2</sub>に対する ZrO<sub>2</sub>の割合(ZrO<sub>2</sub> / SiO<sub>2</sub>)をパラメータとして模擬 MCCI 生成物を作製、生成相や微細組織を確認し、これらによるジルコン生成への影響を確認した。

#### 2. 実験方法

IFの MCCI 生成物の組成を想定した U 以外の炉心材料及びコンクリート材料組成の下、加熱雰囲気を大 気雰囲気とし、1000~1500℃までの間の 100℃毎の温度条件で 5 時間程度ずつ加熱、ZrO<sub>2</sub>/SiO<sub>2</sub>を物質量比で 1/20、1/5、1/2 とした原料粉末を用いて模擬 MCCI 生成物を作製した後、作製した試料の樹脂埋め・切断・ 鏡面研磨を行った。また、生成相の特定のため、SEM/EDS を用いて鏡面研磨した試料断面の微細組織観察や 生成相の元素組成分析を行うとともに、粉末 X 線回折装置を用いた結晶構造解析を実施した。

#### 3. 実験結果及び考察

1000~1200℃で加熱した試料に有意な溶融は認められず、1300~1500℃で加熱した試料は有意に溶融し、右 下図に示す様にジルコン結晶の生成を確認した。熱力学平衡計算により推定した本実験の組成のコンクリー ト相の固相温度は1160℃であったことから、1200℃以下ではコンクリート相の溶融が限られるか、溶融しな

かったと考えられる。1300~1500°Cの温度域において、温度に より異なる生成相を確認したが、ジルコン生成への影響につい ては確認されなかった。1300~1500°Cで加熱し、 $ZrO_2 / SiO_2$ が 1/20の試料中で確認されたジルコンは、高  $ZrO_2$  濃度条件と比 べて結晶の角は丸く、結晶同士の固着具合が大きい傾向にあっ た。また、ジルコン中には  $ZrO_2$ の結晶粒が含まれ、 $ZrO_2/SiO_2$ が 1/20、1/5の試料では、確認された  $ZrO_2$ はすべてジルコン中 に含まれていたことから、ジルコンは  $ZrO_2$ を結晶核として成 長したと考える。ジルコン中に含まれる Al、Ca、Fe の含有割合 と、温度や  $ZrO_2 / SiO_2$ の相関は確認されなかった。



図 模擬 MCCI 生成物断面の反射電子像 (ZrO<sub>2</sub> / SiO<sub>2</sub> = 1/5、大気雰囲気、1400℃、 5時間加熱)

\*Toru Kitagaki<sup>1</sup>, Kenji Horie<sup>2</sup>, Mami Takehara<sup>2</sup> and Toshihiko Ohnuki<sup>1,3</sup>

<sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency, <sup>2</sup>National Institute of Polar Research, <sup>3</sup>Tokyo Institute of Technology

### フランジタンク解体におけるレーザー除染工法の開発

Development of laser decontamination method in flange tank disassembly

\*前城 直輝<sup>1</sup>,小川 智広<sup>1</sup>,佐々木 辰茂<sup>1</sup>,竹内 良平<sup>2</sup>,長峰 春夫<sup>2</sup>,中村 弘<sup>3</sup> <sup>1</sup>東京電力ホールディングス株式会社,<sup>2</sup>大成建設株式会社,<sup>3</sup>株式会社東洋ユニオン

フランジタンクの解体作業では、放射性物質を含んだダストの飛散抑制のため、事前にタンク内面を塗装 することにより、遊離性のある放射性物質を固着させている.本発表では、これまで実施してきた塗装の代 替工法として、フランジタンク内面に付着した放射性物質をレーザー照射により除去・除染する工法を開発 したので報告する.

キーワード:レーザー,除染,放射性物質,フランジタンク,ダスト飛散抑制

#### 1. 緒言

フランジタンク解体時のダスト飛散抑制や作業員の被ばく低減,除染 作業の効率化等を目的として,フランジタンク解体前に放射性物質と防 食塗装を除去する自動制御が可能なレーザー除染工法を開発した.

#### 2. レーザー除染工法の開発

#### 2-1. レーザー除染工法の検討

フランジタンク解体時の放射性物質の飛散抑制対策,作業員の被ばく 低減,除染作業(スチールブラスト)の軽減を目的として,フランジタ

ンク解体前に内面を除染する工法として、二次廃棄物の発生が抑制でき、無人施工の実現について可能性が 高い、レーザーによる除染工法の適用性を検討することとした.

#### 2-1. コールド試験

レーザーによる効果的な塗装除去方法を確認するために、ファイバーレーザーの連続発振方式によりコー ルド試験を実施した.実際のタンクと同じ鋼板(SS400)に防食塗装であるタールエポキシ樹脂を塗装した試 験片を使用し、パラメータ(レーザー出力・走査速度・走査回数等)の組合せを試験し選定した.

#### 2-2. ホット試験

レーザーによる除染効果を確認するために、実際のフランジタンクの解体片から切り出した試験片を使用 し、コールド試験と同様のパラメータ試験を行った.付着物等の影響により試験片の性状がコールド試験と は異なっていたため、最適なパラメータを設定し直した.ホット試験の結果、除染係数(DF 値)10~1000 を 得た.また、壁面を除染したことで作業員の被ばく低減も図ることができた.更に、試験で得られた結果を 踏まえた専用のレーザー照射・除去物回収装置や遠隔操作システムを開発した.(特許出願番号 2018-139336).

#### 2-3. 飛散物の回収

レーザーを照射した際に発生する放射性物質を含んだ飛散物(ダスト)については、フィルタ付きの集塵 装置にて回収を行った.飛散物の回収状況については、微粒子可視化試験および高速度カメラ試験にて回収 状況の確認行い、風量を調整することで設置した回収フードにより十分に回収できることを確認した.

#### 3. 結論

レーザー除染工法については、これまで実施してきた試験により効果のある工法であることが確認された. 今後は、試験にて得られた課題を解決し、様々な廃炉事業への適用に向けて取り組んでいきたい.

\*Naoki Maeshiro<sup>1</sup>, Tomohiro Ogawa<sup>1</sup>, Nobushige Sasaki<sup>1</sup>, Ryohei Takeuchi<sup>2</sup>, Haruo Nagamine<sup>2</sup> and Hiroshi Nakamura<sup>3</sup>



<sup>&</sup>lt;sup>1</sup> Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc., <sup>2</sup> Taisei Corporation., <sup>2</sup> Toyo Union Co, Ltd.

### 可搬型 X線・中性子源による福島燃料デブリその場成分分析・臨界安全管理

On-site Fukushima fuel debris contents analysis and criticality control

by Portable X-ray/Neutron Sources

\*上坂 充<sup>1</sup>,三津谷有貴<sup>1</sup>,芝 知宙<sup>2</sup>

1東京大学大学院工学系研究科原子力専攻,2日本原子力研究開発機構

可搬型 950keV/3.95MeVX バンド(9.3GHz)電子ライナック X 線・中性子源による並進 X 線 CT と中性子 共鳴吸収測定によって、福島燃料デブリ中の U/Pu 濃度を数%精度でその場迅速に評価できるシステム を開発中である。結果をデータクリギング法によって、炉内成分分布作成にも適用する。

キーワード:可搬型 950keV/3.95MeVX バンド電子ライナック X 線・中性子源、福島燃料デブリ、そ

の場成分分析、臨界安全管理

#### 1. 緒言

2021 年頃から始まるであろう燃料デブリの取り出し に備え、その場での迅速な性状分析、臨界安全管理のた めの U/Pu 濃度の評価法の開発を、文科省「英知を結集し た原子力科学技術・人材育成推進事業廃炉加速化研究プ ログラム」(H29-R1)で実施中である。

#### 2.2 色 X 線 CT による元素識別

現在 950keV/3.95MeV 電子ライナック X 線を使っ た 2 色 X 線分析で、Fe と Pd (U/Pu の模擬)による模 擬試料で X 線減弱係数比と原子番号との校正関係を 取得した。厚さが数 mm 異なっても両者の識別に成功 した。CT 画像も取得した。ここで透過法と様々な CT 再構成法での、同じ元素でも X 線減弱係数と CT 値 に違いが出ることが明確になった。

#### 3. 中性子共鳴吸収による U/Pu の識別

U/Pu 同位体の模擬元素としてそれぞれ W/In を使い、 3.95MeV 電子ライナック中性子源による 4mTOF 体系 にて、中性子共鳴吸収を測定できた。中性子強度から、

Attenuation coefficient ratio (950 keV/3.95 MeV)

#### 図 1 950keV/3.95MeV2 色 X 線分析による

#### Fe/Pb(U/Pu の模擬)



図 2 3.95MeV 中性子源による In(U の模擬) と W(Pu の模擬)の 4mTOF 中性子共鳴

20mm x 20mm x 2mm の W/In の積層試料で中性子吸収スペクトル取得に2時間掛かった。

#### 4. 今後の展開

2 色 X 線分析につき、透過法と様々な CT 再構成法での、X 線減弱係数と CT 値に違いの原因と補正方 法を明確にする。中性子共鳴吸収測定につき、検出効率の向上と測定時間の短縮を目指す。共同研究先 の University of Sheffield にて天然 U 入り模擬デブリを作成中で、11 月に東大東海に輸送される。そ れを用いて、2 色 X 線 CT と中性子共鳴吸収の原理実証を、今年度中に行う。

<sup>1</sup>UTokyo, <sup>2</sup>JAEA.

<sup>\*</sup>Mitsuru Uesaka<sup>1</sup>, Yuki Mitsuya<sup>1</sup>, Tomooki Shiba<sup>1</sup>

# 燃料デブリ取り出し時における 放射性ダスト飛散防止のためのゲル状充填材の開発

Development of hydrogels as coating materials

for prevention of radioactive dust dispersion during fuel debris retrieval work

\*日比野 航己<sup>1</sup>, 秋山 庸子<sup>1</sup>, 大石 佑治<sup>1</sup>, 牟田 浩明<sup>1</sup>

1大阪大学

本研究では、ゲル状物質を燃料デブリ上に塗布することにより、取り出し作業時に生じる放射性ダスト 拡散抑制を検討した。ゲル状物質の放射線照射試験前後における各種物性測定およびダスト抑制効果の検証 を行った。

キーワード:粘土鉱物ハイドロゲル,放射性ダスト

#### 1. 緒言

福島第一原子力発電所の炉内に生じた燃料デブリ取り出し手法の検討が精力的に行われている。この取り 出し作業には多くの技術的課題<sup>[1]</sup>があり、中でも重要課題として、作業時に生じるα核種を含む放射性ダス トの拡散抑制、作業者の被ばく量の低減が挙げられる。本研究ではゲル状物質を燃料デブリ上に塗布するこ とによるダスト拡散抑制を検討した。

#### 2. 実験方法

ゲル状物質として、層状粘土鉱物ハイドロゲルおよび有機高分子化合物を添加した複合ハイドロゲルを作 製した。作製したゲルに吸収線量が3MGyとなるようにγ線照射試験を行った。各種基礎物性として、γ線照 射前後における試料の粘度、透視度、熱的安定性、熱伝導率の評価を行った。またゲル状充填材によるダス ト抑制効果検証の為、切削模擬試験を行った。

#### 3. 結果

作製ゲルの粘性測定結果を図1に示す。静止時(低剪断率)において高粘度、切削時(高剪断率)において低粘度となるチキソトロピー性が確認された。切削模擬試験後外観を図2に示す。切削中に発生した模擬 デブリ(耐火レンガ)の切削屑や模擬堆積物(Fe<sub>3</sub>O<sub>4</sub>粉末)の飛散をゲル層で大幅に抑えることが出来た。





図2 切削模擬試験外観

※ 本研究発表は、英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業「燃料デブリ取り出しを容易にするゲル状充填材の開発」の成果の 一部を含む。

#### 参考文献

[1] 日本原子力開発機構: "廃炉基盤研究プラットフォーム運営会議で示された廃炉に関する基礎・基盤研究の課題リスト",2018年2月26日

\*Kohki Hibino<sup>1</sup>, Yoko Akiyama<sup>1</sup>, Yuji Ohishi<sup>1</sup> and Hiroaki Muta<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Osaka Univ.

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

# [2C12-18] Dismantling and Decontamination Technology

Chair:Mitsuru Uesaka(Univ. of Tokyo)

Thu. Sep 12, 2019 3:50 PM - 5:40 PM Room C (Common Education Bildg. 1F C13)

[2C12] Technology Demonstration for Sampling of Fugen Reactor Core Components

> \*Goro Soejima<sup>1</sup>, Hiroki Iwai<sup>1</sup>, Hirokazu Hayashi<sup>1</sup>, Yasuyuki Nakamura<sup>1</sup> (1. JAEA) 3:50 PM - 4:05 PM

[2C13] Technology Demonstration for Sampling of Fugen Reactor Core Components

> \*Hiroki IWAI<sup>1</sup>, Goro SOEJIMA<sup>1</sup>, Yuto AWATANI<sup>1</sup>, Yuta MIYAMOTO<sup>1</sup> (1. JAEA) 4:05 PM - 4:20 PM

- [2C14] Dust and Penetrated Beam during Laser Cutting for Stainless Steel \*Seiji Ando<sup>1</sup>, Haruhiko Kadowaki<sup>1</sup>, Ryoya Ishigami<sup>1</sup> (1. WERC) 4:20 PM - 4:35 PM
- [2C15] Dust and Penetrated Beam during Laser Cutting for Stainless Steel \*Haruhiko KADOWAKI<sup>1</sup>, Ryoya ISHIGAMI<sup>1</sup>, Seiji ANDO<sup>1</sup> (1. WERC) 4:35 PM - 4:50 PM
- [2C16] Development of wiping decontamination technology using gel \*Takeyoshi Sunagawa<sup>1</sup>, Yutaro Aoki<sup>1</sup>, Tomohisa Goto<sup>2</sup> (1. FUT, 2. TAIHEI DENGYO) 4:50 PM - 5:05 PM
- [2C17] Study on Applicability of Laser Coating Removal Technique to Nuclear Power Plant

inagaki hiromitsu<sup>1</sup>, matsui kazuo<sup>1</sup>, \*takayuki utsushikawa<sup>2</sup>, hiroe fujita<sup>2</sup>, takashi kurebayashi<sup>2</sup>, kazuaki tomizawa<sup>3</sup>, kazuhisa fujita<sup>4</sup> (1. Chubu Electric Power Co.,, 2. Japan Environment Research Co.,, 3. Toyokoh Co.,, 4. Graduate school for the Creation of New Photonics Industries)

5:05 PM - 5:20 PM

[2C18] Performances of the Laser Decontamination and Peeling Machine with A Gun Type Nozzle and Vacuum Collector

\*Eisuke John Minehara<sup>1</sup> (1. LDD Corporation) 5:20 PM - 5:35 PM

### 「ふげん」原子炉構造材からの試料採取技術実証 (1)炉内試料採取及び分析計画

Technology Demonstration for Sampling of Fugen Reactor Core Components (1) Plan for Sampling of Reactor Core Components and Radionuclide Analysis \*副島 吾郎<sup>1</sup>, 岩井 紘基<sup>1</sup>, 林 宏一<sup>1</sup>, 中村 保之<sup>1</sup>

<sup>1</sup>JAEA

「ふげん」では、今後の原子炉解体のために設置する遠隔解体装置の仕様設計、廃棄体化処理等に影響を 与える原子炉本体の放射能インベントリ評価の精度向上を目的に、原子炉構造材から試料を採取し、核種分 析を行うまでの一連の計画を立案した。現在も計画に基づき作業を進めており、今後は採取した試料の分析 等を実施する予定である。

キーワード:廃止措置、ふげん、試料採取、インベントリ、核種分析

#### 1. 緒言

「ふげん」の原子炉本体は、約25年間の運転による中性子照射により、炉心部の放射能レベルが比較的高いことから、被ばくの低減等を考慮して水中遠隔解体する計画である。これまで、原子炉本体の放射能インベントリ評価は、汎用の評価コードを用いた放射化計算により実施してきているが、原子炉の遠隔解体装置の仕様設計、廃棄体化処理等に大きな影響を与えることから、BWRやPWRと異なりATRである「ふげん」は実分析データが少ない背景も踏まえて、実機構造材から試料を採取し、核種分析により放射能濃度分布を確認するとともに、これまでの放射化計算結果と比較評価することで、その妥当性を確認する必要がある。

#### 2. 炉内試料採取及び分析計画

上記の目的のため、原子炉構造材から遠隔で試料を採取する装置を製作し、モックアップにより採取手順 の検証及び習熟訓練を経て実機から試料を採取し、核種分析を行うまでの計画を立案した。

#### (1) 炉内試料採取計画

炉内試料採取計画では、原子炉本体を構成する主要構造材として、 ①圧力管、②カランドリア管、③炉心タンク、④制御棒案内管及び⑤防振 板を対象構造材として選択するとともに、解析した中性子束分布を考慮し た上で試料の採取位置を決定した(図 1)。

試料採取装置については、原子炉本体の構造を考慮し、構造材①、②に ついては原子炉本体の下部挿入型、構造材③、④、⑤については原子炉本 体の側部挿入型の試料採取装置を適用することとした。また、いずれの構 造材に対しても炉内へのアクセス配管内に装置を通して試料採取位置に 移動する必要があることから、装置の基本構造は長尺の竿状であり、伸縮 機構や屈曲、回転機構を持つ部位から構成する設計とした。なお、試料を 採取する刃物については、試料の分析に影響を与えないように熱を使用し ない機械的切断工具を採用した。

試料採取は、2015年度までに装置の設計、開発を完了し、その後モック アップによる習熟訓練等を行った上で2017年度に作業用足場の設置及び 
 ③射御棹案内管
 ③厉坂板

 ④射御棹案内管
 ③炉心タンク

 梁取範囲
 ○

 ○
 ●

 ●
 ●

 ●
 ●

 ●
 ●

 ●
 ●

 ●
 ●

 ●
 ●

 ●
 ●

 ●
 ●

 ●
 ●

 ●
 ●

 ●
 ●

 ●
 ●

 ●
 ●

 ●
 ●

 ●
 ●

 ●
 ●

 ●
 ●

 ●
 ●

 ●
 ●

 ●
 ●

 ●
 ●

 ●
 ●

 ●
 ●

 ●

 ●

図1 試料採取位置

装置の移設等の作業準備に着手し 2018 年度に圧力管の試料採取を開始した。

#### (2)試料の分析計画

採取した試料は、機構内外の分析施設にて、余裕深度処分の観点から重要と想定される核種(参考文献[2]) や、「ふげん」廃止措置計画における評価対象核種等を考慮した上で、放射能インベントリ評価上で重要と考 えられる核種を対象とした放射核種分析に供する計画である。

#### 3. 今後の試料採取・分析計画

2018 年度から 2019 年度にかけて圧力管から試料を採取した。その後、原子炉側部からの試料採取のため にモックアップ試験により習熟訓練等を経て、2020 年度にかけて圧力管を除く原子炉本体の主要構造材から 試料を採取し、採取した試料は「ふげん」内で簡易的にγ線核種分析を行うとともに、機構内外の分析施設 にて放射化学分析に供する。これらの成果や経験、得られたデータを基に、原子炉解体に向けた計画に反映 する計画である。

#### 参考文献

[1] JAEA 岩井 紘基 他、「『ふげん』 原子炉解体に係る技術開発 その2(1) 試料採取計画及び原子炉解体要素技術実証計画」日本原子力学会2016年秋の大会 2C10

[2] 公益財団法人 原子力環境整備促進・資金管理センター「余裕深度処分対象廃棄物の核種分析手法の評価について」 平成 27 年 3 月

\*Goro Soejima<sup>1</sup>, Hiroki Iwai<sup>1</sup>, Hirokazu Hayashi<sup>1</sup> and Yasuyuki Nakamura<sup>1</sup> <sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency

# 「ふげん」原子炉構造材からの試料採取技術実証 (2)炉内試料採取装置を用いた試料採取状況

Technology Demonstration for Sampling of Fugen Reactor Core Components

(2) Current Status of Sampling for Reactor Core by using Remote Sampling Device

\*岩井 紘基1, 副島 吾郎1, 粟谷 悠人1, 宮本 勇太1

#### <sup>1</sup>JAEA

「ふげん」原子炉遠隔解体及び放射性廃棄物の処理・処分に向けて原子炉構造材からの試料採取を実施す る計画であり、専用の遠隔試料採取装置を開発・製作した。開発した装置による原子炉下部からの圧力管試 料採取のためのモックアップ試験及び実機材からの試料採取作業状況について報告する。

キーワード:廃止措置、ふげん、遠隔、試料採取装置

### 1. 緒言

「ふげん」の原子炉構造材から試料採取を実施するため、原子炉本体へのアクセスに接続配管を活用した 遠隔試料採取装置の開発・製作を行った。開発した装置は下部挿入型と側部挿入型の2種類となっており、 採取する構造材毎に専用となる先端試料採取部以外を共有化した装置である。本装置を用いた試料採取を安 全かつ確実に実施するため、モックアップ試験を行い、実試料採取に着手した。

#### 2. 原子炉下部からの圧力管試料採取

#### 2-1. モックアップ試験

圧力管等を採取するための下部挿入型試料採取装置のモックアップ試験では、想定される一連の作業を模 擬した試験を実施した。この間、実試料採取における汚染拡大防止のための養生や装置運転条件設定及び各 工程における作業時間等のデータ取得の観点で試行を繰返し、作業員の習熟度向上を図るとともに装置の一 部改良も実施し、安全かつ確実な作業が可能な見通しを確認できたことから、実機からの試料採取作業に着 手した。

#### 2-2. 炉内試料採取作業

実機材の試料採取に当たり、系内に残留した炉水を回収しつつ圧力 管下部に設置された閉止栓を取外した後、試料採取装置を炉下部に設 置した。試料採取装置を挿入し、図1のように機械的な工法により採 取した φ 22.5mmの円板形試料は、採取用刃物に収まった状態で炉内か ら取出し、装置の回収機構により試料及び切粉を回収した。

圧力管からの試料採取計画箇所は、中性子束の分布を考慮し、原子 炉の中心部及び外周部の圧力管 2 本について、それぞれ上端部、中央 部、下端部の 3 箇所としており、現在までに採取した試料のうち最大 表面線量率の試料は、中央部の 12.5mSv/h であった。

#### 2-3. 採取試料の分析

採取試料の分析として、現在、「ふげん」内において図2に示すよう な回収した試料のうち、切粉について Ge 半導体検出器による比較的検 出・定量が容易なγ放射体の簡易測定を進めている。

#### 3. 今後の計画

今後、原子炉下部からの試料採取作業を継続し、原子炉側部からの 試料採取による炉内構造材のデータ蓄積を図るとともに、原子炉の遠 隔解体及び放射性廃棄物の処理・処分に向けた放射化学分析等による 詳細な核種分析を実施する計画である。



図1 圧力管からの試料採取状況



(a)円板形試料(b)切粉試料図2回収した圧力管試料

#### 参考文献

[1] JAEA 岩井 紘基他、「ふげん」原子炉解体に係る技術開発その 2 (1) 試料採取計画及び原子炉解体要素技術実証計 画 日本原子力学会 2016 年秋の大会 2C10

\*Hiroki Iwai<sup>1</sup>, Goro Soejima<sup>1</sup>, Yuto Awatani<sup>1</sup> and Yuta Miyamoto<sup>1</sup>
<sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency

# ステンレス鋼のレーザー切断における粉じんと貫通光 (1) 粉じん粒径分布

Dust and Penetrated Beam during Laser Cutting for Stainless Steel (1) Particle Sze Distribution of Dust \*安藤 静治<sup>1</sup>, 門脇 春彦<sup>1</sup>, 石神 龍哉<sup>1</sup> <sup>1</sup>若狭湾エネ研

厚さ25mmのステンレス鋼を試料とし、出力を2.5kW~10kWに設定したファイバーレーザーを用いてレー ザー切断した。この切断時に発生した粉じんの粒径分布の経時変化を測定し、切断中と切断後の粉じんの粒 径プロファイルが異なる事が分かった。

キーワード:廃止措置、レーザー切断、粉じん、粒径分布

#### 1. 緒言

原子炉施設の廃止措置においてレーザー切断工法を安全に運用するための検討として、機器・配管の材料 として使用されるステンレス鋼のレーザー切断を実施し、切断で発生する粉じんの粒径分布を測定した。

#### 2. 実験

厚さ 25 mm の SUS304 を試料に用い、レーザー出力 2.5 kW~10 kW、切断速度 10 mm/min~200 mm/min、 アシストガス Air 300 L/min~600 L/min の条件で切断した。環境中の粉じん濃度は TSI 製 Nanoscan SMP3910 (粒径分布 10 nm~420 nm)および高濃度パーティクルカウンターOP3330(0.3 μm~10 μm)を用いて測定した。

#### 3. 結果・考察

出力 10 kW で切断した場合の粉じん粒径分布の経時変化を図 1 示す。切断中は 36 nm 付近と 154 nm 付近 中心とする粉じん濃度ピークが見られた。切断後は 205 nm を中心とするブロードピークとなり、時間ととも にピークの高さは低下した。この粉じんの粒径プロファイルの経時変化は、本試験で設定した切断条件にお いて同様の結果を示した。

切断中と切断後の粉じん粒径プロファイルが異なる現 象について、粉じんの発生メカニズムが異なることに起 因すると考えられる。切断中の粉じんに見られる粒径 36 nm 前後の粒子は、レーザーの高エネルギーによって照射 部の一部が金属蒸気になり、これが凝固したものと推察 される。154 nm 前後の粒子は溶融部がアシストガスによ って吹き飛ばされて生成したスパッタ等のうちの、微小 な飛沫成分である可能性が考えられる。また、切断後に継 続して観測される粉じんについては、切断試料の残熱お よび酸化反応熱を熱源として発生する金属煙であると考 えられる。



#### 謝辞

本研究は国立研究開発法人日本原子力研究開発機構施設供用制度を利用し実施したものである。

\*Seiji Ando<sup>1</sup>, Haruhiko Kadowaki<sup>1</sup> and Ryoya Ishigami<sup>1</sup>

<sup>1</sup>WERC

# ステンレス鋼のレーザー切断における粉じんと貫通光 (2) 水ミスト散布による粉じんと貫通光の抑制

Dust and Penetrated Beam during Laser Cutting for Stainless Steel

(2) Reduction of Dust and Penetrated Beam by Water Mist Spraying

\*門脇 春彦<sup>1</sup>, 石神 龍哉<sup>1</sup>, 安藤 静治<sup>1</sup>

1若狭湾エネ研

環境中に水ミストを散布し、ステンレス鋼のレーザー切断を行った。水ミストによって比較的大きい粉じん 濃度が減少したこと、および、貫通光の強度が低減したことを確認した。

キーワード:廃止措置、レーザー切断、粉じん、粒径分布、貫通光

#### 1. 緒言

原子炉施設の廃止措置においてレーザー切断工法を安全に運用するための検討として、本試験では切断環 境中に水ミストを散布することで、環境中粉じん濃度の低減とレーザー貫通光の強度低減を試みた。

#### 2. 実験

レーザー出力を 2.5 kW ~ 10 kW、アシストガス流量を 300 L/min ~ 600 L/min とし、厚さ 25 mm の SUS304 鋼をレーザー切断した。水ミストについて霧のいけうち製 AKIMist" E"を用い、噴射圧力 0.5 MPa で切断環 境中に散布した。環境中粉じん濃度は TSI 製 Nanoscan SMPS3910(粒径分布 10 nm ~ 420 nm) および高濃度 パーティクルカウンターOPS3330(0.3  $\mu$ m ~ 10  $\mu$ m)を用いて測定した。レーザー貫通光についてレーザー出 力とダンパーブロックの溶損量の検量線を作成し、切断試験におけるブロックの溶損量から貫通光の強度を 評価した。

#### 3. 結果·考察

切断環境中に水ミストを散布したレーザー切断において、粒 径約 0.3 μm の粉じん濃度が顕著に減少したことを確認した。 図1に水ミスト散布の有無の違いによる、レーザー貫通光の強 度の比較を示す。水ミストが無い場合、貫通光の強度は1.1 kW と評価されたが、水ミストを散布すると 0.6 kW に低減した。 さらにアシストガス流量を 600 L/min から 300 L/min に減少さ せると貫通光強度は測定下限未満まで低減した。これらの結果 から、水ミストは貫通光の低減に効果があることが示された。 また図 1C の結果について、アシストガスはレーザー光軸上か



らミストを除去する効果があるため、これを減少させることによって環境中のミストが維持されて貫通光の 分散効果が保持されたことが考えられる。

切断対象物の後方 50 cm の位置に厚さ 1.9 mm のジルコニウム合金配管を配置し、水ミストを散布して切断 試験を行った。貫通光が 1 min 照射された状況において、当該配管が破損しないことを確認した。

#### 謝辞

本研究は国立研究開発法人日本原子力研究開発機構施設供用制度を利用し実施したものである。

\*Haruhiko Kadowaki<sup>1</sup>, Ryoya Ishigami<sup>1</sup> and Seiji Ando<sup>1</sup>

<sup>1</sup>WERC

### ゲルを用いた拭き取り除染技術の開発

Development of wiping decontamination technology using gel

\*砂川 武義<sup>1</sup>, 青木 祐太郎<sup>1</sup>, 五嶋 智久<sup>2</sup>

<sup>1</sup>.福井工大,<sup>2</sup>.太平電業

従来、原子力プラントの廃止措置における除染作業において、濡れウエスを使用して拭き取り行っている。 本研究は、拭き取り除染に使用可能なゲルを作製し、拭き取り除染後の廃棄物を減容できる技術開発を試み た。

キーワード:廃止措置,除染,廃棄物,ゲル

#### 1. 緒言

2019年7月の時点で、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、設置年数が40年を超 える高経年化プラントが7基、運転停止となり廃止措置に移るプラントが5基である。従来、原子力プラン トの廃止措置における除染作業は、濡れウエスを使用して拭き取り行っている。本グループは、廃止措置に おける廃棄物の減容化及び拭き取り除染における効率化を目的に、濡れウエスに代わる手法の検討を行った。

プラント内における拭き取り除染技術の検討において、現場の意見を取り入れ 1. 汚染物の拭き取りにおいて汚染を広げない、2.人体の対して安全である。3.作製及 び取り扱いが容易である。4.拭き取り対象物に化学的影響を与えない。5. 廃棄物を 減容化できる。以上5点を重要項目とした。これらの項目を満たす手法として、ゲル を用いた拭き取り除染を考案した。本研究において開発したゲルは、ゲル全体の約 96%が水であるであり、天然植物由来の多糖類を母材とし、ホウ砂及び単糖からなる 架橋剤を用いてゲル化する独自のものである。本ゲルの特徴は、天然植物由来の多糖 類が母材であるため、プラスチックや金属との親和性が非常に低く、焼却処理におい てカーボンニュートラルである。

#### 2. 実験

ゲルを用いた汚染物の拭き取りを確認するために、ポリプロピレン製プッシュバイ アル(ケニス社製 PV-30)の表面に汚染物に見立てた水性蛍光塗料を塗り、ゲルで拭 き取りを行った。ここで、汚染物の観察は、紫外線ボックス(ケニス社製 UV-BOX) を使用し、蛍光塗料からの蛍光を目視で観察した。

#### 3. 結論

Fig.1 にゲルを用いた拭き取り試験の写真を示す。Fig.1A の蛍光塗料を、Fig.1B のゲ ルで拭き取りとった。拭き取りに関しては、プッシュバイアルに対してゲルを押し当 てるように接触させた。Fig.1C 示すように拭き取り後、紫外線ボックスを用いて蛍光 塗料からの蛍光をいて観察したところ、プッシュバイアルの表面から蛍光は観察され ず、ゲル表面に蛍光塗料が全て移行したことを確認した。さらに、Fig.1C のゲルを他 のプッシュバイアル表面に擦るように接触させたが、蛍光塗料がブッシュバイアルへ 移行しないことを確認した。 詳細は講演時に報告する。





Fig.1 A removal of simulated contamination.

\*Takeyoshi Sunagawa<sup>1</sup>, Yutaro Aoki<sup>1</sup> and Tomohisa Goto<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Fukui Univ. of Tech., <sup>2</sup>Taiei Dengyo Ltd.

# レーザー塗膜除去技術の原子カプラントへの適用に向けた研究開発 (4)実金属廃棄物を用いた除染試験

Study on Applicability of Laser Coating Removal Technique to Nuclear Power Plant (4) Decontamination test for radioactive metallic wastes

稲垣 博光<sup>1</sup>, 松井 計雄<sup>1</sup>,<sup>\*</sup>移川 隆行<sup>2</sup>, 藤田 啓恵<sup>2</sup>, 榑林 高志<sup>2</sup>, 豊澤 一晃<sup>3</sup>, 藤田 和久<sup>4</sup> <sup>1</sup>中部電力,<sup>2</sup>日本環境調査研究所,<sup>3</sup>トヨコー,<sup>4</sup>光産業創成大学院大学

レーザー塗膜除去装置の原子力プラントへの適用に向けた研究開発の一環として、レーザー除染時に発生 する放射性ヒュームを安全に処理し、レーザー処理を行うための除染システムを製作し、原子力発電所内 で発生した汚染金属廃棄物を用いた除染試験を行なった。

キーワード:レーザー塗膜除去、レーザー除染、廃止措置、金属廃棄物、Laser Decontamination

#### 1. 緒言

大型構造物の塗装の現場除去を目的として開発されたポータブルレーザー塗膜除去装置を、廃止措置の 放射能除染技術(レーザー除染)として適用するための研究開発に取り組んでいる。これまでに、処理速 度の推定[1]、粉塵飛散防止機構の原理確認[2]、粉塵の性状調査と対策検討[3]を行ってきた。本報ではこれ までの成果を踏まえ、粉塵処理装置を含むレーザー除染装置を使用して、原子力発電所内で発生した実廃 棄物を用いた除染試験を行い、レーザー除染の廃止措置への適用性を検討した。

### 2. 実験

レーザー除染により発生する粉塵を回収処理するための装置と、 レーザー光を遮らないレーザー用フードを組み合わせた処理装置を 製作した。除染試験試料として、給水系配管廃材(炭素鋼、SUS)、 セメント固化施設廃材(鉄・スコップ)、φ30mmSUSパイプを使用 した。試料の汚染面を3m/minの移動速度で、レーザーで走査しなが ら照射して除染を行った。レーザー除染前後の試料表面汚染を、GM サーベイメータを用いて測定し、除染係数(DF)を得た。

#### 3. 結果と考察

給水系配管廃材は炭素鋼、SUS ともに一度の除染処理で検出下限 値未満まで除染をすることができ、DFは3.5~19.8であった。一方、 表面一部をモルタルで覆われた試料とSUSパイプは3回除染処理を 行っても汚染が残っており、試料の形状や状態がDFに大きく影響す ることが分かった。今後、実用化に向けて、これらの形状や状態に 対するDF向上について検討を進めていく。

#### 参考文献

[1] 稲垣博光 他、日本原子力学会「2015 年春の年会」B41
[2] 藤田和久 他、日本原子力学会「2015 年秋の大会」E15
[3] 稲垣博光 他、日本原子力学会「2018 年秋の大会」2L17

Hiromitsu Inagaki<sup>1</sup>, Kazuo Matsui<sup>1</sup>, <sup>\*</sup>Takayuki Utsushikawa1<sup>2</sup>, Hiroe Fujita<sup>2</sup>, Takashi Kurebayashi<sup>2</sup>, Kazuaki Toyosawa<sup>3</sup>, Kazuhisa Fujita<sup>4</sup>

<sup>1</sup> Chubu Electric Power Co., <sup>2</sup> Japan Environment Research Co., <sup>3</sup> Toyokoh Co., <sup>4</sup>The Graduate school for the Creation of New Photonics Industries



図1レーザー粉塵処理装置



図2レーザー除染の様子

# 吸引ガンタイプレーザー除染剥離機の性能 設計性能と試作評価

Performances of the Laser Decontamination and Peeling Machine with A Gun Type Nozzle and Vacuum Collector Design performance and prototype evaluation

### \*峰原英介<sup>1</sup> <sup>1</sup>LDD 株式会社

Abstract : A gun type laser decontamination and peeling machine with a suction nozzle and a vacuum dust collector at the laser exit port and a grasping grip has been newly developed, and the decontamination and peeling performance are measured at LDD Corporation.

**Keywords:** Suction nozzle, Vacuum dust collector, Grasping grip, Gun type laser decontamination and peeling machine, Decontamination and peeling performances

### 1. 緒言

本報告は CW レーザーによる金属の非熱的瞬間蒸発(昇華)や酸化物等の爆裂過程[1][2]を用いて先端に吸 引ノズルを持つ表面を清掃する銃の形状(ガンタイプ)のレーザー除染/剥離機の設計性能と試作評価である。 2. レーザー除染/剥離機 2-1. CW(連続波)シングルモードファイバーレーザー

図1は、使用した RAYCUS 社製の 300W 空冷レーザーで、重量 42kg 程度、電気光効率は 25%程度、光ファ イバーはコア径 25 シカロン長さ 15m、準平行光 QCS ヘッド、位相空間面積 BPP は約 0.4 から 0.5 mm mrad である。 2-2. ガルバノスキャナーとレーザーの制御装置

図2は、2軸のガンタイプのスキャナでFシータレンズで30 ミクロン程度の集光径300W級のレーザーと吸引ノズ ルとレーザー窓の保護ガススプレイを持つ設計である。図3は、スキャナとレーザーのタッチパネル式制御 装置である。





図1:空冷レーザー。 図2:ガンタイプ剥離/除染機。

### 2-3. ガンタイプのレーザー除染/剥離機の動作と構成

吸引ノズルは先端でレーザーで剥離された塗装や錆等の表面を吸い込み、後方のダクトで、輸送する。放 射性同位元素の汚染の場合は、表面を剥離して、先端の吸引ノズルから側方に出して、内部を通らずに外部 ダクトで、輸送する。塵埃は、ダクト,水スクラバー、集塵機へ送られる。レーザーは光ファイバーを経由 して、スキャナやレーザーの制御電力や信号などは集合ケーブルを経由して後方端部から制御装置やレーザ 一発振器に送られる。詳細の動作評価は講演で報告する。

#### 3.設計性能と試作評価

設計性能は、すでに発表している剥離性能や除染性能と大体同等[1,2]である。パワー面密度は 50-25%でス テンレスは比較的低速処理、鉄や塗装やコンクリートは大きなスポット径に比例した高速処理性能が得られ た。本報告では現場運用が容易な吸引ガンタイプレーザー除染剥離機を設計試作し、評価できた。

#### 参考文献

[1] E. J. Minehara, Laser Review, March, 2012, Vol.40, No.3, pp.165-170, E. J. Minehara and K. Tamura, Journal of the RANDEC, No.48, Mar. 2013, pp.47-55.
[2] E. J. Minehara, "Laser decontamination device", Japanese Patent No.5610356, Oct. 2014, US Patent No. US9174304B2, Nov. 3, 2015., EU Patent No.2772922, Oct. 11, 2017.

\*Eisuke J. Minehara<sup>1</sup>, <sup>1</sup>LDD Corporation.

図3、制御装置の全景左図とタッチパネル右図。

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

# [2C19-21] Measurementand Evaluation Method of Radioactivity

# Concentration

Chair:Takeyoshi Sunagawa(Fukui Univ. of Tech.) Thu. Sep 12, 2019 5:40 PM - 6:30 PM Room C (Common Education Bildg. 1F C13)

# [2C19] Rationalization of radioactivity concentration measurement in clearance process

\*Minako Endo<sup>1</sup>, Daisuke Kawasaki<sup>1</sup>, Satoshi Yanagihara<sup>1</sup> (1. Univ. of Fukui) 5:40 PM - 5:55 PM

# [2C20] Development of Measurement / Evaluation Procedure for Clearance of Dismantled Objects arising from Hamaoka NPP -1/2 \*Motonori NAKAGAMI<sup>1</sup>, Takashi MIMURA<sup>1</sup>, Kenta KAWAI<sup>1</sup>, Masato WATANABE<sup>1</sup> (1. Chubu Electric Power Co., Inc.)

5:55 PM - 6:10 PM

# [2C21] Development of Measurement / Evaluation Procedure for Clearance of Dismantled Objects arising from Hamaoka NPP -1/2

\*Masato Watanabe<sup>1</sup>, Motonori Nakagami<sup>1</sup>, Takashi Mimura<sup>1</sup>, Kenta Kawai<sup>1</sup>, Ryoji Mizuno<sup>2</sup> (1. Chubu Electric Power, 2. Chuden CTI) 6:10 PM 6:25 PM

6:10 PM - 6:25 PM

# クリアランス検認における放射能濃度測定の合理化 放射能濃度の不均一性に着目した評価単位と測定単位の検討

Rationalization of radioactivity concentration measurement in clearance process

Study on measurement methodology for non-uniformity of radioactivity concentration

\*遠藤 美奈子 ¹,川崎 大介 ¹,柳原 敏 ¹

1福井大学

クリアランスレベル設定時に用いられた再利用・再使用シナリオにおける対象物中の放射能濃度の不均一性 の伝播をモデル化し、被ばく線量への影響を評価した。これをもとに評価単位と測定単位の大きさについて クリアランス検認の合理化の観点から考察した。

キーワード: クリアランス検認,濃度測定,測定単位,評価単位,不均一性

#### 1. 緒言

クリアランス検認は評価単位に含まれる各々の測定単位中の放射性核種濃度の平均に基づき実施される。 評価単位と測定単位の適切な設定によってクリアランス物中の放射能濃度の均一性が確保されている。測定 単位を大きくすることは、検認測定の効率化には有効であると考えられるが、それによって対象物中の放射 能濃度に対してより大きな不均一性を許容することになる。本研究ではクリアランス物中の放射能濃度の不 均一性が、再利用・再使用シナリオにおける希釈・混合などを伴う種々の過程を経て、どのように伝播する のかに着目して、被ばく線量への影響を評価することを目的とした。

#### 2. 検討方法と結果

クリアランスレベル設定時に用いられた再利用・再使用シナリオ[1]に基づき、測定単位ごとの濃度のばら つきとその処理過程における伝播を考慮した被ばく線量計算モデルを構築した。例として、クリアランス金 属を再利用して駐車場を建設する作業者の被ばくを想定したシナリオにおける処理過程の概略を図1に示 す。各々の処理過程において工程1回分の対象物が均一に混合されることを仮定した。このシナリオでは、 測定単位を200kg、評価単位を1tとした場合、各々の処理過程において不均一な濃度が均一化されるため、 クリアランス物中の放射能濃度の不均一性に関わらず被ばく線量に相違が生じないことがわかった。

そこで、均一化の程度を表す指標fを式(1)のように定義した。

 $f = \prod_i f_i, f_i = \frac{\alpha_i}{\beta_{i-1}}, i = 1, 2, ...$  (1)

ここで  $\alpha_i$ ,  $\beta_i$  は処理過程 *i*における1回分の材料および生成物の 量をそれぞれ表し、 $f_i$  は過程 *i*における均一化の程度を表す。 $f_i >$ 1 の場合は,処理過程 *i*において均一化が進むことを表し、f > 1の場合は種々の処理過程を通して均一化が充分に進み、初期の不均 一性が被ばく線量に影響を与えないことを表す。この指標fを用いて 他の再利用・再使用シナリオについても、対象物がもつ放射能濃度 の不均一性が被ばく線量に及ぼす影響を評価した。



#### 3. まとめ

再利用・再使用シナリオについて、指標fを用いて対象物がもつ放射能濃度の不均一性の伝播について定量 的に評価した。より大きな評価単位や測定単位を採用しても, f >1 である限り, 放射能濃度の不均一性が 被ばく線量に影響を及ぼさない可能性が示唆された。

#### 参考文献

[1] 放射線障害防止法に規定するクリアランスレベルについて 放射線安全規制委員会 平成 22 年 11 月

<sup>\*</sup>Minako Endo<sup>1</sup>, Daisuke Kawasaki<sup>1</sup> and Satoshi Yanagihara<sup>1</sup> <sup>1</sup>Univ. of Fukui.

### 浜岡1・2 号機 解体撤去物を対象としたクリアランス測定評価手法の開発 (1) 全体概要と二次的汚染の測定評価

Development of Clearance Procedure for Objects arising from Hamaoka NPP -1/2

(1) General Outline and Deposit Radioactivity

\*仲神 元順1, 三村 隆士1, 川合 健太1, 渡邉 将人1

1中部電力(株)

解体撤去物のクリアランスを大量、迅速かつ適度な保守性をもって行うための測定評価手法を開発した。 キーワード: クリアランス,廃止措置,BWR,放射能濃度,二次的汚染,放射能換算係数

#### 1. 緒言

浜岡 1・2 号機 (BWR) は、現在、タービン本体や熱交換器などの原子炉周辺設備を解体している。解体撤去 物の多くがクリアランス可能なレベルであり、これらにクリアランス制度を適用して解体撤去物を建屋から搬出し、 廃止措置を円滑に進めるため、解体撤去物のクリアランス測定を大量、迅速かつ適度な保守性をもって行うことが 重要であり、このために開発した代表核種 Co-60 の放射能測定方法を紹介する。

#### 2. クリアランス測定評価の全体概要

クリアランスのための放射能濃度評価は、中性子照射による放射化汚染と放射性物質の付着による二次的汚染に 分けて行う。放射化汚染による放射能濃度は代表組成の放射化計算法で求め、二次的汚染による放射能濃度は、原 則、放射線測定装置で代表核種(Co-60)の放射能濃度を求め、その他の核種は Co-60 に対する核種組成比を用い て求める。このうち評価に最も影響する代表核種 Co-60 の合理的な測定評価方法を開発した。

#### 3. 放射能換算係数設定方法の開発

対象物を角型測定容器に収納し(最大 1.6 トン)、占有容積部分を仮想的に 8 分割して各ブロックを測定単位と する。放射線測定装置は Ge 半導体検出器 4 台で構成し(上部と下部に各 2 台)、2 回に分けて測定する。その際 必要な放射能換算係数を設定するには体系内の放射能分布を想定する必要があり、ホットスポットを想定すると 放射能換算係数の設定は容易であるが評価値は過大になりすぎ、均一分布を想定すると評価値は緩和されるが均一 分布を保証するのは容易でない。適度な保守性をもって評価するために開発したのが本評価モデルである。

占有容積部分を仮想的に小領域に分割し、対象物の表面 汚染密度を一定値以下に管理していることを利用して、小 領域に一定の放射能量を割り当てる。最初に全ての小領域 の放射能量をゼロとし、応答関数が小さい小領域から順に 小領域あたりの放射能量を割り当て、計数率(計算値)が 計数率(測定値)に達するまでの累積放射能量を測定単位 の放射能量とする。これによりホットスポットを想定した 過大評価を緩和し適度な保守性を持った評価が可能になる。



#### 4. 結論

下表は一例であるが、本評価モデルにより適度な保守性をもって評価できることを確認した。 表1. 各評価モデルの保守性

均一分布想定	本評価モデル	ホットスポット想定	
1	2.5	7.3	

図2. 測定装置と測定容器への収納例



補足:表1の絵は図1の測定単位(3次元)を2次元で表現した測定体系で、測定体系の中心部上部に検出器を設置して測定 評価した時の汚染部分をハッチングしてイメージしたもの。ハッチングは汚染部分、色は汚染密度を示す。 表1の数値は、図2の測定容器に模擬撤去物を約1トン収納した場合を例に、均一分布を想定した放射能量評価値を 1とした時の本評価モデルとおットスポット想定の放射能量評価値である。収納条件等によって評価結果は変わり得る。

#### 参考文献

[1] 放射能評価方法及び放射能評価プログラム(特許第6228024号)

Takashi MIMURA<sup>1</sup>, Kenta KAWAI<sup>1</sup>, Masato WATANABE<sup>1</sup> <sup>6</sup> Motonori NAKAGAMI<sup>1</sup>. <sup>1</sup> Chubu Electric Power Co., Inc.

### 浜岡 1・2 号機 解体撤去物を対象としたクリアランス測定評価手法の開発 (2) 放射化汚染の測定評価

Development of Clearance Procedure for Objects arising from Hamaoka NPP -1/2

(2) Neutron Induced Radioactivity

\*渡邉 将人<sup>1</sup>,仲神 元順<sup>1</sup>,三村 隆士<sup>1</sup>,川合 健太<sup>1</sup>,水野 良治<sup>2</sup> <sup>1</sup>中部電力(株),<sup>2</sup>(株)中電シーティーアイ

解体撤去物を対象としたクリアランスのうち放射化汚染の評価手法の構築・検証について述べる。 キーワード: クリアランス,廃止措置, BWR,放射能濃度,放射化,中性子輸送計算,元素組成

#### 1.緒言

浜岡 1・2 号機(BWR)は、現在、タービン本体や熱交換器など原子炉格納容器外側にある原子炉周辺設備の 解体を行っている。これらの多くはクリアランス可能なレベルであり、クリアランス評価に必要な放射化汚染と二 次的汚染のうち放射化汚染の評価手法の構築・検証を行った。放射化汚染の放射能濃度は、中性子フルエンス率、 親元素組成等の入力条件をもとに放射化計算法で求める。考慮すべき中性子には「原子炉からの直接線」「ストリ ーミング線」「主蒸気中 N-17 からの中性子線」がある。このうち直接線とストリーミング線は途中の原子炉格納 容器内機器等による散乱を経た後の原子炉周辺設備での状態を設定する必要があるが、中性子輸送計算を精緻に行 うのは容易ではない。廃止措置活動の一環で行った運転中では実施不可能な調査(汚染状況調査)結果を利用する ことによる評価手法を構築し検証を行った。

#### 2. 放射能濃度評価手法の構築

(1) 中性子フルエンス率の設定

- 直接線: 炉心部から最も近い場所の原子炉格納容器外側生体遮蔽内外側鉄筋を代表評価点とする。原子炉からの 中性子輸送計算を途中の機器の存在を考慮しないで2次元コード「DORT」で行い中性子フルエンス率 を求める。汚染状況調査で採取・調査した原子炉格納容器鋼板(炉心中心高さ)の Co-60 放射能濃度と Co元素組成を基に中性子フルエンス率を補正し、これを放射化計算に用いる。
- ストリーミング線:原子炉格納容器貫通部で最大口径の主蒸気配管出口を代表評価点とする。中性子輸送計算を 直接線同様2次元コード「DORT」で行い、更に貫通部を3次元「TORT」に接続して行い中性子フル エンス率を求める。汚染状況調査で採取・調査した原子炉格納容器鋼板(主蒸気配管貫通孔位置)のCo-60 放射能濃度とCo元素組成を基に中性子フルエンス率を補正し、これを放射化計算に用いる。

(2) 候曲: 1)米代化調査相不ど塞に不够に直接称とパーク ママク林の間面が数(1分域の)的 との下にパー							
中性子束	中性子輸送計算	Co-60/Co分析值	補正係数	代表評価点	代表評価点		
$(n/cm^2/s)$	(PCV 鋼板) φ1	ベース(同左) φ2	$\phi 2 \swarrow \phi 1 (-)$	(補正前) φ'	(補正後) φ		
直接線	$2.9 \times 10^{6}$	$4.5 \times 10^{5}$	$1.6 \times 10^{-1}$	$3.4 \times 10^{0}$	$5.2 \times 10^{-1}$		
ストリーミング 線	$2.9 \times 10^{5}$	$2.1 \times 10^{4}$	$7.3 \times 10^{-2}$	$1.5 \times 10^{3}$	$1.1 \times 10^{2}$		

(2)検証:汚染状況調査結果を基に求めた直接線とストリーミング線の補正係数(1号機の例)を以下に示す。

代表評価点での放射化放射能濃度(Bq/g:1号機の例)を以下に示す。(2017年7月1日現在)

放射能濃度	直接線	ストリーミング 線
計算値	$6.6 \times 10^{-6}$	$1.1 \times 10^{-3}$
実測値	$ND(<4.1\times10^{-4})$	$9.9 \times 10^{-4}$

#### 3. 結論

廃止措置汚染状況調査で採取したサンプルを利用して放 射能濃度と元素組成を測定し、これを基に中性子輸送計算し た中性子フルエンス率を補正することで、評価点での中性子 フルエンス率をより実態に合わせて設定できることを確認 した。





\* Masato WATANABE<sup>1</sup>, Motonori NAKAGAMI<sup>1</sup>, Takashi MIMURA<sup>1</sup>, Kenta KAWAI<sup>1</sup>, Ryoji MIZUNO<sup>2</sup>

<sup>&</sup>lt;sup>1</sup> Chubu Electric Power Co., Inc., <sup>2</sup> Chuden CTI Co., Ltd.

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

# [2D01-05] Radiation Medicine and Biological Influence

Chair:Masafumi Akiyoshi(OPU)

Thu. Sep 12, 2019 9:30 AM - 10:55 AM Room D (Common Education Bildg. 1F D12)

[2D01] Development of a Quantitative Analysis of B-10 for Boron Neutron Capture Reaction based on IEC and TMFD Systems
*Mahmoud A Bakr <sup>1</sup> , Kai Masuda <sup>4</sup> , Yoshiyuki Takahashi <sup>2</sup> , Satoru Sera <sup>3</sup> (1. Institute of Advanced Energy, Kyoto University, 2. Institute of Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto
University, 3. Graduate School of Energy Science, kyoto University , 4. Rokkasho Fusion Institute, Fusion Energy, Directorate, QST) 9:30 AM - 9:45 AM
[2D02] Three-dimensional CT image prediction from multiple points tracking for delay compensation in lung radiotherapy
*Michel Pohl <sup>1</sup> , Mitsuru Uesaka <sup>1</sup> , Kazuyuki Demachi <sup>1</sup> , Ritu Bhusal Chhatkuli <sup>2</sup> , Akihiro Haga <sup>3</sup> (1. Univ. of Tokyo, 2. NIRS, 3. Tokushima Univ.) 9:45 AM - 10:00 AM
[2D03] Fundamental Research on DNA Irradiation Analysis with He Ion
Microbeam for α-ray Therapy
*Masaya Sakai <sup>1</sup> , Tokihiro Ikeda <sup>2</sup> , Atsushi Shibata <sup>3</sup> , Kento Takemoto <sup>1</sup> , Mitsuru Uesaka <sup>1</sup> (1.
Univ.Tokyo, 2. RIKEN, 3. Gunma Univ.)
10:00 AM - 10:15 AM
[2D04] A direct quantitative measurement of boron-neutron capture reaction by using diamond detector
*Makoto Kobayashi <sup>1,2</sup> , Sachiko Yoshihashi <sup>3</sup> , Kunihiro Ogawa <sup>1,2</sup> , Mitsutaka Isobe <sup>1,2</sup> , Takeo Nishitani <sup>1</sup> , Shuji Kamio <sup>1</sup> , Yutaka Fujiwara <sup>1</sup> , Tomomi Tsubouchi <sup>2,4</sup> , Akira Uritani <sup>3</sup> , Minoru Sakama <sup>5</sup> (1, NIES, 2, The Graduate University for Advanced Studies, 3, Nagoya University, 4, National
Institute for Basic Biology, 5. Tokushima University)
10:15 AM - 10:30 AM
[2D05] Gene expression fluctuation analysis by irradiation to human cells
*Kento Takemoto <sup>1</sup> (1. Tokyo Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM

### Development of a Quantitative Analysis of B-10 for Boron Neutron Capture Reaction based on IEC and TMFD Systems

\*Mahmoud Bakr<sup>1</sup>, Kai Masuda<sup>2</sup>, Satoru Sera<sup>3</sup>, Yoshiyuki Takahashi<sup>4</sup>

<sup>1</sup>Institute of Advanced Energy, Kyoto University, <sup>2</sup> Rokkasho Fusion Institute, Fusion Energy, Directorate,

QST Aomori, <sup>3</sup> Graduate school of Energy Science, Kyoto University, <sup>4</sup>Institute for Integrated Radiation

and Nuclear Science, Kyoto University.

We are developing a novel quantitative analysis method of  ${}^{10}$ B for BNCT based on the detection of  $\alpha$ -particles generated from the nuclear reaction between  ${}^{10}$ B and thermal neutrons. Which, in principle, differs from the conventional techniques that are looking for  $\gamma$ -rays. This work aims to evaluate the proposed method and determine the neutron flux limitation to detect  $\alpha$ -particles from the method.

Keywords: Boron neutron capture therapy (BNCT), C-TMFD, Cancer therapy, IEC, KUR

#### 1. Introduction

Using nuclear reactors for BNCT becomes difficult, while alternative methods to accelerate the development of BNCT research and treatment is a crucial issue. The <sup>10</sup>B atoms, delivered to the cancer cells by the drug, capture thermal neutrons and release  $\alpha$ -particles and <sup>7</sup>Li nuclei associated with  $\gamma$ -rays:

#### $^{10}B+n \rightarrow \alpha (1.47MeV) + ^7Li (0.84 MeV) + \gamma (0.48 MeV) (94\%)$ or $\rightarrow \alpha (1.78MeV) + ^7Li (1.01 MeV) (6\%)$

The short range of the produced particles ( $\leq 10 \ \mu m$ ) limits the damage to the cells containing <sup>10</sup>B. The conventional methods to provide pure thermal neutron flux are a nuclear reactor or accelerator-based neutron source, which generate ~10<sup>13</sup> and 10<sup>11</sup> n/cm<sup>2</sup>/s, respectively. Reaction efficiency evaluation relies on measuring the emitted  $\gamma$ -rays.

#### 2. The proposed method and proof of principle experiment

The centrifugal-tensioned metastable fluid detector (C-TMFD) is employed for detecting  $\alpha$ -particles in the proposed method, while the Kyoto University research reactor (KUR) was used to provide the thermal neutrons to initiate the nuclear reaction with the <sup>10</sup>B during the proof of principle experiment.



Fig. 1. Principle of the proposed method.

The principle of the method is: blood sample, including <sup>10</sup>B, is injected to the C-TMFD detector liquid. By rotating the C-TMFD liquid to proper rotation speed, a metastable state is induced inside the liquid. When a thermal neutron is hitting a <sup>10</sup>B atom inside the liquid, the B(n,  $\alpha$ ) nuclear reaction takes place. Hence, energetic  $\alpha$ -particles induce phase transition by changing the liquid metastable state phase to gas in a stable phase, which appears like a bubble. This bubble is growing up from nanoscale to be visible and then counted by the IR sensor in the C-TMFD.

Proof of principle experiment has been performed using two different <sup>10</sup>B densities (0 & 40) ppm originated from a chemical compound. The KUR was used to provide pure thermal neutrons flux  $\sim 10^3$  n/cm<sup>2</sup>/s, which is  $\sim 25\%$  of the nominal flux for BNCT conventional methods.

#### 3. Preliminary results and conclusion

A clear difference was observed between (0 & 40) ppm densities of <sup>10</sup>B at different rotation speed for the C-TMFD using low neutron flux from the KUR. The preliminary results revealed that we could detect  $\alpha$ -particles generated from the B(n,  $\alpha$ ) nuclear reaction using the proposed method, even with the low neutron flux. Details of the proposed method combined with the experimental conditions and results will be discussed. Moreover, the feasibility of using a compact neutron source, inertial electrostatic confinement (IEC), will be discussed based on the results.

### Three-dimensional CT Image Prediction from multiple points tracking for delay compensation in lung radiotherapy \*Pohl Michel<sup>1</sup>, Uesaka Mitsuru<sup>1</sup>, Demachi Kazuyuki<sup>1</sup>, Chhatkuli Ritu Bhusal<sup>2</sup> and Haga Akihiro<sup>3</sup> <sup>1</sup> The University of Tokyo, Graduate School of Engineering <sup>2</sup> National Institute of Radiological Sciences <sup>3</sup> Tokushima University, Graduate School of Biomedical Sciences

During lung cancer with radiotherapy, the radiation delivered to healthy tissues around the tumor need to be minimized which is difficult because of the breathing motion and the treatment machine latency. This work presents a new method for predicting 3D chest images from limited information based on multiple points position tracking and prediction through optical flow and linear models.

Keywords : Optical flow, Linear Regression, Lung Cancer, Radiotherapy

#### 1. Introduction

During the treatment of lung cancer with radiotherapy, positioning the X-ray beam correctly to minimize damage to healthy tissues is difficult because of the tumor motion due to breathing. Image-guided radiotherapy systems, such as the Elekta Synergy XVI, can provide chest images during the treatment but they are subject to a latency of approximately 100ms due to signal acquisition, etc. As a consequence, the real tumor position at a certain time and its position as shown in the image acquired at the same time differs, which entails uncertainty in the radiation delivery. This in turn reduces the efficiency of the treatment as well as increases irradiation to sound tissues. In this work, we present a method to predict three-dimensional chest images of a breathing patient with a lung tumor, to compensate such latency.

#### 2. Materials and Method

The algorithm described below is used with 10 4D-CBCT (cone beam computed tomography) images of a patient's moving chest with lung cancer, corresponding to different breathing phases, acquired by the Elekta Synergy therapy machine in The University of Tokyo Hospital. First, we calculate the optical flow between two successive images of the sequence, using the pyramidal 3D Lukas-Kanade technique [1]. Images are filtered beforehand with a Gaussian lowpass filter. Then, linear regression is used to relate the motion of any voxel in the initial image to the motion of three selected voxels near the tumor (Fig. 1). The image sequence is repeated to compensate for the scarcity of available data, and a linear predictor is trained to predict the coordinates of the selected points. The linear predictor and the linear relationship between the motion of any voxel and the selected voxels are used to predict the motion of any voxel. Finally, predicted images are reconstructed from the initial image and the predicted motion using forward-warping with a Gaussian kernel (Nadaraya-Watson regression [2]).

#### 3. Results and Discussion



Fig. 1. Selection of three initial points around the tumor and their trajectories based on optical flow Real coronal slice

Predicted coronal slice

Real sagittal slice Predicted sagittal slice Fig. 2 Comparison between real images and images predicted at t = 23.

Predicting the markers position takes 0.059ms and the corresponding RMS error (in voxels) is equal to 0.56. The optical flow reconstruction takes 0.75s per image and warping the initial image 21.29s. The calculations were done with Matlab on a computer with Intel Core i3 3.7 GHz 12 Gb RAM. The cross-correlation coefficient between the original and ten predicted images is equal to  $0.795\pm0.126$ .

#### 3. Summary

We presented an algorithm for the prediction of 3D chest images containing a lung tumor, which consists in warping the initial image at t=1 according to the displacements of a few points which may represent markers. This is a step towards latency compensation in lung cancer radiotherapy.

#### References

[1] Bouguet, Jean-Yves, "Pyramidal implementation of the Lucas Kanade Feature Tracker, Description of the algorithm" Intel

Corporation, Microprocessor Research Labs (2000)

[2] Tsybakov, Introduction to non parametric estimation, Springer (2008)

### α線治療のための He イオンマイクロビーム DNA 照射分析の基礎研究

Fundamental Research on DNA Irradiation Analysis with He Ion Microbeam for α-ray Therapy

\*酒井 雅哉<sup>1</sup>, 池田 時浩<sup>2</sup>, 柴田 淳史<sup>3</sup>, 竹本 健人<sup>1</sup>, 上坂 充<sup>1</sup> <sup>1</sup>東京大学,<sup>2</sup>理化学研究所,<sup>3</sup>群馬大学

RIα線治療を念頭におき、ペレトロン加速器を用いた He<sup>2+</sup>ガラスキャピラリー(出口内径:7.5~15um)マイ クロビーム(1~4.5 MeV)照射にて、DNA損傷の可視化実験を行う。DNA損傷の修復機構の可視化し、統計 解析から生物的影響とα線治療応用の考察を行う。

**キーワード**: He イオンマイクロビーム, ガラスキャピラリー, 細胞照射, DNA 修復, α線治療

#### 1. 緒言

がんの治療法の一つに放射線療法があり、粒子線治療は、生体内で光子線と比較して正常組織への被ばく を最小限に抑え、がんの病巣部にピンポイントで照射できるというメリットがある。しかし、重粒子線の生 体影響はいまだ解明されていないことも多い。本研究の目的は、1つ1つの細胞に対する照射が可能である、 ガラスキャピラリーマイクロビームを用いて個々の細胞に対する放射線被ばく量と DNA 損傷量を正確に測 定し、細胞の DNA 修復分子動態・細胞運命決定を解析することである。今回、ペレトロン加速器を用いた He<sup>2+</sup>ガラスキャピラリーマイクロビーム照射にて、DNA 損傷の可視化実験を実施する。本実験に基づき、DNA 損傷された個々の細胞に対する正確な LET と DNA 損傷量を調べる。

#### 2. 実験

前回のグローバルな照射ではバックグラウンドの foci が多いため、イオンビーム照射による DNA 損傷な のか区別が付かなかった。したがって今回はペレトロン加速器を用いたガラスキャピラリーマイクロビーム 照射法により、バックグラウンドが比較的少ない RPE 細胞で線状イオントラックの可視化実験を行なっ た。ガラスキャピラリーの出射口を細胞の直前まで近づけ、細胞一つ一つに対して照射を行い、DNA 損傷

された個々の細胞に対する正確な LET と DNA 損傷量を調べた。この際、ヒットポイントが見えるように修復タンパクを 染色後観察した。さらには、修復タンパクの修復速度を調べるために、修復タンパク質 53BP1 の分布のタイムラプス観察 を行う。結果の詳細は当日発表する。



図 1. フタ付きガラスキャピラリー

#### 3. まとめ

前回実験で得られた細胞 DNA 修復タンパク(53BP1)の集積の分布をもとに、He<sup>2+</sup>ガラスキャピラリーマイ クロビーム線状スキャン照射での分布の観察・分析、修復タンパクのタイムラプス観察を行う。

<sup>\*</sup>Masaya Sakai<sup>1</sup>, Tokihiro Ikeda<sup>2</sup>, Atsushi Shibata<sup>3</sup> and Mitsuru Uesaka<sup>1</sup>

<sup>&</sup>lt;sup>1</sup>Univ. Tokyo, <sup>2</sup>RIKEN, <sup>3</sup>Gunma Univ.

### ダイヤモンド検出器を用いたホウ素中性子捕捉反応の直接定量測定

A direct quantitative measurement of boron-neutron capture reaction by using diamond detector

\*小林真<sup>1,2</sup>、吉橋幸子<sup>3</sup>、小川国大<sup>1,2</sup>、磯部光孝<sup>1,2</sup>、西谷健夫<sup>1</sup>、神尾修二<sup>1</sup>、 藤原大<sup>1</sup>、坪内知美<sup>2,4</sup>、瓜谷章<sup>3</sup>、阪間稔<sup>5</sup>、長壁正樹<sup>1,2</sup> <sup>1</sup>核融合研、<sup>2</sup>総研大、<sup>3</sup>名大、<sup>4</sup>基生研、<sup>5</sup>徳島大

単結晶 CVD ダイヤモンド検出器をホウ素材料と組み合わせ、中性子照射下においてホウ素中性子捕捉反応で発生するアルファ線をパルス波形弁別によりガンマ線起因のパルスと分離することで、ホウ素中性子捕捉反応発生率の定量評価を可能とした。

#### キーワード:中性子、BNCT、ダイヤモンド検出器

#### 1. 緒言

ホウ素中性子捕捉療法に用いる中性子場の構築、人体内での中性子の減速過程の評価、治療効果のモニタ リングのため、ホウ素中性子捕捉反応の実時間・定量測定が求められる。ダイヤモンド検出器は高エネルギ ー中性子計測だけでなく、表面に塗布したホウ素と中性子との<sup>10</sup>B(n,α)<sup>7</sup>Li反応により生成するアルファ線を 直接測定することで、ホウ素中性子捕捉反応の反応率を定量評価することが可能である。一方、ダイヤモン ド検出器はガンマ線にも感度を有するため、アルファ線とガンマ線の弁別測定が必須となる。本研究ではパ ルス波形弁別に基づくコード開発によりホウ素中性子捕捉反応発生率の定量評価を可能とした。

#### 2. パルス波形弁別

ダイヤモンド検出器内に照射した放射線はダイヤモンド内に電子正孔対を生成し、印加電圧により電荷出 力が得られる。アルファ線等の高エネルギー荷電粒子はダイヤモンド表面近傍で全てのエネルギーを付与す るため電子正孔対は表面近傍にのみ生成する。一方、ガンマ線により生成する電子正孔対は、ダイヤモンド 内に広く分布する。この差異により、高エネルギー荷電粒子では矩形パルス波形が、ガンマ線では三角形状 パルス波形が得られる。このようなパルス波形による弁別手法をコード化し、解析を行った。

#### 3. 結果・考察

図に、ホウ素板を付したダイヤモンド検出器(ダイヤモンド厚さ: 500 μm)に中性子照射し、上記コードによ

り波形弁別して得られたアルファ線及びガンマ線によるパルスの 全電荷ヒストグラムを示す。ホウ素中性子捕捉反応発生率の定量 評価には、アルファ線のみの検出が必要であるが、その全電荷ヒ ストグラムとガンマ線による全電荷ヒストグラムは殆ど同じ電荷 出力領域に出現するため、単純な電荷出力値による粒子弁別は不 可能である。この問題を本コードによる波形弁別により解決する ことができた。一方、定量評価においては、ホウ素板内でのアルフ ァ線の減速・遮蔽や波形弁別精度の評価が必要である。



本発表では、これらの評価と併せてホウ素中性子捕捉反応発生率の定量評価について議論する。

\*Makoto Kobayashi<sup>1,2</sup>, Sachiko Yoshihashi<sup>3</sup>, Kunihiro Ogawa<sup>1,2</sup>, Mitsutaka Isobe<sup>1,2</sup>, Takeo Nishitani<sup>1</sup>, Shuji Kamio<sup>1</sup>, Yutaka Fujiwara<sup>1</sup>, Tomomi Tsubouchi<sup>2,4</sup>, Akira Uritani<sup>3</sup>, Minoru Sakama<sup>5</sup>, Masaki Osakabe<sup>1,2</sup>

<sup>1</sup>NIFS, <sup>2</sup>SOKENDAI, <sup>3</sup>Nagoya Univ., <sup>4</sup>NIBB, <sup>5</sup>Tokushima Univ.

### 細胞への放射線照射による遺伝子発現変動解析

Gene expression fluctuation analysis by irradiation to cells

\*竹本 健人<sup>1</sup>,酒井 雅哉<sup>1</sup>,秋光 信佳<sup>2</sup>,柴田 淳史<sup>3</sup>,上坂 充<sup>1</sup> <sup>1</sup>東京大学 原子力国際専攻,<sup>2</sup>東京大学 アイソトープセンター,<sup>3</sup>群馬大学

粒子線・免疫治療のための遺伝子分析を目的とする研究である。まず遺伝子分析につき、ヒトの網膜色素 上皮(RPE)細胞に炭素線とX線を照射して遺伝子分析を行い、線質による遺伝子発現の差異を観察する。

キーワード:遺伝子発現解析、RNA 次世代シーケンス解析、炭素線、X 線、RPE 細胞、RT-qPCR、正常細胞、 免疫治療

#### 1. 緒言

粒子線・免疫治療のための放射線生物学基礎研究に最新の観察 分析手法である RNA 次世代シーケンス解析を適用した。具体 的には、RPE 細胞に X 線(3Gy)と炭素線(1Gy)を照射、照射後 24 時間で細胞を回収し RNA を抽出、そこから RNA 次世代シーケ ンス解析を行い、炭素線特異的な遺伝子発現変化を観察した。 線量は照射後の細胞生存率を合わせるために X 線と炭素線の一 般的な生物学的効果比が 3 であることからそれぞれ 3Gy, 1Gy とし た。



#### 2. 実験

RPE 細胞を播種し、細胞播種の翌日に X 線と炭素線による照射を行なった。照射後 24 時間後に RNA iso plus を用いて細胞を回収。細胞回収液から RNA を抽出し、RNA 次世代シーケンス解析を行った。また、念の為に RNA 回収までの予備実験を事前に行った。細胞播種から RNA 回収まで同じ手順で行い Bioanalyzer による品質確認の結果、高品質の RNA を抽出することができた。



図2 網膜色素上皮(RPE)細胞

#### 3. まとめ

RPE 細胞に X 線と炭素線を照射し、RNA 次世代シーケンス解析により炭素線特異的な遺伝子発現変化を観察した。また、事前に準備実験を行った。具体的には同じ手順を行い高品質な RNA が抽出できるかを確認した。当日は最新の結果を解析したものを報告する。

#### 参考文献

[1] Katrien K, et al., Frontiers in Oncology, May 2019

[2] Stefan W, et al., Frontiers in Oncology, February 2016

\*Kento Takemoto<sup>1</sup>, Masaya Sakai<sup>1</sup>, Mitsuru Uesaka<sup>1</sup>, Nobuyoshi Akimitsu<sup>2</sup>, Atsushi Shibata<sup>3</sup>

<sup>1</sup>Univ. Tokyo Nuclear engineering and Management, <sup>2</sup>Univ.Tokyo Isotope Center, <sup>3</sup>Gumma Univ.

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

# [2D06-09] Radiation Manegement

Chair:Jun Hirouchi(JAEA)

Thu. Sep 12, 2019 10:55 AM - 12:00 PM Room D (Common Education Bildg. 1F D12)

## [2D06] Estimation of Leakage Dose around Therapy Facilities using Gantry Type Linac by Monte Carlo Method (6)

\*Yoshihiro Ogawa<sup>1,3</sup>, Kazuyuki Kobayashi<sup>2</sup> (1. Kindai University, 2. Accuray Japan, 3. HATC Ltd.)

10:55 AM - 11:10 AM

# [2D07] Radiation safety management for Crookes tube that radiate high leakage dose

\*Masafumi Akiyoshi<sup>1</sup> (1. Osaka Prefecture Univ., Rad. Res. Center)

11:10 AM - 11:25 AM

# [2D08] Automatic screening system for vehicle surface contamination in interim storage facility

\*Hiroshi Nishizawa<sup>1</sup>, Ryuki Tanaka<sup>1</sup>, Yasushi Nakano<sup>1</sup>, Masakazu Nakanishi<sup>1</sup>, Makoto Sasano<sup>1</sup>, Tetsushi Azuma<sup>1</sup>, Masateru Hayashi<sup>1</sup>, Hideaki Kakiuchi<sup>2</sup>, Taizo Harada<sup>2</sup>, Keiichi Matsuo<sup>2</sup> (1. Mitsubishi Electric, 2. Mitsubishi Electric Plant Engineering)

11:25 AM - 11:40 AM

### [2D09] Development of a system to trace the causes of exposure

\*Masanori Tokiyoshi<sup>1</sup>, Haruo Nagamine<sup>1</sup>, Kyohei Nishiyama<sup>1</sup>, Hiroaki Ichihara<sup>1</sup>, Jyunichi Hagiwara<sup>1</sup>, Hiroyuki Mizuno<sup>2</sup>, Daisuke Tanaka<sup>3</sup> (1. TAISEI, 2. Fuji Electric, 3. infocube LAFLA) 11:40 AM - 11:55 AM

# モンテカルロ法による ガントリー型リニアックを用いた治療施設の漏えい線量評価(6)

Estimation of Leakage Doses around Therapy Facilities using Gantry Type Linac by Monte Carlo Method (6) \*小川 喜弘<sup>1,3</sup>,小林 一之<sup>2</sup> <sup>1</sup>近畿大学,<sup>2</sup>日本アキュレイ株式会社,<sup>3</sup>株式会社 HATC

ガントリー型リニアックの特徴を考慮した漏えい線量評価システムを PHITS を用いて構築している。加速器 ターゲットから放出された放射線が対向板と相互作用し、対向板からの発生放射線情報を用いた回転照射を 模擬した放射線情報による施設からの漏えい線量評価について報告する。

キーワード:モンテカルロ法,ガントリー型リニアック,PHITS,漏えい線量

#### 1. はじめに

電子線加速器ターゲットで発生し MLC から放出される放射線(MLC ダンプ線源)が対向板に照射され, 対向板から発生する放射線(対向板ダンプ線源)を用いた回転照射を模擬した放射線情報による施設からの 漏えい線量を評価する。この漏えい線量評価システムを用いて,実際の治療施設での漏えい線量を評価した 結果と従来の方法で評価した結果を比較し,本システムの有用性について考察する。

#### 2. 方法

治療施設の管理区域境界における漏えい線量は、治療用 X 線(6MeV)と MVCT 用 X 線(3.5MeV)の対 向板ダンプ線源を 120 か所の位置に、治療用 X 線(6MeV)と MVCT 用 X 線(3.5MeV)のターゲット位置 120 か所に漏えい線源(利用線錘の 1/1000)の点状等方線源を配置し、それぞれの位置から三ヶ月当たりの 使用時間で放射線を発生させる。

#### 3. 結果

計算結果の一例として,アイソ センター平面での実効線量分布と A壁面での漏えい線量分布を示す。 今回の方法を従来の方法で評価 した結果と比較すると,

1)利用線錘方向:0.07~0.35

2)漏洩線方向:0.16~1.10

3)漏洩散乱線方向:0.08~1.11 の漏えい線量となった。



#### 参考文献

[1] 第56回アイソトープ・放射線研究発表会

\*Yoshihiro Ogawa<sup>1,3</sup> and Kazuyuki Kobayashi<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Kindai Univ., <sup>2</sup>Accuray Japan K.K., <sup>3</sup>HATC Ltd.

### 高い漏洩線量を示すクルックス管に対する放射線安全管理

Radiation safety management for Crookes tube that radiate high leakage dose

\*秋吉 優史

\*大阪府立大学 放射線研究センター

学校教育現場で用いられているクルックス管は個々の製品毎に特性が異なり、漏洩 X 線量の大きい製品で は表面から 15cm の位置で H<sub>p</sub>(0.07) が 200mSv/h にも達する場合がある。このようなクルックス管について 平均電流に対する漏洩線量、エネルギースペクトルなど評価し、放射線安全管理上必要な対策について検 討を行った。

キーワード: クルックス管、低エネルギーX線、放射線計測、一般公衆、線量拘束値、放射線教育

#### 1. 緒言

H29年に公示された新学習指導要領に於いては、クルックス管などの真空放電と関連づけながら放射線の性質と利用にも触れることが新たに追加された。当該単元は2年生で取り扱われ、全ての生徒が放射線について学習することになり極めて画期的である。クルックス管はレントゲンがX線を発見した際に用いられており、もっとも古くから放射線を放出していることが知られていた装置であるとも言えるが、現在中学や高校の理科の授業に於いて使われているクルックス管からどの程度の強さの放射線が放出されているかということはほとんど認識されていない。既に1994年に一部の製品では表面からの距離5 cm での70µm線量当量率が250mSv/hにも達することが報告されており[1]、我々の研究でも15 cmの距離における70µm線量当量率が200mSv/hというさらに高い線量を漏洩する装置が発見されている。このため、放射線が放出されていることを知らずに不注意な取扱いを行うと大きな線量を被ばくする恐れがある。

#### 2. どのように放射線安全管理を行うか

上記の理由により教育現場に於ける放射線安全管理を行う必要があるが、ほとんどの場合教員は放射線 に関する教育を受けておらず、測定器なども持っていない(持っていても電離箱など一部を除いてほとん どの製品で正常に測定できない)。さらにクルックス管の個々の製品毎に大きく特性が異なることが明らか になっている。個々の現場毎に対応を行う事は困難であるため、誘導コイル及びクルックス管の特性を動 作原理から本質的に理解し、どうすれば漏洩線量を抑えることが出来るのかを、全国的な有志の集まりで あるクルックス管プロジェクト[2]により検討を行ってきた。その中で、クルックス管から漏洩するX線は 20keV 前後と低エネルギーであり、ごく僅かな印加電圧の変化で漏洩線量が大きく変化することが明らか となった。さらにクルックス管毎にコンダクタンスが大きく異なり、電流の流れにくい装置では誘導コイ ルの一次側の電圧を抑えていても実際には高い電圧が印加されてしまう場合があり、印加される最大電圧 を抑える安全装置としての放電極の設定が極めて重要であることが明らかになった。また、極薄くて軽い ガラスの水槽が安価に販売されており、それらを用いることで極めて有効な遮蔽を行う事も可能であった。 これらの知見をまとめて、以下の様な暫定ガイドラインを策定した。

#### 1)誘導コイルの放電出力(一次側印加電圧)は電子線の観察が出来る範囲で最低に設定する。

#### 2)放電極を必ず使用し、電極間の距離は 20mm 以下とする。

### 3)出来る限り距離を取り生徒への距離は 1m 以上とする。磁石で電子線を曲げる時は指し棒等を使用する。 4)演示時間は 10 分程度に抑える。

この暫定ガイドラインを遵守することで本当に安全を確保することが出来るのか(国際的な免除レベルとしての実効線量 10 µ Sv/y を目標としている)、クルックス管プロジェクトに於いて全国の中高の教育現場にガラスバッジを配布して測定してもらう実態調査を行っている。無料で安全確認を行える機会であるので、全国での協力呼びかけを期待する。

- [1] クルックス管から漏洩する X 線の実態とその対策, 大森儀郎, 神奈川児立教育センター研究集録, 13(1994)21-24.
- [2] http://bigbird.riast.osakafu-u.ac.jp/~akiyoshi/Works/index.htm

\*Masafumi Akiyoshi, Osaka Prefecture Univ.

### 中間貯蔵施設における車両表面汚染の自動スクリーニング検査装置の開発

Automatic screening system for vehicle surface contamination in interim storage facility

\*西沢博志 ', 田中隆巳 ', 中野康嗣 ', 中西正一 ', 笹野理 ', 東哲史 ', 林真照 ',

垣内英明<sup>2</sup>,原田泰造<sup>2</sup>,松尾慶一<sup>2</sup>

1三菱電機,2三菱電機プラントエンジニアリング

福島中間貯蔵施設への除染廃棄物搬入後に施設から退出するダンプトラックの表面汚染を自動で検査する 装置を開発した。車両形状に応じて検出器と車両表面の距離を一定に保ちながら走査させる機能を備えてお り、汚染を確実かつ迅速に検査できる。これにより、検査精度確保と施設稼働率向上の両立に貢献できる。 **キーワード**:中間貯蔵施設,除染廃棄物,表面汚染,管理区域,スクリーニング,自動制御

#### 1. 緒言

電離則では管理区域から持ち出す物品については表面汚染検査を行うことが規定されており、中間貯蔵施 設における大型トラックも対象となる。従来から GM サーベイメータ等を用いた作業員による手作業スクリ ーニングが実施されてきたが、大量の廃棄物の搬入を計画通り期限内に完了させるためには確実で効率的な 検査を行うことが必須の状況となっている。今回、車両表面とタイヤハウス内の汚染を確実かつ効率良く検 査するため、複数の検出器を自動走査させてスクリーニング検査を行う自動スクリーニング装置を開発した。

#### 2. 装置構成

本装置は、車両表面とタイヤハウス内の汚染を検査する合計6台の検出器ユニットと、これらの検出器ユニットを駆動させる可動式ゲートから成る(図1)。中間貯蔵施設周辺はバックグラウンド線量率が数μSv/h

程度と比較的高いため、従来の車両モニタで採用されていたγ線計 測では現実的な S/N 比が得られない。そのため薄型の大面積プラス チックシンチレータによりβ線を計測し、検出器を測定対象物に近 接させる方式を採用した。車両表面の検査では、距離センサの信号を 用い各々の検出器を車両表面から一定の距離を保って走査させる。 また、タイヤハウス内の検査では、タイヤとフェンダーの隙間を自動 認識して平板状の薄型検出器をタイヤハウス内に挿入する(図2)。

#### 3. 測定、評価

確実な検査を行うため、不確かさ評価方法<sup>111</sup>に基づき各要因を評価 し、必要な条件を求めた。例えば、支配的な不確かさ要因の一つであ る検出器・測定対象間の距離については、図3のように±1cmの不確 かさが有る場合、指示値が約±6%変動する。本装置では、測定対象 までの距離を20cmに保つ制御を行い、さらに距離が変動した場合で も距離に応じた感度補正を行うことで測定値の信頼性を確保した。

#### 4. まとめ

本装置によりダンプトラック1台あたり3分程度で検査が可能で ある。現在、中間貯蔵施設内のスクリーニング場にて稼働中である。



図1 車両自動スクリーニング装置



図2 タイヤハウス検査用検出器



#### 参考文献

[1] ISO/IEC Guide 98-3:2008: "Uncertainty of Measurement - Part 3: Guide to the expression of Uncertainty in Measurement (GUM: 1995)"

<sup>\*</sup>Hiroshi Nishizawa<sup>1</sup>, Ryuki Tanaka<sup>1</sup>, Yasushi Nakano<sup>1</sup>, Masakazu Nakanishi<sup>1</sup>, Makoto Sasano<sup>1</sup>, Tetsushi Azuma<sup>1</sup>, Masateru Hayashi<sup>1</sup>, Hideaki Kakiuchi<sup>2</sup>, Taizo Harada<sup>2</sup> and Keiichi Matsuo<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Misubishi Electric, <sup>2</sup>Mitsubishi Electric Plant Engineering

### 被ばくトレーサビリティシステムの開発

Development of a system to trace the causes of exposure

\*時吉 正憲<sup>1</sup>, 長峰 春夫<sup>1</sup>, 西山 恭平<sup>1</sup>, 一原 広昭<sup>1</sup>, 萩原 純一<sup>1</sup>, 水野 裕元<sup>2</sup>, 田中 大輔<sup>3</sup> <sup>1</sup>大成建設,<sup>2</sup>富士電機,<sup>3</sup>インフォキューブ LAFLA

当社は、線量計とスマートデバイスを用いて、リアルタイムに線量と位置情報を取得することで、主な被 ばく原因を特定できるシステムを開発している。ここでは、当該システムのうち、線量見える化ツールの開 発状況について報告する。

キーワード: IoT, 被ばく線量, 位置情報, リアルタイム

#### 1. 緒言

放射性物質を取り扱う工事等では、一般の安全対策に加え、作業員に対する放射線管理や被ばく低減対策 が求められる。しかしながら、これまで、どの作業員が、いつ、どこで、何をして、なぜ被ばくしたかを分析 できないまま1日の被ばく線量のみで管理・対策を行っていた。そのため、作業場所の線量と、作業の内容 に応じた効果的な被ばく対策を講じることが困難であった。そこで、まずは、線量と位置情報をリアルタイ ムに把握するため、見える化ツール(図1)を開発した。

#### 2. 線量見える化ツールの特徴

図1のツールでは、アプリ向けのSDK(線量計専用 API ライブラリ含む)を開発・実装することで、線量計の情報 と、スマートデバイスの位置情報を同期してアプリ内に 読み込むことができる。通信方法には、4G/LTE 回線を利 用することで、リアルタイムにクラウド上へアップロー ドできる。PC 画面には、地図情報と工事現場の図面を GIS 上に組み合わせた表示と、線量と位置情報のプロットが 可能である。また、滞在時間に応じたヒートマップの作成 や、設定したエリア毎の滞在時間の把握が可能である。



図1線量見える化ツール

#### 3. 実証試験の概要と結果

実際の運用を想定した実証試験を福島県内の工事現場にて行った。デバイスにはシリコン半導体検出器, GPS モジュール搭載の Android 端末を選定した。作業員 3 名が当該デバイスを 2 週間程度装着した。本試験 では、1 秒間隔の位置情報に加え、1 分間隔の線量および位置情報が同期した結果を PC 画面に表示させた。 実証試験の結果、管理者が作業員の線量と位置情報をリアルタイムかつ容易に確認できた。また、GPS が遮 断される環境下においては、Bluetooth 発信機を設置することで位置精度が向上した。

#### 4. 結言

被ばくトレーサビリティシステムに必要な線量見える化ツールを開発した。今後は,線源を予測する分析 ツールを開発予定である。また,暑さ指数,温度,湿度およびカメラ映像等の環境データと,バイタルおよ び加速度等の個人データを取り込むことができ(図1),将来的に作業安全対策への適用が期待される。

\*Masanori Tokiyoshi<sup>1</sup>, Haruo Nagamine<sup>1</sup>, Kyohei Nishiyama<sup>1</sup>, Hiroaki Ichihara<sup>1</sup>, Jyunichi Hagiwara<sup>1</sup>, Hiroyuki Mizuno<sup>2</sup>, Daisuke Tanaka<sup>3</sup>

<sup>1</sup>TAISEI, <sup>2</sup>Fuji Electric, <sup>3</sup>infocube LAFLA

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

# [2D10-14] Environmental Safety Assessment and Radiation Protection Chair:Hiromi Yamazawa(Nagoya Univ.) Thu. Sep 12, 2019 2:45 PM - 4:05 PM Room D (Common Education Bildg. 1F D12) [2D10] Evaluation for Uncertainty of Effective Stack Height in Numerical Simulation of Atmospheric Diffusion over Complicated Terrains \*Gaku Sasaki<sup>1</sup>, kazuki Okabayashi<sup>1</sup> (1. Mitsubishi Heavy Industries) 2:45 PM - 3:00 PM

[2D11] Uncertainty Analysis of a Numerical model for evaluating Effective Source Height \*Hiroki Ono<sup>1</sup>, Koichi Sada<sup>1</sup> (1. CRIEPI)

3:00 PM - 3:15 PM

# [2D12] Study of the level 3PRA method using WinMACCS \*Masaharu Tsuzaki<sup>1</sup>, Ryogo Kurokawa<sup>1</sup>, Koichi Sada<sup>1</sup> (1. CRIEPI) 3:15 PM - 3:30 PM

- [2D13] Study of the level 3 PRA method using WinMACCS \*Ryogo Kurokawa<sup>1</sup>, Masaharu Tsuzaki<sup>1</sup>, Koichi Sada<sup>1</sup> (1. CRIEPI) 3:30 PM - 3:45 PM
- [2D14] Examination of parameters on reduction effects of internal exposures in vehicles evacuation after nuclear accident \*Jun Hirouchi<sup>1</sup>, Hiroshi Komagamine<sup>2</sup>, Shogo Takahara<sup>1</sup>, Masahiro Munakata<sup>1</sup> (1. JAEA, 2. Dainichi Machine and Engineering Co. Ltd.) 3:45 PM - 4:00 PM

### 複雑地形での大気拡散数値シミュレーションにおける有効高さの不確かさ評価

Evaluation for Uncertainty of Effective Stack Height in Numerical Simulation of Atmospheric Diffusion over Complicated Terrains

> \*佐々木 岳<sup>1</sup>, 岡林 一木<sup>1</sup> <sup>1</sup>三菱重工業株式会社

原子力学会標準「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン:2015」(以下、V&Vガイドライン)に 則り、LESを適用して求めた周辺被ばく評価に必要な有効高さの不確かさについて検討した。 キーワード:大気拡散、V&V、LES

#### 1. 緒言

原子炉施設における安全解析の被ばく評価では、放射性物質の放出源高さとして地形や建屋影響を考慮した有効 高さを算出する必要がある。本研究では、従来の風洞実験に代えて数値モデルを適用し、学会標準である有効高さ を求めるための数値モデル実施基準<sup>[1]</sup>に沿って求めた有効高さの不確かさを、別途学会標準「V&V ガイドライン」 <sup>[2]</sup>によって評価した一例を報告する原本。

#### 2. 複雑地形における数値モデルによる拡散計算

まず有効高さを求めるために、LES (Large Eddy Simulation)を用いて、 平地と地形での拡散計算(図1)を行い<sup>(3)</sup>、各々の地表軸上濃度の計算 結果が別途実施された風洞実験結果とほぼ整合することを確認した。参 考までに、有効高さの概念を図2に示す。

#### 3. 不確かさの算出方法

次に、V&V ガイドラインに基づき有効高さの不確かさ $\delta_{model}$ を式 1 に基づいて評価した。ここで、k: 信頼水準に係る包含係数,  $u_{val}$ : 統合された不確かさ,  $E_{comparison}$ :風洞実験結果と数値モデル算出結 果の差,  $u_{input}$ :入力の不確かさ,  $u_{num}$ :数値解析上の不確かさ,  $u_D$ :実 験的な不確かさである。この際、 $u_{input}$ は風洞実験を対象にした再現計算



であることから、入力データの不確かさは極めて小さいと想定して $u_{input} = 0$ とし、 $u_D$  については暫定的に過去の繰り返し実験の検討例を参考にした。また、 $u_{num}$ は計算結果として求まる濃度の GCI (Grid Conversion Index)から、数値解析上の濃度の不確かさとしてまずは算出し、次に、本研究の評価対象である有効高さの不確かさ $u_{num}$ を求めるために、濃度の不確かさ $u_{num}$ を用いて誤差伝播の考え方を適用し有効高さの不確かさ $u_{num}$ に換算した。

#### 4. 結言

上記の方法をもとに算出した有効高さの不確かさは、有効高さ65mに対して13m(20%)となった。なお、本 研究は限られたケースでの検討結果であるため、今後、より多くのケースでの算出結果を踏まえ、有効高さの不確 かさ算出に必要な*E<sub>comparison</sub>、u<sub>input</sub>、u<sub>D</sub>等の算出のあり方について、議論の必要があると考える。* 

#### 謝辞

本研究は、電力共通研究「安全解析における被ばく評価手法の高度化検討(その4)」の成果の一部であり、原 子力気象検討委員、電力各社の皆様には、多大なご助言、ご助力をいただいた。この場を借りて感謝の意を表する。

#### 参考文献

[1] 日本原子力学会標準発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための数値モデル計算実施基準:2011、 一般社団法人 日本原子力学会、2012年8月

[2] 日本原子力学会標準 シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン:2015、一般社団法人 日本原子力学会 2015 年
12月
[3] 岡林一木、永山圭憲、原智宏 他、複雑地形へ適用可能な非定常乱流拡散 数値シミュレーション技術の開発 -風洞実験代

[3] 両林一木、水田主意、原省宏 他、複雑地形へ適用可能な非定常乱流拡散 数値シミュレーション技術の開発 一風洞美験↑ 替に向けてー、三菱重工技報、Vol.49、 No.1、2012

<sup>\*</sup>Gaku Sasaki<sup>1</sup>, Kazuki Okabayashi<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Mitsubishi Heavy Industries, LTD.

### 放出源の有効高さを求めるための数値モデルの不確かさ評価 GCIを用いた離散化に伴う不確かさの検討

Uncertainty Analysis of a Numerical model for evaluating Effective Souce Height Examination of Uncertainty due to Numerical Solution of Equations by means of GCI \*小野 浩己<sup>1</sup>, 佐田 幸一<sup>1</sup> <sup>1</sup>電力中央研究所

放出源の有効高さを評価するための数値モデルに対して、日本原子力学会標準「シミュレーションの信頼性 確保に関するガイドライン:2015」の手順を参考にして不確かさ評価を行った.

キーワード: 放出源の有効高さ, 数値モデル, 不確かさ評価, GCI

#### 1. 緒言

原子力施設の安全解析では、放出源の有効高さというパラメータが必要となる.従来手法である風洞実験の代わりに数値モデルを用いて放出源の有効高さを評価するための実施基準[1]が刊行されているが、数値モデルの不確かさ評価については課題として残されていた.そこで、日本原子力学会標準「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン:2015」[2]の手順を参考にして数値モデルの不確かさ評価を行った.

#### 2. 数値モデルの概要

本報で使用した数値モデルは、数値流体力学を用いて風洞実験を計算機上で再現したものであり、乱流解 析手法に Large Eddy Simulation を採用して高精度な計算を可能としている.詳細は文献[3]を参照されたい.

#### 3.不確かさ評価の概要

文献[2]を参考に、数値モデルの推定誤差 $\delta_{model}$ を表1に示す4要素から評価した.

$\tilde{\delta}_{\text{model}} = E_{\text{comp}} \pm k u_{\text{val}}$	Ecomp:風洞実験結果と数値モデル結果の差異	u <sub>input</sub> :入力の不確かさ				
$u_{\rm val} = \sqrt{u_{\rm num}^2 + u_{\rm input}^2 + u_{\rm D}^2}$	<b>u</b> num:離散化に伴う不確かさ	u <sub>D</sub> :風洞実験の不確かさ				

表1 数値モデルの推定誤差の算出方法

 $u_{num}$ は GCI を用いて評価した.また、風洞実験というコントロールされた系を対象とした計算であること から $u_{input}$ は小さいと判断して無視し、 $u_{D}$ については別の実験で取得された値を暫定的に使用した.包含係数 kは 2 とした.これらの扱いの妥当性については今後の検討課題としたい.

#### 4. 結言

上記の方法で算出した $\delta_{model}$ (95%信頼区間の最大値)は2.3~35[m]となり,平均は18[m]であった.これは,現在の実施基準[1]の補正方法を用いる場合に要求される補正幅とほぼ同程度であった.

#### 参考文献

[1] 日本原子力学会,発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための数値モデル計算実施基準: 2011.

[2] 日本原子力学会、シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン: 2015.

[3] 小野, 佐田, 放出源の有効高さを求めるための数値モデルの高度化 -LES を用いた風洞実験再現精度の向上-, 電力中 央研究所報告, O18009, 2019.

\*Hiroki Ono1 and Koichi Sada1

<sup>1</sup>Central Research Institute of Electric Power Industry

# WinMACCS を用いたレベル 3PRA 手法の検討 (3) ソースタームが異なる場合の計算結果の変化

Study of the level 3PRA method using WinMACCS

(3) Investigation for a change of a calculation result when using different source term.

\*津崎 昌東¹, 黒川 諒悟¹, 佐田 幸一¹

1電力中央研究所

米国 NRC が開発した最新のレベル 3PRA 計算コードである WinMACCS について特性の把握と日本への適用 性を検討している。本報では 2 種類のソースタームを用いた場合の WinMACCS の早期被ばく計算結果の変 化について、また、防護措置の影響について報告する。

**キーワード**:レベル 3PRA、WinMACCS、シビアアクシデント、ソースターム、防護措置

#### 1. 緒言

ソースタームの違いおよび屋内退避や避難等の防護措置はレベル 3PRA の結果に大きな影響を及ぼすと考 えられる。そこで、2種類のソースタームを用いて試計算を行い、結果を比較、評価した。なお、本研究では 具体的なサイトのリスク評価を目的としていないため、

入力データ等は基本的に文献値[1][2]や WinMACCS 付属 のサンプル等の値を用いている。

#### 2. 方法

ソースタームは、原子炉スクラム後約20時間(ST1) および1時間未満(ST2)で大規模放出を開始する2種 類を用いた。ST1とST2で放射性核種の放出量には大き な差はないが、主要な核種は異なっている。また、防護 措置として、放出源から30kmの範囲で一律に屋内退避、 避難等を行う設定とした。評価は晩発性がん死亡(LCF)リ スクで行った。

#### 3. 結果および今後の課題

計算結果の概要を図1に示す。防護措置なしの場合、ソ ースタームの違いによるリスクの差は10倍程度となった。 同一ソースタームで防護措置を考慮した場合、リスクは

1/10程度に低下したが、結果の不確実さの幅が大きくなる傾向が見られた。

これらの結果より、レベル 3PRA を行う場合、事故進展を代表するソースタームを適切に設定することが 重要であることが確認できた。また、今回、防護措置は簡易な設定を用いて解析したが、ソースタームと同 様の影響が見られたことから、今後はより現実的な設定を用いた評価が必要であると考えられる。

#### 参考文献

- U. S. NRC, "State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project Volume 1: Peach Bottom Integrated Analysis", NUREG/CR-7110, Vol. 1
- [2] U. S. NRC, "State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project Uncertainty Analysis of the Unmitigated Long-Term Station Blackout of the Peach Bottom Atomic Power Station", NUREG/CR-7155
- \*Masaharu Tsuzaki<sup>1</sup>, Ryogo Kurokawa<sup>1</sup>, Koichi Sada<sup>1</sup>



図1 2種類のソースタームを用いた場合のリスク計算 結果の変化

ST1 については、防護措置がある場合はリスクがほぼ0 となるため省略した。避難範囲を放出源から 30km まで としたため、それ以遠では防護措置の有無に関わらず 同じ結果となる。

<sup>&</sup>lt;sup>1</sup>Central Research Institute of Electric Power Industry
### WinMACCS を用いたレベル 3PRA 手法の検討 (4) ソースタームの違いによる重要入力パラメータの変化

Study of the level 3 PRA method using WinMACCS

(4) Change of important input parameters by difference between source terms

\*黒川 諒悟¹, 津崎 昌東¹, 佐田 幸一¹

1電力中央研究所

2 種類のソースタームについて、WinMACCS のメタモデル(動作を近似する計算コストの低い代替モデル)を 用いた感度解析を行い、それぞれのソースタームにおける重要入力パラメータを特定する。

**キーワード**: レベル 3PRA, ソースターム, 感度解析, メタモデル

1. 緒言 レベル 3PRA における評価では、レベル 2PRA からの情報であるソースタームにより、重要入力パ ラメータが異なることが想定される。そのため本研究では、2 種類のソースターム(早期および晩期放出)を 用意し、メタモデルを用いた感度解析を行うことで、それぞれのソースタームにおける晩発性ガン死亡リス ク(LCF リスク)に対する重要入力パラメータを把握する。

2. 方法 WinMACCS において SOARCA 研究[1]等を参考にし、早期被ばくに関わる 52 種類の入力パラメー タに確率分布を与え、LCF リスクを複数回計算した。その入出力データから、放出源からの距離区分ごとに メタモデルを構築し、それぞれに対して感度解析を行った。

#### 3. 結果

3-1. 早期放出シナリオ いずれの放出源からの距離区分においても、 (A)吸入の遮蔽係数、(B)肺およびその他器官のリスク換算係数が重要 入力パラメータとして特定された。10km 以内では(C)沈着に係るパラ メータ、10km 以遠では(D)拡散に係るパラメータの寄与も確認された (図 1)。また、LCF リスクに対して寄与が大きい放射性核種として Ce 類、La 類が特定された。

3-2. 晩期放出シナリオ いずれの放出源からの距離区分においても、 (A)吸入およびグランドシャインの遮蔽係数、(B)甲状腺およびその他 器官のリスク換算係数などが重要入力パラメータとして特定された。 10km 以内では(C)沈着に係るパラメータ、10km 以遠では(D)拡散に係 るパラメータの寄与も確認された(図 2)。また、LCF リスクに対して 寄与が大きい放射性核種として Te 類、I 類、Ba 類が特定された。

**4. 結論** ソースタームによって重要入力パラメータが異なることが 確認された。また、この違いは、両ソースターム間で寄与の大きい放 射性核種が異なることが原因であると考えられた。

#### 参考文献

- U.S. NRC, State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project Uncertainty Analysis of the Unmitigated Long-Term Station Blackout of the Peach Bottom Atomic Power Station, NUREG/CR-7155, 2016.
- [2] U.S. NRC, State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project Volume 1 : Peach Bottom Integrated Analysis, NUREG/CR-7110,2013.

\*Ryogo Kurokawa<sup>1</sup>, Masaharu Tsuzaki<sup>1</sup> and Koichi Sada<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Central Research Institute of Electric Power Industry





CYSIGA: 水平方向の拡散パラメータの係数、 VDEPOS(1):乾性沈着速度、CWASH1:ウォッシュア ウト係数、ZSCALE…鉛直方向の拡散の補正係数、 CSFACT(NOR.):クラウドシャインの遮蔽係数、 GSHFAC(NOR.):グランドシャインの遮蔽係数、 PROTIN(NOR.):吸入の遮蔽係数、CFRISK:リスク換 算係数(LEU.…白血病、BON. …骨髄、BRE. …乳房、 LUN. …肺、THY. …甲状腺、LIV. …肝臓、COL.…大 腸、OTH. …その他器官)

### 原子力事故時の自動車避難に関する内部被ばく低減効果に係るパラメータの調査

Examination of parameters on reduction effects of internal exposures in vehicles evacuation after nuclear accident \*廣内 淳<sup>1</sup>, 駒ヶ峯 弘志<sup>2</sup>, 高原 省五<sup>1</sup>, 宗像 雅広<sup>1</sup>

<sup>1</sup>JAEA,<sup>2</sup>大日機械工業株式会社

自動車避難時の内部被ばく低減効果は多くの因子に影響される。本研究では、自動車内外の CO<sub>2</sub> 濃度及びエアロ ゾル濃度を連続測定し、換気率及び粒子状物質の車内での沈着率と浸透率を求めた。

キーワード:自動車避難,内部被ばく,換気率,沈着率,浸透率

1. 緒言 自動車を用いた避難は原子力事故後に実施される防護措置の一つである。自動車を用いた避難時の内部 被ばく低減効果に係るパラメータとしては、換気率、沈着率、浸透率等が考えられるものの、家屋における調査<sup>[1]</sup> と車とでは体積、隙間構造等の違いによって沈着率と浸透率が異なる可能性がある。さらに車の走行状態によって 換気率が異なる可能性がある。そこで本研究では、実車を用いて内部入被ばくの低減効果評価に必要な換気率、粒子状物質に対する車内での沈着率及び車内への浸透率を実験的に求めた。

2. 実験概要 コンパクトカー、セダン、ミニバンに対して実験を行った。車後方及び側方からの風の影響をなる べく小さくするため、車前方以外は車高よりも高い壁で囲まれている場所に車を設置した。走行状態を模擬するた め、車前方に大型サーキュレーターを設置した。速度への換算は車前方に設置した風速計の指示値を用いた。サー キュレーターの風量または車との距離を変えることによって、風速を調整した。本実験では、避難中の渋滞を想定 し、約15 km h<sup>-1</sup>までの速度を対象とした。各パラメータの算出方法は実家屋実験<sup>III</sup>と同等である。換気率は、車 内に CO<sub>2</sub>を散布し、その後の CO<sub>2</sub>濃度の時間変化から求めた。沈着率は、車内のシートを約1分間たたき、車内 のエアロゾル濃度を増加させ、車外からの粒子の侵入の寄与を相対的に小さくし、その後のエアロゾル濃度の時間 変化から求めた。浸透率は、車内で空気清浄機を稼動させ、車内のエアロゾル濃度が車外よりも小さい環境にし、

その後のエアロゾル濃度の時間変化から求めた。エンジン稼動の有/無、エアコン稼動の有/無、内気循環/外気の取り入れ等それぞれの条件に対して各パラメータを求めた。車内外の CO2濃度は T&D 社製 TR-76Ui、車内外のエアロゾル濃度は日本カノマックス社製のレーザーパーティクルカウンタ MODEL3886 を用いて測定した。計測期間中、人の出入りはない。

3. 結果 換気率と速度の関係を図に示す。外気取り入れ モードでエンジンとエアコンをともに稼動させた条件 (図中の●)を除けば、換気率は0.1~1.5 h<sup>-1</sup>程度であり、 外気取り入れモードでエンジンとエアコンをともに稼動 させた条件では30 h<sup>-1</sup>以上となった。沈着率は粒径0.3 µm の粒子で0.5~1.5 h<sup>-1</sup>程度の値をとることが示された。浸 透率はどの条件でも概ね1であることが示された。



#### 参考文献

[1] 廣内ら, 原子力学会 2018 年 秋の年会 2K07 等.

本研究は平成29年度原子力規制庁受託「原子力施設等防災対策等委託費(防護措置の実効性向上に関する調査研究)事業」の 成果の一部である.

\* Jun HIROUCHI<sup>1</sup>, Hiroshi KOMAGAMINE<sup>2</sup>, Shogo TAKAHARA<sup>1</sup>, Masahiro MUNAKATA<sup>1</sup>

<sup>1</sup>JAEA, <sup>2</sup> Dainichi Machine and Engineering Co., Ltd.

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

# [2D15-18] Environmental Radioacitivty and Radiation Measurement 1 Chair: Jun Moriizumi (Nagoya Univ.)

Thu. Sep 12, 2019 4:05 PM - 5:10 PM Room D (Common Education Bildg. 1F D12)

[2D15] Te of	emperature dependence of cesium adsorption property in the sediment <sup>-</sup> Lake Onuma on Mt.Akagi
*Na	aoto Kumagai <sup>1</sup> , Haruaki Matsuura <sup>1</sup> , Kyuma Suzuki <sup>2</sup> , Shun Watanabe <sup>2</sup> , Seiichi Nohara <sup>3</sup> , Yukiko
Oka Inst	ada <sup>1</sup> (1. Tokyo City Univ. , 2. Gunma Prefectural Fisheries Experiment Station., 3. National stitute for Environmental Studies.)
4:(	05 PM - 4:20 PM
[2D16] De rac	evelopment and evaluation of an easy-to-use depth profiling sensor of diocesium for forest soil
*Hi Kar	iroshi Ogawa <sup>1</sup> , Katsue Miura <sup>2</sup> , Koichi Ide <sup>2</sup> , Kohei Ishikawa <sup>2</sup> , Katsuya Takenouchi <sup>2</sup> , Ramon nai <sup>2</sup> , Motomi Imai <sup>2</sup> , Masanori Kodaka <sup>2</sup> , Tohru Kawamoto <sup>1</sup> , Ryuichi Kamimura <sup>2</sup> (1. AIST, 2.
Tok	kyo Power Technology)
4:2	20 PM - 4:35 PM
[2D17] De	evelopment of passive sampler for Atmospheric <sup>14</sup> CO <sub>2</sub>
*Hi	ideki Kakiuchi <sup>1</sup> , Hidehisa Kawamura <sup>2</sup> , Nagayoshi Shima <sup>2</sup> (1. Institute for Environmental
Scie	iences, 2. KEEA)
4:3	35 PM - 4:50 PM
[2D18] Me	ethod for estimating of release rate of radionuclides in nuclear
ace	cident from radiation data on the sea (2)
*Sh	husuke Umekawa <sup>1</sup> , Ryota Adachi <sup>1</sup> , Masato Kanasaki <sup>1</sup> , Mizuo Kajino <sup>2</sup> , Keiji Oda <sup>1</sup> (1. Graduate
Sch	hool of Maritime Sciences, Kobe University, 2. Meteorological Research Institute)

4:50 PM - 5:05 PM

### 赤城大沼湖底質のセシウム吸着特性の温度依存性

Temperature dependence of cesium adsorption characteristics in the sediment of Lake Onuma on Mt.Akagi

\*熊谷 尚人<sup>1</sup>, 松浦 治明<sup>1</sup>, 鈴木 究真<sup>2</sup>, 渡辺 峻<sup>2</sup>, 野原 精一<sup>3</sup>, 岡田 往子<sup>1</sup> <sup>1</sup>東京都市大学,<sup>2</sup>群馬県水産試験場,<sup>3</sup>国立研究開発法人国立環境研究所

群馬県にある赤城大沼では福島原発事故の影響による放射性セシウム汚染が長期化している.本実験では 前処理として赤城大沼の底質を様々な温度で乾燥させた後,安定セシウムを用いた吸着実験を行った.吸着 実験後の底質をXRF及びEXAFSを用いて安定セシウムの吸着特性の温度依存性について比較検討を行った. **キーワード:赤城大沼,セシウム,**XRF, EXAFS

#### 1. 緒言

群馬県にある赤城大沼では東京電力㈱福島第一原子力発電所の事故による影響を受け、放射性セシウム汚 染が観測された.湖水の放射性セシウムの時間による減衰は事故直後減少傾向を示していたが、現状は下げ 止まっている状態のため□,その要因の解明が課題となっている.この問題に赤城大沼は底質のセシウムの 吸着特性が低いことが関わっていると考え、底質と放射性セシウムの吸着実験を行った結果、70%程度の吸 着率が確認でき、30%程度の放射性セシウムが吸着しないことが分かった.しかし底質の前処理として 100℃ で乾燥処理を行ったことで底質中の粘土鉱物がひび割れ、セシウムの吸着率を過小評価している可能性が示 唆された.そこで本研究では、様々な温度で乾燥処理を行った底質を用いて CsCl 水溶液との吸着実験を行っ た.そして安定セシウムを吸着させた底質を、蛍光 X 線分析(XRF)及び広域 X 線吸収微細構造(EXAFS)を用 いて解析をすることで吸着特性の温度依存性を評価した.

#### 2. 実験方法

赤城大沼で採取した底質を室温,50℃,70℃,100℃,150℃で24時間乾燥させた.乾燥温度の異なる5種 類の底質 0.4g を 1M の CsCl 水溶液 20ml に加え,1時間撹拌した後,24時間静置して安定セシウムを吸着さ せた.再現性を確保するため,各温度で3試料ずつ用意し実験を行った.安定セシウムを吸着させた底質を 濾過し,吸着実験前と同じ温度で24時間乾燥させた底質を測定試料として,CsLα線に着目した XRF 及び EXAFS 測定を行うことでセシウムの吸着特性の温度依存性について比較検討を行った. EXAFS 測定は高エ ネルギー加速器研究機構,PF の BL-27B において,透過法で CsL<sub>III</sub> 吸収端に着目し,粘土鉱物とセシウムの 吸着を表す原子間距離約 3.5Å のピーク<sup>[2]</sup>で比較を行った.

#### 3. 結果と考察

安定セシウム吸着実験後の底質の XRF ではどの試料も安定セシウムの存在量は 12%程度であり,乾燥温 度とセシウムの存在量との相関性はみられなかった.これは底質中の粘土鉱物と強く吸着していない安定セ シウムまで測定しているため同程度の存在量になったと考えられる.EXAFS 測定によると,乾燥温度が室温 ~100℃までは原子間距離約 3.5Å のピークの配位数に有意な差はみられなかったが,150℃で乾燥させた底質 は配位数が大きくなっていることが分かった.この結果から乾燥温度が室温~100℃程度までは安定セシウム の吸着特性に大きな変化はみられないが,150℃程度になると吸着量が大きくなるという傾向にあった.つま り,100℃で乾燥を行った底質とセシウムの吸着実験では吸着率を過小評価していないと考えられる.

#### 参考文献

[1] K. Suzuki et al, Science of the Total Environment 622, 1153-1164 (2018)

[2] 高橋嘉夫ら. 表面科学 Vol.34, No.3.pp.122 (2013)

\*Naoto Kumagai<sup>1</sup>, Haruaki matsuura<sup>1</sup>, Kyuma Suzuki<sup>2</sup>, Shun Watanabe<sup>2</sup>, Seiichi Nohara<sup>3</sup> and Yukiko Okada<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Tokyo City University., <sup>2</sup> Gunma Prefectural Fisheries Experiment Station., <sup>3</sup>National Institute for Environmental Studies.

### 山林土壤用放射性セシウム簡易深度分布計の開発と性能評価

Development and evaluation of an easy-to-use depth profiling sensor of radiocesium for forest soil

\*小川浩<sup>1</sup>,三浦克恵<sup>2</sup>,井出功一<sup>2</sup>,石川晃平<sup>2</sup>,竹之内克弥<sup>2</sup>, 金井羅門<sup>2</sup>,今井元海<sup>2</sup>,小高応理<sup>2</sup>,川本徹<sup>1</sup>,上村竜一<sup>2</sup> <sup>1</sup>産業技術総合研究所,<sup>2</sup>東京パワーテクノロジー株式会社

ため池底質用に開発した放射性セシウム簡易深度分布計を山林土壌に適用し、性能評価および山林特有の問 題点に関する考察を行った。

キーワード: 放射性セシウム, 深度分布, 土壌, 山林

#### 1. 緒言

福島県の面積の約7割を占める森林においては林縁から20mの範囲外の除染は基本的に行われておらず、 高線量の状態が継続している。また山林を抱える福島県内の市町村からは森林除染を希望する声も挙がって いる[1]。山林は生活上重要な水源地で、地震や大雨・土砂災害等に伴う放射性セシウムの流出も懸念される。 一方で調査対象としての山林はアクセスの悪さや急峻な地形、危険生物の存在など作業環境は劣悪である。 発表者らはこのような状況に鑑み、以前開発した溜め池底質用放射性セシウム深度分布計[2,3]の山林土壌へ の適用による山林土壌調査の作業負荷低減を想定して、福島県内の山林で性能試験を行った。

#### 2. 手法

試験は 2018 年 10 月から翌年 5 月にかけて福島県葛尾村の私有林で行った。今回用いた簡易深度分布計は 文献[2]に記載した物の改良型で、外径 4.2 cm の塩ビパイプ内に 3 cm 間隔・9 個のフォトダイオードセンサー と小型 Linux 演算ボード、バッテリー等を格納している(図)。これを土壌表面に対し直角に挿してγ線カウ ントの深度分布を 5 分間計測しながら、最大エントロピー法[4]により 1 cm 刻みの放射性セシウム(<sup>134</sup>Cs+

<sup>137</sup>Cs)濃度深度分布ヘリアルタイム逆変換した。またパイプから半径 20 cm 内の土壌を深さ毎に採取し、土壌密度深度分布の測定とゲルマニウム 半導体検出器による <sup>134</sup>Cs と <sup>137</sup>Cs の濃度分析を行い、簡易深度分布計の 結果と比較した。

#### 3. 結果

実測の土壌密度深度分布を用いた逆変換結果は、採取土壌の Ge 分析結 果と良く整合した。土壌密度分布が未知の場合を想定した 0.4 g/cm<sup>3</sup> 深さ 方向一定による逆変換でも概ね同様の結果が得られた。山林の放射性セシ ウムは主に地表面下数 cm に吸着されており、この深度領域の土壌密度の 概略値を予備測定や文献値等で与えることで、最小限の土壌採取による放 射性セシウム濃度深度分布の簡易測定が可能になると考えられる。

#### 参考文献

[1] 川崎, 日本原子力学会誌, 57, 44 (2015).

[2] 小川ら, RADIOISOTOPES, 67, 329 (2018).

[3] 小川ら, 環境放射能除染学会誌, 6, 17 (2018). [4] Ogawa et al., J. Environ. Radioact., 175-176, 158 (2017).

\*Hiroshi Ogawa<sup>1</sup>, Katsue Miura<sup>2</sup>, Koichi Ide<sup>2</sup>, Kohei Ishikawa<sup>2</sup>, Katsuya Takenouchi<sup>2</sup>, Ramon Kanai<sup>2</sup>, Motomi Imai<sup>2</sup>, Masanori Kodaka<sup>2</sup>, Tohru Kawamoto<sup>1</sup> and Ryuichi Kamimura<sup>2</sup>

<sup>1</sup>National Institute of Advanced Industrial Science and Technology (AIST), <sup>2</sup>Tokyo Power Technology Co. Ltd.



簡易深度分布計の構造

义

2019年秋の大会

### 大気二酸化炭素中<sup>14</sup>C評価のためのパッシブサンプラー開発

Development of passive sampler for atmospheric <sup>14</sup>CO<sub>2</sub>

\*柿内 秀樹<sup>1</sup>, 川村 秀久<sup>2</sup>, 島 長義<sup>2</sup>

1環境研,2九環協

有機アルカリ溶液を捕集剤として大気二酸化炭素中<sup>14</sup>C測定のためのパッシブサンプラーを開発し、そのシ ステムの検証を行った。

**キーワード**: パッシブサンプラー,<sup>14</sup>CO<sub>2</sub>, モノエタノールアミン

### 1. 緒言

一般的に大気中の二酸化炭素を捕集するにはポンプを用いて大気を吸引する必要があるが、電力が必要で あることや設備が高額になるため、多地点で連続的に二酸化炭素を採取することは困難である。一方、分子 拡散現象を利用するパッシブサンプラーは、選択的にガス透過する膜を有した容器に捕集剤が入った簡便な 構造であるため、多地点に設置することができる。本発表では新規に大気二酸化炭素中<sup>14</sup>C 測定のためのパ ッシブサンプラーを開発し、そのシステムを検証した結果を報告する。

#### 2. 実験

#### 2-1.二酸化炭素の捕集及び定量性の確認

30%モノエタノールアミン溶液を用いて、標準試料(NIST4990C、IAEA C1、IAEA C7、IAEA C8)から発 生させた二酸化炭素を捕集させた。この捕集溶液を塩化カルシウム水溶液と共に耐圧容器内に入れて 120℃ で2時間加熱した。その結果、弱アルカリであるモノエタノールアミン溶液から二酸化炭素が脱離し、その 二酸化炭素は炭酸カルシウムとして沈殿した。この炭酸カルシウム中<sup>14</sup>C を AMS 法により定量した。

#### 2-2.パッシブサンプラー作成及び試料採取

新規パッシブサンプラーとして 30%モノエタノールアミン溶液を内径×高さ(mm): φ61×49 のテフロン ジャーに入れ、透過膜として孔径 5 µm テフロンフィルター(WP-500-50、住友電工)にアモルファステフロ ン(AF-2400、デュポン)を担持させたものを作成した。2006 年に青森県六ヶ所村の未耕地で採取した表層土 壌を 30℃で 3 日間の培養実験し、土壌有機物の分解に伴い発生した二酸化炭素をこのパッシブサンプラーを 用いて捕集した。捕集した二酸化炭素を炭酸カルシウムとして回収し、AMS 法により <sup>14</sup>C 濃度を定量して土 壌有機物中 <sup>14</sup>C 濃度との関係を調べた。

#### 3. 結論

標準試料から発生させた二酸化炭素をモノエタノールアミン溶液により捕集した際の回収率はいずれも 99%以上を示し、良好に捕集できることを確認した。また、定量した<sup>14</sup>C濃度もそれぞれ認証値と一致し、二 酸化炭素捕集時に同位体分別が起こっていないことも確認した。続いて、土壌有機物中<sup>14</sup>C濃度と土壌試料 を培養した時に発生した二酸化炭素中<sup>14</sup>C濃度はよい相関を示した。

<sup>1</sup>Institute for Environmental Sciences, <sup>2</sup> Kyushu Environmental Evaluation Association

<sup>\*</sup>Hideki Kakiuchi<sup>1</sup>, Hidehisa Kawamura and Nagayoshi Shima<sup>2</sup>

# 原発事故時における海上モニタリングデータを用いた 放射性核種放出率推定手法の提案(2)

Method for estimating of release rate of radionuclides in nuclear accident from radiation data on the sea (2)

\*梅川 修輔<sup>1</sup>, 足立 遼太<sup>1</sup>, 金崎 真聡<sup>1</sup>, 梶野 瑞王<sup>2</sup>, 小田 啓二<sup>1</sup>

1神戸大学大学院 海事科学研究科,2気象庁気象研究所 環境・応用気象研究所

原発事故時に周辺環境への影響を予測するために、放射性核種の放出率を迅速に推定することが重要になる。そこで海上に設置したブイに線量計など必要な機材を搭載し、取得した線量データから放出率を推定する計算手法の確立を行なっている。

キーワード:移流拡散モデル、海上放射線計測、アンフォールディング法

#### 1. はじめに

福島原発事故時、原発周辺のモニタリングが十分行えず、放射性物質の放出量を推定できなかったため、 SPEEDI<sup>[1]</sup>を有効に活用することができなかった。広域にわたる放射能分布を予測できる SPEEDI を運用する ためには迅速かつ正確に放出量を推定する必要がある。そこで陸上での放射線計測を補う海上の大気モニタ リングシステムの構築を目指した研究を行なっている。本研究では海上特殊ブイを用いたモニタリングを想 定し、放射線モニターの測定データから放射性物質の放出量を迅速に逆推定する手法の確立を目指している。

#### 2. 計算方法·結果

時刻tに放出された放射性核種の放出率をS(t)、i番目の地点で観測された 放射能の時間変化を $A_i(t)$ とすると、 $A_i(t) = \int F_i(t,\tau) S(t) d\tau$ と表すことがで きる。ここでレスポンス関数 $F_i(t,\tau)$ は時刻tに放出され、気象条件により移 流拡散され、遅れ時間 $\tau$ で観測点に沈着する割合を表す。本研究では、移流 拡散モデル LM<sup>[2]</sup>を用いてレスポンス関数(F)を定める。また被積分関数(S) を求めるために放射線計測分野でも使用されるアンフォールディング法を 適用し精度の高い推定を試みた。

御坊火力発電所を原子力発電所と仮定し観測点を図1に示す5地点とし て逆推定を行なった。それぞれの観測地点から推定される放出量を図2に 示す。縦軸が放出量の相対値を表していることから1に近くほど精度の高 い結果であると考えることができる。図2では大きな誤差を示す観測点が 存在することが確認できる。この誤差の要因を把握しレスポンス関数の特徴 を捉えることで実海域に設置する際のブイの最適配置や設置数など 図 を検討していく。



図1 計算に使用した観測点



#### 参考文献

[1] 原子力規制委員会 http://www.nsr.go.jp/activity/monitoring/monitoring6-4.html

[2] Kajino et al., Atmos. Chem. Phys., 16, 13149-13172, (2016)

\*Shusuke Umekawa<sup>1</sup>, Ryota Adachi<sup>1</sup>, Masato Kanasaki<sup>1</sup>, Mizuo Kajino<sup>2</sup> and Keiji Oda<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Graduate School of Maritime Sciences, Kobe University, <sup>2</sup>Meteorological research Institute

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

### [2D19-23] Environmental Radioacitivty and Radiation Measurement 2 Chair:Hideki Kakiuchi(IES)

Thu. Sep 12, 2019 5:10 PM - 6:30 PM Room D (Common Education Bildg. 1F D12)

[2D19] Simultaneous estimation of surface concentrations and soil-depth profiles of radiocaesium with NaI(TI) pulse height distributions measured over the ground surface.

\*Jun Moriizumi<sup>1</sup>, Hisashi Ichikawa<sup>1</sup>, Shigekazu Hirao<sup>2</sup>, Hiromi Yamazawa<sup>1</sup> (1. Nagoya Univ., 2. Fukushima Univ.)

5:10 PM - 5:25 PM

[2D20] Characteristics in atmospheric concentration distribution and nuclide composition in the southward traveling plume in the early morning of March 15, 2011

> \*Hiromi Yamazawa<sup>1</sup>, Naoki Yaguchi<sup>1</sup>, Jun Moriizumi<sup>1</sup>, Yu Kuwahara<sup>2</sup> (1. Nagoya University, 2. Ibaraki Pref. Environmental Radiation Monitoring Center) 5:25 PM - 5:40 PM

[2D21] Performance examination of atmospheric dispersion models using nuclear accident environmental data

\*Shinichiro Adachi<sup>1</sup>, Masataka Nakamura<sup>1</sup>, Sato Yousuke<sup>2</sup>, Hiromi Yamazawa<sup>1</sup> (1. Nagoya Univ., 2. Hokkaido Univ.)

5:40 PM - 5:55 PM

[2D22] Performance examination of atmospheric dispersion models using nuclear accident environmental data

\*Masataka Nakamura<sup>1</sup>, Shinichiro Adachi<sup>1</sup>, Yosuke Sato<sup>2</sup>, Hiromi Yamazawa<sup>1</sup> (1. Nagoya Univ., 2. Hokkaido Univ.)

5:55 PM - 6:10 PM

[2D23] Analysis of the behavior of atmospheric I-131 considering the physicochemical properties released from the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant accident.

\*Shunsuke Kamida<sup>1</sup>, Hiromi Yamazawa<sup>1</sup>, Jun Moriizumi<sup>1</sup> (1. Nagoya Univ.) 6:10 PM - 6:25 PM

# 地上 NaI(TI)波高分布による放射性セシウムの 地表面濃度および土壌中濃度深度分布の同時推定法

Simultaneous estimation of surface concentration and soil-depth profiles of radiocaesium

with NaI(Tl) pulse height distributions measured over the ground surface.

\*森泉 純<sup>1</sup>, 市川 寿<sup>1</sup>, 平尾 茂一<sup>2</sup>, 山澤 弘実<sup>1</sup>

1名古屋大学工学研究科,2福島大学環境放射能研究所

NaI(TI)検出器による地上でのγ線波高分布による放射性セシウムの地面上濃度および土壌中濃度深度分布の 推定を行い、水平 300m 四方でのγ線伝達計算により、実測に近い深度分布を得た。分布を決定する 2 つの パラメータ(重量緩衝深度β, ピーク深度G)の値を、現実的な範囲で決定できた。

キーワード: 放射性セシウム, 地表面濃度, 土壌深度分布, 波高分布測定, EGS5

1. 緒言 土壌中放射性セシウム濃度の地表面からの深度分布情報は表土剥離による除染の効率化、土壌層の 遮蔽効による外部線量率の低下予測に必須である。従来、深度分布は土壌を深さ毎に削り取って採取し、調 製を経て、放射能計測により得られた。試料の採取、調製と計測ともに労力を要し、多地点での深度分布情 報の整備に難があった。本研究では、採取が不要で計測が簡便な Nal(Tl)検出器による地上でのγ線波高分布 測定と解析による放射性セシウムの地面上濃度および土壌中濃度深度分布の同時推定法[1]の精度と可用性を、 実測の深度分布との比較により検討した。

2. 方法 水平 1km 四方の計算体系、水平一様の核種分布仮定における光子輸送計算コード EGS5 によって、 対象核種の全吸収ピークのグロス計数を最も再現する<sup>134</sup>Cs,<sup>137</sup>Cs 地表面放射能濃度、土壤中天然放射性核種 <sup>40</sup>K,<sup>214</sup>Bi,<sup>214</sup>Pb,<sup>208</sup>Tl 濃度を決定し[2]、120-180 keV の散乱線計数を最も再現する Cs-134, Cs-137 濃度深度分布 を決定した。深度分布には指数関数分布(パラメータ:重量緩衝深度β)と濃度極大値を持つ双曲線正割関数 を用いた分布(重量緩衝深度β0, ピーク深度ζ0)の2つを仮定した。

3. 結果 果樹園土壌の<sup>137</sup>Cs 深度分布実測値に対し、地上 75 cm での NaI(TI)波高分布から推定したβおよび β0 は 40~70%の過小評価であった。これは再現した散乱部計数が過大で、相殺により浅い分布が必要なため

と考えられる。再現の過大への、天然核種濃度深度分布一様の仮 定からの逸脱、および 10cm 以深の核種の存在の有無の寄与は小さ かった。計算体系の水平範囲の増加は直接線に対する散乱線の寄 与を増加したため、実測地点周辺の地表面、地形、建築物の状況に より則した 300 m 四方の計算体系に変更すると、より実測に近い  $\beta$ および $\beta$ の値が得られた。( $\beta$ , $\zeta$ )推定値の組合せは一意に決定で きなかったが、図に示すように、地表面直下に集中する <sup>137</sup>Cs 濃度 の深度分布を表現するのに現実的な値の組合せを得られた。

#### 参考文献

[1] 市川 201 年秋の大会(岡山大) 発表番号 1K19.

[2] Hirouchi et al., Radiation Protection Dosimetry 164, 304-315 (2015).

\*Jun Moriizumi<sup>1</sup>, Hisashi Ichikawa<sup>1</sup>, Shigekazu Hirao<sup>2</sup> and Hiromi Yamazawa<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Nagoya Univ., <sup>2</sup>Fukushima Univ.



### 2011 年 3 月 15 日早朝に南下したプルームの大気中濃度分布と核種組成の特徴

Characteristics in atmospheric concentration distribution and nuclide composition in the southward traveling plume in the early morning of March 15, 2011

> \*山澤弘実<sup>1</sup>, 矢口直樹<sup>1</sup>, 森泉純<sup>1</sup>, 桑原雄宇<sup>2</sup> <sup>1</sup>名大院工,<sup>2</sup>茨城県環境放射線監視センター

2011 年 3 月 15 日に茨城県中央部を南下する福島原発事故起源プルーム中の Xe-133, I-131, 132, 133, Te-132 濃度を、21 地点の放射線監視施設 NaI (T1)検出器で得られたγ線波高分布から解析した。

### キーワード:大気中濃度、核種組成、空間分布、福島原発事故

1. 諸言 事故初期の福島原発起源プルーム中の放射性核種の濃度は、Cs-137 については大気中浮遊 粒子状物質(SPM)の常時測定局のろ紙の分析により、東日本での1時間毎の分布が明らかになりつつ ある。その中で、茨城県中央部では SPM 測定局のろ紙が得られていないことから大気中濃度が把握さ れていない。本研究では、同地域に配備されている放射線監視施設の NaI(T1)検出器で得られた y 線 波高分布から、複数核種の大気中濃度を評価し、濃度分布及び核種組成の特徴を把握する。

2.方法 大気中濃度の評価は、Terasaka et al. (2016)の方法及び平山ほか (2015) を組み合わせ た方法とした。基本は、光子輸送計算により検出器応答を評価し、測定された波高分布を最も合理的 に再現する大気中濃度及び沈着濃度を求めるものである。対象は、降雨の影響がなく、最も多きな放 出があったとされる 2011 年 3 月 15 日午前に茨城県中央部を南下するプルーム (P2) で、10 分毎の濃 度を評価した。茨城県中央部の東西約 40km、南北約 60km の範囲内の 21 地点 (Terasaka et al. の既 報 6 地点を含む)を対象とした。対象核種は Xe-133, I-131, 132, 133, Te-132 とした。このプルー ムは共存する放射性ヨウ素の濃度が相対的に高く、その影響により放射性セシウムの濃度は評価でき なかった。

3. 結果 P2 は濃度及び線量率変動から、3 個の部分から構成されているように見える。それぞれの 部分の通過時刻、I-131 濃度に対する Xe-133 及び Te-132 濃度の比(プルーム通過時間帯の)を表に 示す。プルームの最初の部分(P2A)はその後の部分に比べて、Xe-133 及び Te-132 の濃度比が低く、 全核種の濃度の絶対値も低い。大気拡散解析では P2A は一旦東方海上に移流後に当該地域に達したと されており、今回得られた濃度及び核種比の茨城県中央部での空間分布は比較的平坦であることが指 摘される。また、P2B,C とは異なる炉或いはモードでの放出であった可能性も指摘される。I-131 の最 高濃度は内陸部において P2B で約5 kBq/m<sup>3</sup>と評価され、これまで同地域で最大濃度として把握されて

いた 2-3 kBq/m<sup>3</sup>より高かったことと、よ り内陸部ではこの最高値を超えていなか ったことが示された。また、P2B, Cでは 比較的に急峻な濃度勾配の存在、海から の風の侵入によるプルームの移動及び形 状変化がの様子が明瞭に示された。

表	プルーム通	過時間帯の	放射性植	亥種の時	間積分放射
	能濃度の比	時刻け 201	1 在 3 日	15日	日木時

阳极及》元。····································				
plume	$^{133}$ Xe/ $^{131}$ I	$^{132}\text{Te}/^{131}\text{I}$		
P2A(1:00~3:00)	16.3(1.2)	0.63(1.4)		
P2B(4:00~5:50)	41.7(1.2)	0.95(1.2)		
P2C(6:00~9:00)	40.3(1.3)	1.02(1.2)		

参考文献:平山ほか原子力学会和文論文誌, 14, 1 (2015), Terasaka et al., JNST, 53, 1919, (2016)

本研究は環境研究総合推進費(課題番号1-1802)によるものである。

\*Hiromi Yamazawa<sup>1</sup>, Yousuke Sato<sup>1</sup>, Jun Moriizumi<sup>1</sup>, Yu Kuwahara<sup>2</sup> <sup>1</sup>Nagoya Univ., <sup>2</sup>Ibaraki Pref. Environ. Rad. Monitor. Cent.

### 原子力事故環境データを用いた大気拡散モデルの性能評価

### (4)福島県中通りおよび首都圏での大気中濃度再現性の評価

Performance examination of atmospheric dispersion models using nuclear accident environmental data (4) Evaluation of reproducibility of atmospheric concentration in Nakadori, Fukushima prefecture and

metropolitan area \*足立振一郎<sup>1</sup>, 中村真隆<sup>1</sup>, 佐藤 陽祐<sup>2</sup>, 山澤 弘実<sup>1</sup>

### 1名大 <sup>2</sup>北大

12 個の大気拡散モデルの地上濃度の計算結果の相互比較と福島県内での実測濃度との比較によって、降水のある複雑な気象場での計算結果を緊急時対応の観点で評価し、計算結果の誤差要因について検討した。

キーワード:大気拡散モデル、不確かさ、大気中濃度、性能評価

1. 諸言 本研究では先端的な大気拡散モデルによる1F事故時の放射性<sup>137</sup>Cs地上濃度の計算結果の相互比較及び実測値との比較により、放射性プルームの濃度、到達時刻及び到達範囲を明らかにすることで原子力 事故時における大気拡散モデルの緊急時利用可能性を評価することを目的とする。本年度春の報告に関連して、本報告では2011年3月15日放出の降水のある複雑な気象場において福島県中通り地方へ到達したプル ーム3を対象とした解析結果を報告する。

2.方法 日本国内外の大気拡散モデル開発機関の12モデルについて、放出率、格子間隔及び気象場を統一 した<sup>137</sup>Cs 大気中濃度の計算結果の解析を行った。比較対象の実測値は、関東地方の大気環境局 SPM ろ紙分

析結果の地上濃度(SPM 濃度)とした。本研究では、1F からの放 出時刻や移流経路が異なることから、福島県中通り南部及び北 部でそれぞれプルームの濃度と到達時刻の評価を行った。ま た、<sup>137</sup>Cs 地上濃度の計算結果の違いの要因となりうる気象場の 違いについて評価した。

3.結果 中通り南部における地上濃度は実測値と比べてモデ ルでは最大ファクター11のばらつきがあり、プルーム到達を1 ~5時間遅れて計算した。また、中通り北部ではモデル濃度は 最大ファクター10、到達時刻は1~3時間遅い結果となり、単 純な気象場のプルーム2の結果(本年度春報告)よりも不確かさ が大きいことが明らかになった。図は1F付近の風速場が異な る2つのモデル(M03,M05)の2011年3月15日12時及び17時 の地上濃度と風速場の分布図を示しており、3/15午前中の1F



図. M03 (左), M05 (右) による地上<sup>137</sup>Cs 濃 度と風速場の計算結果例。丸印は実測値。 (2011/3/15 12JST(上), 15JST(下))

南西部の風速場の変化の違いが図のように 12 時時点での濃度分布や 17 時の中通り北部へのプルーム到達の 誤差要因だと考えられる。本年度秋にモデル間比較に用いる気象場等が更新される予定であり、今後は入力 データの更新に伴うモデル計算結果の変化について検討予定である。

\*Shinichiro Adachi<sup>1</sup>,Masataka Nakamura<sup>1</sup>,Yousuke Sato<sup>2</sup>, ,Hiromi Yamazawa<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Nagoya Univ.<sup>2</sup> Hokkaido Univ. 本研究は環境研究総合推進費(課題番号 1-1802)によるものである。

### 原子力事故環境データを用いた大気拡散モデルの性能評価

### (5) 第5次航空機モニタリング結果を用いた沈着量再現の性能評価

Performance examination of atmospheric dispersion models using nuclear accident environmental data (5) Performance evaluation of deposition reproduction using the 5th airborne monitoring

\*中村真隆<sup>1</sup>, 足立振一郎<sup>1</sup>, 佐藤 陽祐<sup>2</sup>,山澤 弘実<sup>1</sup>

<sup>1</sup>名大院工,<sup>2</sup>北大

12 個の大気拡散モデルの計算結果の相互比較と第5次航空機モニタリング結果から推定された沈着量との 比較によって、統計指標を用いた性能評価を行った。

キーワード:大気拡散モデル、性能評価、沈着

1. 諸言 本研究では、国内外 12 個の先端的な大気拡散モデルの 1F 事故対象の沈着量計算結果の相互比較 及び実測値との比較により、モデルの持つ不確かさの特徴を明らかにすることを目的とする。

2.方法 日本国内外の大気拡散モデル開発機関の12モデルについて、放出率、格子間隔及び気象場を統一 した1F事故時の沈着量計算結果について解析を行った。計算対象は中部、関東、東北地方を含む範囲で、格 子間隔は標準的に3kmとしたが、座標系の関係で各モデル厳密に同一でなく、比較作業用の3km格子に再配 置した。入力気象場は共通に気象庁気象研究所の解析データとし、5モデルはそのまま拡散計算に用い、7モ デルは独自の気象モデルを介して拡散計算を行った。3モデルはラグランジュ(L)型、9モデルはオイラー (E)型である。鉛直格子は各モデル独自であるが、何れも大気境界層が複数層で表現されている。比較対象

の実測値は、第5次航空機モニタリングか ら推定された沈着量とした。本研究では、 3月31日までの積算沈着量と実測値を比 較し、相関係数、バイアス、空間性能指数、 KSPの4つ統計指標を用いて各モデルの性 能をランク付けした。

3. 結果 統計指標を用いた評価を行っ
 た結果、全モデルのアンサンブル平均が最
 も良い性能を示した。また、沈着分布からす
 べてのモデルで福島県の中通り地方での沈着





図 第5次航空機モニタリング結果(左)アンサンブル平 均(右)の<sup>137</sup>Cs沈着分布例。(2011/3/31 07JST)

が過小評価となる傾向が見られる。全体として中通り地方や、1Fから離れた群馬県での沈着を再現している モデルの方が高い性能を示した。今後、中通り地方での沈着について着目し各モデルの誤差要因について検 討する必要がある。

\*Masataka Nakamura<sup>1</sup>, Shinichiro Adachi<sup>1</sup>, Yousuke Sato<sup>2</sup>, Hiromi Yamazawa<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Nagoya Univ. <sup>2</sup>Hokkaido Univ. 本研究は環境研究総合推進費(課題番号 1-1802)によるものである。

2019年秋の大会

### 福島原発事故起因の大気中ヨウ素 131 の性状別動態解析

Analysis of the behavior of atmospheric I-131 considering the physicochemical properties

released from the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant accident

\*紙田 峻輔1, 山澤 弘実1, 森泉 純1

1名大院工

福島原発事故で大気放出された放射性ヨウ素の実測データを解析し、大気中ヨウ素の性状別挙動の文献調査 とモデル構築を行うことで、2011 年 3/20-21 の高濃度事象における<sup>131</sup>I放出時の性状別割合を検討した。 キーワード:福島第一原子力発電所,大気中ヨウ素,ヨウ素化学,放射性ヨウ素

1. 緒言 1F 事故で大気放出された放射性ヨウ素は性状により内部被ばく線量への寄与が異なるため、線 量評価を行う上で性状の情報が必要となる。大気中ヨウ素の性状は大別してガス状の有機ヨウ素、無機ヨウ 素と、粒子状ヨウ素の三種類であり、それぞれ大気中の反応で性状が変化する。しかし、1F 事故直後のガ ス粒子別の I-131 濃度観測地点は 6 ヶ所のみで、ガス状内のヨウ素種は不明であり事故直後の性状に関する データが少ない。本研究では、事故直後の実測値を解析し、大気中放射性ヨウ素の性状別挙動の文献調査と 挙動モデルの構築を行うことで、I-131 の大量放出時の性状別割合と大気中挙動を検討する。

2. 方法 6ヶ所の観測地点に到達した高濃度事象 (2011年3/21午前に関東地方に到達)を対象とし、到 達時間の実測値の平均濃度から全濃度に対する粒子状 ヨウ素の放射能割合Fpを算出した。また、大気拡散は ないものとして放射性雲を箱と見立てた大気中ヨウ素 の挙動モデル(図1)を構築した。対象の高濃度事象は夜

間及び曇天であること、観測時に降雨がないことから、今回構築したモデルでは光分解  $P_c$ と湿性沈着  $D_w$ を 無視し、乾性沈着  $D_d$ と吸脱着  $G_p$ を考慮した。乾性沈着では有機、無機、粒子の乾性沈着速度をそれぞれ 0.05,1,0.1 cm s<sup>-1</sup>、大気層の厚さを 300 m とし、吸脱着は野口ら(1991)の吸着評価式を使用した。

3. 結果 有機ヨウ素は光分解無しの仮定のため性状 変化せず沈着速度も遅いため、初期値が高い場合はFp が変動しにくく、初期Fpが最終的なFpを決定する。無 機ヨウ素と粒子状ヨウ素は初期濃度が高い方から低い 方へ吸着あるいは脱着が起き、平衡状態に到達する。 Fpと挙動モデルの考察より、この傾向に合うI-131の 初期割合は、有機ヨウ素 0~10%、無機ヨウ素 60~80%、粒子状ヨウ素 20~30%であり、事故では放出



直後から吸着反応が急速に起き、粒子状の割合が増加、後に平衡状態に達したと考えられる。有機,無機,粒子の初期値をそれぞれ 0,80,20%(①)、10,60,30%(②)としたときの *Fp* を実測値と比較すると(図 2)、どちらも対象事象の実測値の傾向を定性的に再現できた。よって、今後はより現実的な条件を考慮するため、挙動 モデルの詳細化が必要である。

本研究は環境研究総合推進費(課題番号 1-1802)によるものである。

\*Shunsuke Kamida<sup>1</sup>, Hiromi Yamazawa<sup>1</sup>, Jun Moriizumi<sup>1</sup>, <sup>1</sup>Nagoya univ.



地表面 図1 大気中ヨウ素の挙動モデル

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

# [2E01-05] Accident Tolerant Fuel

Chair:Masahide Takano(JAEA)

Thu. Sep 12, 2019 9:30 AM - 10:55 AM Room E (Common Education Bildg. 2F A23)

### [2E01] R&D for introducing advanced fuels contributing to safety improvement of current LWRs (3)

\*Shinichiro Yamashita<sup>1</sup>, Seiichi Watanabe<sup>2</sup>, Nozomu MURAKAMI Murakami<sup>3</sup>, Hisaki SATO Sato<sup>4</sup>, Takao Kondo Kondo<sup>5</sup>, Takashi Nozawa Nozawa<sup>6</sup>, Kan Sakamoto Sakamoto<sup>7</sup>, Kazuyuki Kusagaya Kusagaya<sup>8</sup>, Shigeharu Ukai Ukai<sup>9</sup>, Akihiko Kimura Kimura<sup>10</sup> (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. MNF, 3. MHI, 4. Toshiba ESS, 5. Hitachi-GE, 6. QST, 7. NFD, 8. GNF-J, 9. Hokkaido Univ., 10. Kyoto Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM

[2E02] R&D for introducing advanced fuels contributing to safety improvement of current LWRs (3)

\*Kan Sakamoto<sup>1</sup>, Shigeharu Ukai<sup>2</sup>, Akihiko Kimura<sup>3</sup>, Akifumi Yamaji<sup>4</sup>, Kazuyuki Kusagaya<sup>5</sup>, Shinichiro Yamashita<sup>6</sup>, Tomohiro Kawanishi<sup>6</sup>, Tokio Fukahori<sup>6</sup> (1. NFD, 2. Hokkaido Univ., 3. Kyoto Univ., 4. Waseda Univ., 5. GNF-J, 6. JAEA) 9:45 AM - 10:00 AM

# [2E03] R&D for introducing advanced fuels contributing to safety improvement of current LWRs(3)

\*Masao Owaki<sup>1</sup>, Fumiaki Inoue<sup>1</sup>, Sato Hisaki<sup>1</sup>, Ryo Ishibashi<sup>2</sup>, Takao Kondo<sup>2</sup>, Shinichiro Yamashita <sup>3</sup>, Tomohiro Kawanishi<sup>3</sup>, Tokio Fukahori<sup>3</sup> (1. Toshiba Energy Systems &Solution, 2. Hitachi GE Nuclear Energy, 3. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM

# [2E04] R&D for introducing advanced fuels contributing to safety improvement of current LWRs (3)

\*Seiichi Watanabe<sup>1</sup>, Daiki Sato<sup>1</sup>, Kenichiro Furumoto<sup>1</sup>, Daisuke Komiyama<sup>1</sup>, Nozomu Murakami<sup>2</sup>, Shinichiro Yamashita<sup>3</sup>, Tomohiro Kawanishi<sup>3</sup>, Tokio Fukahori<sup>3</sup> (1. MNF, 2. MHI, 3. JAEA) 10:15 AM - 10:30 AM

# [2E05] R&D for introducing advanced fuels contributing to safety improvement of current LWRs (3)

\*Takashi Nozawa<sup>1</sup>, Hisaki Sato<sup>2</sup>, Kenichiro Furumoto<sup>3</sup>, Ryo Ishibashi<sup>4</sup>, Shinichiro Yamashita<sup>5</sup>, Tomohiro Kawanishi<sup>5</sup>, Tokio Fukahori<sup>5</sup> (1. QST, 2. TOSHIBA ESS, 3. MNF, 4. HGNE, 5. JAEA) 10:30 AM - 10:45 AM 2019年秋の大会

### 安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた研究開発(3) (1)全体概要

R&D for introducing advanced fuels contributing to safety improvement of current LWRs (3) (1) Overview of project

\*山下真一郎<sup>1</sup>,井岡郁夫<sup>1</sup>,根本義之<sup>1</sup>,倉田正輝<sup>1</sup>,川西智弘<sup>1</sup>,加治芳行<sup>1</sup>,深堀智生<sup>1</sup>, 渡部清一<sup>2</sup>,村上望<sup>3</sup>,佐藤寿樹<sup>4</sup>,近藤貴夫<sup>5</sup>,野澤貴史<sup>6</sup>

坂本寬<sup>7</sup>, 草ヶ谷和幸<sup>8</sup>, 鵜飼重治<sup>9</sup>, 木村晃彦<sup>10</sup>, 山路哲史<sup>11</sup>

<sup>1</sup>JAEA, <sup>2</sup>MNF, <sup>3</sup>MHI, <sup>4</sup>東芝エネルギーシステムズ, <sup>5</sup>日立GE, <sup>6</sup>QST, <sup>7</sup>NFD, <sup>8</sup>GNF-J, <sup>9</sup>北大, <sup>10</sup>京大, <sup>11</sup>早大

軽水炉の安全性向上に資する新型燃料の技術基盤整備を目的に、事故耐性を高めた新型燃料の既存軽水炉 への導入に向けた研究開発プロジェクトを進めてきた。本シリーズ発表では、研究対象とする各新型燃料 候補材料において、平成 30 年度までに得られた成果の概略を報告する。本発表においては、研究開発プロ ジェクトの全体について概要を紹介する。

キーワード:軽水炉、安全性向上、事故耐性、燃料被覆管、FeCrAl-ODS、SiC

#### 1. 緒言

福島第一原子力発電所事故を教訓に、冷却材喪失等の過酷条件においても損傷しにくく、高い信頼性を 有する新型燃料の開発への関心が高まり、世界中の多くの国々において事故耐性を高めた新型燃料の研究 開発が進められている。本プロジェクトは、経済産業省資源エネルギー庁からの委託を受けて 2015 年 10 月から 2019 年 3 月までの 3 年半の間実施され、新型燃料部材を既存軽水炉に装荷可能な形で設計・製造す るために必要となる技術基盤を整備することを目的に、国内の軽水炉燃料設計、安全性評価、材料開発を 実施してきた人材、解析ツール、ノウハウ、及び経験を最大限活用して進められてきた。

#### 2. 成果概要

2015年度に作成した、①各新型燃料候補材料の技術成熟度整理表、②技術課題マップ、及び③各新型燃料候補材料の研究開発計画に基づき、基礎データ取得のための試験、過酷事故を模擬した条件下での材料 実験、各種計算コードを用いた解析・評価等を継続して実施した。また、プロトタイプ燃料の設計に必要 な照射試験データ整備の一環として、米国オークリッジ国立研究所の試験研究炉(HFIR: High Flux Isotope Reactor)を用いた材料照射試験を2018年7月に完了し、放射線量が輸送可能なレベルまで低下した照射試 験片について、国内機関に輸送し照射後試験データを拡充した。本発表においては、3年半のプロジェクト の中で研究開発あるいは技術開発を進めた、沸騰水型軽水炉(BWR)用のFeCrAI系酸化物分散強化型 (FeCrAI-ODS)鋼、BWR 用炭化珪素(SiC)複合材料、加圧水型軽水炉(PWR)用 SiC 複合材料、及び共 通試験技術について、各要素技術の開発成果の総まとめを行うとともに、現状残されている課題を整理し た結果を紹介する。また、試験研究炉を含む欧米諸国の現状や国際的な研究開発の動向を踏まえて、今後 の国内での研究開発の進め方等にも言及する。

**備考**:本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成30年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のため の技術開発事業(安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備)の成果である。

<sup>&</sup>lt;sup>\*</sup>Shinichiro Yamashita<sup>1</sup>, Ikuo Ioka<sup>1</sup>, Yoshiyuki Nemoto<sup>1</sup>, Masaki Kurata<sup>1</sup>, Tomohiro Kawanishi<sup>1</sup>, Yoshiyuki Kaji<sup>1</sup>, Tokio Fukahori<sup>1</sup>, Seiichi Watanabe<sup>2</sup>, Nozomu Murakami<sup>3</sup>, Hisaki Sato<sup>4</sup>, Takao Kondo<sup>5</sup>, Takashi Nozawa<sup>6</sup>, Kan Sakamoto<sup>7</sup>, Kazuyuki Kusagaya<sup>8</sup>, Shigeharu Ukai<sup>9</sup>, Akihiko Kimura<sup>10</sup>, Akifumi Yamaji<sup>11</sup>, <sup>1</sup>JAEA, <sup>2</sup>MNF, <sup>3</sup>MHI, <sup>4</sup>Toshiba Energy Systems & Solutions, <sup>5</sup>Hitachi GE, <sup>6</sup>QST, <sup>7</sup>NFD, <sup>8</sup>GNF-J, <sup>9</sup>Hokakido U, <sup>10</sup>Kyoto U, <sup>11</sup>Waseda U

## 安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた研究開発(3) (2) BWR 用 FeCrAl-ODS 鋼

R&D for introducing advanced fuels contributing to safety improvement of current LWRs (3)

(2) FeCrAl-ODS steels for BWR fuel claddings

 \*坂本 寛<sup>1</sup>,鵜飼重治<sup>2</sup>,木村晃彦<sup>3</sup>,山路哲史<sup>4</sup>,草ヶ谷和幸<sup>5</sup> 山下真一郎<sup>6</sup>,川西智弘<sup>6</sup>,深堀智生<sup>6</sup>
 <sup>1</sup>NFD,<sup>2</sup>北大,<sup>3</sup>京大,<sup>4</sup>早大,<sup>5</sup>GNF-J,<sup>6</sup>JAEA

BWR 装荷を目標とした事故耐性の高い改良ステンレス鋼(FeCrAl-ODS 鋼)燃料被覆管の実用化開発を進めている。本発表では平成 30 年度に得られた成果の全体概要を紹介する。

キーワード:軽水炉、安全性向上、事故耐性、燃料被覆管、FeCrAl-ODS

#### 1. 緒言

平成 29 年度までに各種解析に必要な材料物性データを取得すると共に、現行材(Zry 材)を FeCrAl-ODS に置換した各種解析により炉心の成立性、設計成立性の確保、事故及び過酷事故時における事故進展緩和 効果を確認している<sup>(1)</sup>。本発表では、平成 30 年度成果の概要を紹介する(詳細は別途、本学会にてシリーズ発表する)。

#### 2. 成果概要

#### 2-1. 既存軽水炉に装荷した場合の影響評価

平成 29 年度までに、現行の Zry 製 9×9 UO<sub>2</sub>燃料(UO<sub>2</sub>燃料、MOX 燃料)の燃料被覆管を FeCrAl-ODS に置換した場合、被覆管肉厚を約半分(0.30 - 0.35 mm)にすることで現行材と同程度の炉心の成立性が確保 できる見通しを得ていたが、平成 30 年度は、9×9 燃料よりも細径な 10×10 UO<sub>2</sub>燃料でも同様な成立性が 確保できることを確認した。また、事業で取得した各種物性データや文献で公開されている物性データを 用いて燃料ふるまい解析コードを高度化し、模擬燃料棒照射試験や出力急昇試験の解析に対応できること を確認した。

#### 2-2. 解析・評価に必要な材料物性データ等、欠落データ取得

目標肉厚を 0.30、0.35、0.40 mm として 1 m 超の燃料被覆管(10×10 燃料)を製作し、肉厚を制御した 製造が可能であることを確認した。また、海外試験炉で損傷量 3.9 dpa まで中性子照射した板材引張試験片 を国内に輸送し、照射後試験を実施して、ふるまい解析に必要となる機械的特性データを取得した。さら にヨウ素 SCC 耐性試験、LOCA バースト試験、硝酸腐食試験等の通常運転時、事故時、再処理時までの適 用性評価に必要となる各種物性データを取得し、特に問題がないことを確認した。

#### 2-3. 照射試験計画の検討

燃料のふるまい解析に必要となる照射材の物性データを取得するため、最大損傷量が13 dpa までの材料 照射試験を完了した。また、模擬燃料棒照射試験を海外試験炉で実施するための技術的検討を行った。 (1) 坂本ら、2D02、2D10~2D17、原子力学会2018 年秋の大会予稿集

**備考**:本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成30年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のため の技術開発事業(安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備)の成果である。

\*Kan Sakamoto<sup>1</sup>, Shigeharu Ukai<sup>2</sup>, Akihiko Kimura<sup>3</sup>, Akifumi Yamaji<sup>4</sup>, Kazuyuki Kusagaya<sup>5</sup>, Shinichiro Yamashita<sup>6</sup>, Tomohiro Kawanishi<sup>6</sup>, Tokio Fukahori<sup>6</sup>, <sup>1</sup>NFD, <sup>2</sup>Hokkaido U, <sup>3</sup>Kyoto U, <sup>4</sup>Waseda U, <sup>5</sup>GNF-J, <sup>6</sup>JAEA

### 安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた研究開発(3) (3) BWR 用 SiC

R&D for introducing advanced fuels contributing to safety improvement of current LWRs

(3) SiC for BWR

\*大脇 理夫<sup>1</sup>, 井上 史章<sup>1</sup>, 佐藤 寿樹<sup>1</sup>, 石橋 良<sup>2</sup>, 近藤 貴夫<sup>2</sup> 山下 真一郎<sup>3</sup>, 川西 智弘<sup>3</sup>, 深堀 智生<sup>3</sup> <sup>1</sup>東芝エネルギーシステムズ, <sup>2</sup>日立 GE, <sup>3</sup>JAEA

事故耐性を高めた新型燃料の既存軽水炉への導入に向けて BWR 燃料材料用 SiC 複合材料の開発を進め ている。本発表では平成 30 年度の成果を中心に本事業で得られた成果の概要を紹介する。 キーワード:軽水炉、安全性向上、事故耐性、燃料被覆管、SiC

#### 1. 緒言

事故耐性を高めた新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた研究開発として、BWR 用被覆管、チャンネル ボックスへの適用を目指した SiC 複合材料の開発を進めている。本発表では、平成 30 年度の成果を中心に 本事業で得られた成果の概要を紹介する。

#### 2. 成果概要

#### 2-1. 燃料設計(燃料ふるまい解析コードの高度化、材料特性試験)

通常時の燃料ふるまいでは、被覆管径方向スエリングや多層化モデルに対応した FEMAXI-7-SiC 版を用 いて燃料ふるまい解析を実施し、設計条件や物性値に幅を持たせた条件で多数の解析を行うことにより燃 料ふるまいへの影響を評価した。材料特性試験では、SiC/SiC 複合材の軸・周方向の室温引張試験を実施し、 機械特性データを蓄積した。

#### 2-2. 熱水力特性評価

熱水力特性評価では、表面粗さ等の SiC 材料特性が熱水力特性に与える影響を調査するため、濡れ性改善による限界液膜厚さを変更したサブチャンネル解析を実施し、限界出力に及ぼす影響を評価した。

#### 2-3. 安全性評価

事故時評価では、高温水蒸気環境下での腐食特性を確認するため、1400℃×20時間までの高温水蒸気試験を実施し、試験後の外観に顕著な腐食等が見られないことを確認した。

#### 2-4. 耐食被覆接合管試験片の作製

軽水炉に適用する際の課題となっているシリカの溶出を耐食被覆により抑制することを目的に、SiC/SiC 複合材料を基材とする管に端栓を接合して管内にヘリウムガスを封入し、耐食被覆を施した試験片を作製 した。この試験片に対して、ヘリウムリーク試験により気密性を確認した。

最後に3ヶ年の事業の成果をまとめ、今後の課題を整理した。

備考:本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成 30 年度「原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業」(安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備)の成果である。

\* Masao Owaki<sup>1</sup>, Fumiaki Inoue<sup>1</sup>, Hisaki Sato<sup>1</sup>, Ryo Ishibashi<sup>2</sup>, Takao Kondo<sup>2</sup>, Shinichiro Yamashita<sup>3</sup>, Tomoriho Kawanishi<sup>3</sup>, Tokio Fukahori<sup>3</sup>

<sup>1</sup>Toshiba Energy Systems & Solutions, <sup>2</sup>Hitachi GE, <sup>3</sup>JAEA

### 安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた研究開発(3) (4) PWR 用 SiC 複合材料

R&D for introducing advanced fuels contributing to safety improvement of current LWRs (3) (4) SiC composite material for PWR

\*渡部 清一<sup>1</sup>, 佐藤 大樹<sup>1</sup>, 古本 健一郎<sup>1</sup>, 小宮山 大輔<sup>1</sup>, 村上 望<sup>2</sup>, 山下 真一郎<sup>3</sup>, 川西 智弘<sup>3</sup>, 深堀 智生<sup>3</sup>, <sup>1</sup>三菱原子燃料, <sup>2</sup>三菱重工, <sup>3</sup>JAEA

事故耐性燃料の候補材料である SiC 複合材の加圧水型軽水炉 (PWR)の燃料被覆管としての適用性について、 材料試験や事故解析に基づき評価した結果について発表する。

キーワード:軽水炉,安全性向上,事故耐性,燃料被覆管

#### 1. 緒言

SiC 複合材は軽水炉におけるシビアアクシデントを緩和・抑制しうる事故耐性燃料(被覆管)の候補材料の一つである。本研究では、材料試験による SiC 被覆管の特性把握や PWR への適用を模擬した解析評価を行い、既存 PWR 燃料被覆管としての実用性評価と解決すべき課題の抽出を行った。

#### 2. 研究成果

#### 2-1. 燃料設計の成立性

SiC 被覆管は、照射材の熱伝導率及び機械的強度が低いことから、現行の燃料と同じ設計を適用すると、 熱膨張したペレットとの接触応力により被覆管は破損するという結果になる。本研究では、ペレット温度を 低減させ、ペレットとの接触を抑制する改良により設計が成立する可能性を見出したが、実機で使用できる 燃料設計を確立するためには製造技術の進歩と照射挙動を含めた材料特性データの充実が必要である。

#### 2-2. 事故耐性

事故模擬解析により、SiC 被覆管はシビアアクシデント(SA)に進展した場合でも水素発生量が抑制され、 炉心溶融までの時間を遅延させうることを確認した。また、冷却材喪失事故(LOCA)を模擬した試験により、 SiC 被覆管は LOCA 発生時でも膨れ・破裂・酸化がなく、急冷後も折損することなく形状を維持することが 確認され、LOCA 事象に対しても耐性が高いことが確認された。

#### 2-3. 実用化に向けた課題

本研究の結果、上記以外にも、冷却材への Si の溶出、輸送中の破損など、実用上の課題が抽出されている。 それらは、将来 SiC 被覆管を実用化するためには必ず解決すべき課題であるが、直ちに SiC 被覆管の成立性 を否定するものではなく、水質管理や輸送容器の改良に関する技術オプションの開発が必要である。

#### 3. 結論

SiC 複合材は LOCA や SA において優れた耐性を有する一方、PWR 燃料被覆管として実用化するためには 大幅な設計改良や周辺技術等の改良など克服すべき課題も多い。これらの課題を解決するためには製造技術 の進歩と更なる材料特性、照射特性データの拡充が不可欠である。

本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成30年度原子力安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業 (安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備)の成果である。

<sup>\*</sup>Seiichi Watanabe<sup>1</sup>, Daiki Sato<sup>1</sup>, Kenichiro Furumoto<sup>1</sup>, Daisuke Komiyama<sup>1</sup>, Nozomu Murakami<sup>2</sup>, Shinichiro Yamashita<sup>3</sup>, Tomohiro Kawanishi<sup>3</sup>, Tokio Fukahori<sup>3</sup>

<sup>1</sup>Mitsubishi Nuclear Fuel Co., Ltd., <sup>2</sup>Mitsubishi Heavy Industries Ltd., <sup>3</sup>Japan Atomic Energy Agency

### 安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた研究開発(3) (5) 共通基盤技術開発(ラウンドロビン試験)

R&D for introducing advanced fuels contributing to safety improvement of current LWRs (3) (5) Common fundamental technology development (round-robin experiment)

\*野澤貴史<sup>1</sup>, 佐藤寿樹<sup>2</sup>, 古本健一郎<sup>3</sup>, 石橋良<sup>4</sup>, 山下真一郎<sup>5</sup>, 川西智弘<sup>5</sup>, 深堀智生<sup>5</sup> <sup>1</sup>QST,<sup>2</sup>東芝エネルギーシステムズ,<sup>3</sup>三菱原子燃料,<sup>4</sup>日立 GE ニュークリア・エナジー,<sup>5</sup>JAEA

軽水炉の安全性向上に資する新型燃料の技術基盤整備を目的に、事故耐性を高めた新型燃料の既存軽水炉 への導入に向けた研究開発プロジェクトを進めてきた。本シリーズ発表では、研究対象とする各新型燃料 候補材料において、平成 30 年度までに得られた成果の概略を報告する。本発表では共通試験技術開発とし て実施した SiC 複合材料のラウンドロビン試験の結果を紹介する。

キーワード:軽水炉、安全性向上、事故耐性、燃料被覆管、SiC、ラウンドロビン試験

### 1. 背景及び目的

新型燃料部材を既存軽水炉に装荷可能な形で設計・製造するには、新型燃料部材の規格・基準を整備す る必要があるが、それに先立ち材料規格・基準の策定の基盤となる工学データを与える試験法に関する規 格整備が急がれる。特に SiC/SiC 複合材料被覆管に関する試験規格は米国 ASTM インターナショナルを中 心に一部整備が進むものの、多くは検討の途上である。本プロジェクトでは、SiC 被覆管候補材について、 主要な材料設計指標となる周方向強度に着目し、周方向強度試験法の信頼性解析を主眼としたラウンドロ ビン試験を実施し、試験法の信頼性・再現性を明らかにすることを目的とした。

#### 2. 成果概要

化学気相浸透法(CVI法)及びナノイ ンフィルトレーション遷移共晶相焼結 法(NITE法)で作製した2種類の管状 SiC/SiC複合材料を対象に、6つの機関(A ~F)にて室温周方向強度試験を実施し、 取得データの信頼性・再現性を評価した。 例えばワイブル統計解析によると、試験 機関間の破断応力のバラツキは必ずし も有意でないことが示されたのに対し、 破断ひずみに関しては、仮に同一試験機





関であっても、試験機関/試験者の技量に起因するものと予想されるバラツキを確認した(図1)。しかしな がら、ラウンドロビン試験結果の評価指針を与える ASTM E691 に従った信頼性解析からは、この一見して 有意と思われるバラツキは統計学的には必ずしも有意でないとの結論が得られた。本講演では、素材のバ ッチ毎の不均一性や材料種の違い等によるバラツキの要因を解明し、データの信頼性・再現性についてよ り詳細に議論すると同時に、今後のデータ整備に向けた試験指針と課題を整理する。

備考:本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成30年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための 技術開発事業(安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備)の成果である。

\*Takashi Nozawa<sup>1</sup>, Hisaki Sato<sup>2</sup>, Kenichiro Furumoto<sup>3</sup>, Ryo Ishibashi<sup>4</sup>, Shinichiro Yamashita<sup>5</sup>, Tomohiro Kawanishi<sup>5</sup>, Tokio Fukahori<sup>5</sup>, <sup>1</sup>QST, <sup>2</sup>Toshiba Energy Systems & Solutions, <sup>3</sup>MNF, <sup>4</sup>Hitachi-GE Nuclear Energy, <sup>5</sup>JAEA

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

# [2E06-10] SiC Cladding

Chair:Takeshi Sonoda(CRIEPI)

Thu. Sep 12, 2019 10:55 AM - 12:10 PM Room E (Common Education Bildg. 2F A23)

# [2E06] The feasibility study on SiC composite fuel cladding for the Accident Tolerant Fuel to the existing PWR plants \*Daiki Sato<sup>1</sup>, Seiichi Watanabe<sup>1</sup>, Furumoto Kenichiro<sup>1</sup>, Yamashita Shinichiro<sup>2</sup>, Kawanishi Tomohiro<sup>2</sup>, Fukahori Tokio<sup>2</sup> (1. Mitsubishi Nuclear Fuel Co., Ltd., 2. Japan Atomic Energy Agency) 10:55 AM - 11:05 AM [2E07] The feasibility study on SiC composite fuel cladding for the Accident Tolerant Fuel to the existing PWR plants \*Kenichiro Furumoto<sup>1</sup>, Seiichi Watanabe<sup>1</sup>, Daiki Sato<sup>1</sup>, Akihiro Maeda<sup>3,2</sup>, Kunitaka Nagamine<sup>2,3</sup>, Nozomu Murakami<sup>2</sup>, Shinichiro Yamashita<sup>4</sup>, Tomohiro Kawanishi<sup>3</sup>, Tokio Fukahori<sup>3</sup> (1. MNF, 2. MHI, 3. NDC, 4. JAEA) 11:05 AM - 11:20 AM [2E08] The feasibility study on SiC composite fuel cladding for the Accident Tolerant Fuel to the existing PWR plants \*Daisuke Komiyama<sup>1</sup>, Seiichi Watanabe<sup>1</sup>, Daiki Sato<sup>1</sup>, Kenichiro Furumoto<sup>1</sup>, Takanori Yumura<sup>2</sup>, Michiaki Okamoto<sup>2</sup>, Nozomu Murakami<sup>2</sup>, Shinichiro Yamashita<sup>3</sup>, Tomohiro Kawanishi<sup>3</sup>, Tokio Fukahori<sup>3</sup> (1, MNF, 2, MHI, 3, JAEA) 11:20 AM - 11:35 AM [2E09] R&D for introducing silicon carbide materials to safety improvement of BWR's core \*Ryo Ishibashi<sup>1</sup>, Mitsuko Kida<sup>1</sup>, Masatoshi Shibata<sup>1</sup>, Takao Kondo<sup>1</sup>, Shinichiro Yamashita<sup>2</sup>, Tomohiro Kawasaki<sup>2</sup>, Tokio Fukahori<sup>2</sup> (1. Hitachi-GE Nuclear Energy, 2. JAEA) 11:35 AM - 11:50 AM [2E10] R&D for Introducing Silicon Carbide Materials to Safety Improvement of **BWR's** Core \*Hai V. Pham<sup>1</sup>, Yuji Nagae<sup>1</sup>, Masaki Kurata<sup>1</sup>, Ryou Ishibashi<sup>2</sup>, Shinichiro Yamashita<sup>1</sup> (1. JAEA, 2. HGNE)

11:50 AM - 12:05 PM

### 事故耐性燃料としての SiC 複合材被覆管の既設 PWR への適用性に関する評価 (1)機械特性

The feasibility study on SiC composite fuel cladding for the Accident Tolerant Fuel to

the existing PWR plants (1) Mechanical property

\*佐藤 大樹<sup>1</sup>, 渡部 清一<sup>1</sup>, 古本 健一郎<sup>1</sup>, 山下 真一郎<sup>2</sup>, 川西 智弘<sup>2</sup>, 深堀 智生<sup>2</sup> <sup>1</sup>三菱原子燃料,<sup>2</sup>日本原子力研究開発機構

既設 PWR 燃料に SiC 被覆管を適用した場合の燃料挙動のうち機械特性評価への影響を検討するため、仕様の異なる SiC 被覆管の機械特性試験を実施した。

#### キーワード:軽水炉、安全性向上、事故耐性、燃料被覆管、SiC、機械特性

#### 1. 緒言

SiC 被覆管の機械的強度は、燃料被覆管の従来材であるジルコニウム合金に比べて低いとされており、燃料ふるまい解析によると SiC 被覆管の応力評価が厳しくなる<sup>II</sup>。一方、SiC 被覆管は SiC ファイバーの束を編んだ管に SiC を蒸着したものであり、束の編み方で強度の異方性が変わることが知られている。本研究では 被覆管軸方向の強度向上に着目して束の編み方を変えた SiC 被覆管の機械特性試験を行った。

#### 2. 研究成果

#### 2-1. 試験

仕様の異なる4種のSiC被覆管(束の軸方向の配向度 合いが低い順にType C、D、Fと、Type Cに軸方向の束 を加えたType E)について軸方向引張試験を行った。そ の結果(右図)、軸方向の配向度合いが高いほどPLS、UTS が高くなる傾向であり、軸方向の束の追加によりUTSが 向上した(PLS:弾性限界応力、UTS:破断時の最大応力)。 またType Cの曲げ試験結果より、軸方向のUTS は軸引 きよりも曲げの方が高い傾向であった。



図 SiC 被覆管の軸方向引張試験結果 (試験温度:室温、ひずみ速度:1.5×10<sup>-4</sup>/s)

#### 2-2. 評価

SiC 被覆管の仕様変更により、PLS が燃料ふるまい解析による応力評価の目安としてきた 100 MPa を超え たことから、燃料棒健全性評価の成立見通しが向上した。また、SiC 被覆管(Type C)の曲げ試験による最大 曲げモーメントは、地震時の被覆管の最大曲げモーメントを上回った。

#### 3. 結論

SiC 被覆管の材料設計の変更により軸方向強度が高まることを確認し、これにより応力評価の成立見通し が向上した。今後は周方向強度への影響を試験により確認し応力評価を行う必要がある。また、SiC 被覆管の 実用化においては、応力評価の成立性を更に向上させることが重要であり、材料設計による仕様(強度の異 方性等)の最適化、製造技術の改良による強度向上、及び試験技術の確立が望まれる。

本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成30年度原子力安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業(安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備)の成果である。

#### 参考文献

[1] K. Furumoto et al., "The applicability of SiC-SiC fuel cladding to conventional PWR power plant", 2017 WRFPM
 \*Daiki Sato<sup>1</sup>, Seiichi Watanabe<sup>1</sup>, Kenichiro Furumoto<sup>1</sup>, Shinichiro Yamashita<sup>2</sup>, Tomohiro Kawanishi<sup>2</sup>, Tokio Fukahori<sup>2</sup>, <sup>1</sup>MNF, <sup>2</sup>JAEA

### 事故耐性燃料としての SiC 複合材被覆管の既設 PWR への適用性に関する評価 (2) 耐食性

The feasibility study on SiC composite fuel cladding for the Accident Tolerant Fuel to

the existing PWR plants (2) Corrosion property

\*古本 健一郎<sup>1</sup>, 渡部 清一<sup>1</sup>, 佐藤 大樹<sup>1</sup>, 前田哲宏<sup>3 (現在所属:2)</sup>, 長嶺邦孝<sup>2 (現在所属:3)</sup>, 村上望<sup>2</sup>, 山下 真一郎<sup>4</sup>, 川西 智弘<sup>4</sup>, 深堀 智生<sup>4</sup>

1三菱原子燃料,2三菱重工業,3ニュークリア・デベロップメント,4日本原子力研究開発機構

既設 PWR 燃料に SiC 複合材を適用した場合の腐食挙動を評価するため、PWR 環境を模擬した条件でのオートクレーブ水中腐食試験を実施した。

#### キーワード:軽水炉、事故耐性、燃料被覆管、SiC 複合材、耐食性

#### 1. 緒言

近年、事故耐性燃料被覆管の候補材料として注目されている SiC 複合材は、軽水炉環境下で一次冷却材 (軽水)との反応により溶出することが知られている。そのため、被覆管の腐食減肉による燃料棒健全性 への影響、溶出化学種による水化学管理への影響評価が必要である。本研究では、オートクレーブ腐食試 験により SiC 複合材の腐食挙動を調べた結果を基に、プラント運転へ与える影響を検討した。

#### 2. 研究成果

#### 2-1. 試験

SiC 複合材試料を用い、既設 PWR を模擬した条件で、最長 177 日間のオートクレーブ腐食試験を実施し、 重量変化を調べた。また別途、水中への SiO<sub>2</sub>溶出量を精度よく量るために小型のオートクレーブを構成し、 20 日間の腐食試験を実施した。

#### 2-2. 結果および考察

最長 177 日間のオートクレーブ腐食試験の結果、SiC 複 合材は腐食による重量減少を示した。重量減少の程度は時 間に対してほぼ比例する関係にあり、顕著な腐食の加速な どの異状は見られなかった。一方、小型オートクレーブで の 20 日間の腐食試験から得られた水中への SiO<sub>2</sub> 溶出速度 を基に、溶出が時間によらず一定速度で継続し、かつ系外 へ除去されることなく蓄積されるとの仮定で、PWR 実プラ ントに SiC 被覆管を適用した場合の一次冷却材中の SiO<sub>2</sub> 濃 度を推定評価した結果(図1)、一次冷却材中の SiO<sub>2</sub> 濃度は、 約 7 ヶ月程度の運転で推奨基準値(0.5 mg/l(as SiO<sub>2</sub>)以下) を超える可能性があることが示された。そのため、PWR 一 次冷却材中の SiO<sub>2</sub> 濃度増加により想定されるプラント運転 への影響、並びにその対策について検討した。



図1 実機規模での冷却材中 SiO2 濃度(概算値)

#### 3. 結論

PWR への SiC 被覆管を適用する場合、腐食による一次冷却材中の SiO<sub>2</sub> 濃度上昇がプラント運転に影響する可能性があるため、SiO<sub>2</sub> 溶出対策(SiC の腐食反応抑制、一次冷却系からの SiO<sub>2</sub> の除去技術開発等)の検討が今後必要である。

本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成30年度原子力安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発 事業(安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備)の成果である。

\*Kenichiro Furumoto<sup>1</sup>, Seiichi Watanabe<sup>1</sup>, Daiki Sato<sup>1</sup>, Akihiro Maeda<sup>3</sup> (Present affiliation: 2)</sup>, Kunitaka Nagamine<sup>2</sup> (Present affiliation: 3)</sup> Nozomu Murakami<sup>2</sup>, Shinichiro Yamashita<sup>4</sup>, Tomohiro Kawanishi<sup>4</sup>, and Tokio Fukahori

<sup>1</sup>MNF., <sup>2</sup>MHI, <sup>3</sup>NDC, <sup>4</sup>JAEA

## 事故耐性燃料としての SiC 複合材被覆管の既設 PWR への適用性に関する評価 (3)事故時高温特性

The feasibility study on SiC composite fuel cladding for the Accident Tolerant Fuel to the existing PWR plants (3) High temperature properties simulating DBA and BDBA \*小宮山 大輔<sup>1</sup>, 渡部 清一<sup>1</sup>, 佐藤 大樹<sup>1</sup>, 古本 健一郎<sup>1</sup>, 湯村 尚典<sup>2</sup> 岡本 倫明<sup>2</sup>, 村上 望<sup>2</sup>, 山下 真一郎<sup>3</sup>, 川西 智弘<sup>3</sup>, 深堀 智生<sup>3</sup> <sup>1</sup>三菱原子燃料,<sup>2</sup>三菱重工業,<sup>3</sup>日本原子力研究開発機構

既設 PWR 燃料における燃料被覆管の燃料挙動のうち SiC 複合材被覆管を適用した場合の事故時安全性評価 への影響について検討するため、SiC 複合材被覆管の高温特性試験を実施した。

#### キーワード:軽水炉、安全性向上、事故耐性、燃料被覆管、SiC、LOCA

#### 1. 緒言

SiC 被覆管は高温での機械的及び化学的安定性が優れていることから、LOCA 等の事故耐性が高いと期待 されているが、事故模擬条件の材料特性データが不足し、事故耐性に対する定量的評価が為されていない。 このため、LOCA 模擬試験の実施と、得られた知見を組み込んだ LOCA 解析コードによる設計基準事故(DBA) よりも厳しい条件での LOCA 解析を行った。

#### 2. 研究成果

#### 2-1. 試験

大破断 LOCA よりも厳しい高温酸化及び急冷により、SiC 被覆管の折損 有無を調べた。その結果、現行の LOCA 基準を超える厳しい条件であっ ても、被覆管は折損せず形状を維持した(図1)。このことから、LOCA 時 に想定される高温負荷及び熱衝撃に対し、従来被覆材よりも高い冷却形状 維持性能を有することを確認した。また、軸方向荷重を負荷した条件にお いても SiC 被覆管の折損は確認されなかった。

#### 2-2. 評価

公開知見に基づく SiC 被覆管の材料特性(酸化/気化反応モデル、等含 む)を LOCA 解析コードに組み込み、試験結果から設定した炉心損傷判 定条件を用いて大破断 LOCA 時に必要な非常用炉心冷却設備(ECCS)の 容量を確認した。その結果、DBA よりも ECCS 容量を減らした厳しい条 件において、従来被覆管では炉心損傷に至るが、SiC 被覆管であれば炉心 冷却性を維持できる可能性を確認した(図 2)。



#### 3. 結論

SiC 被覆管を用いた試験により、従来被覆材と比較して優れた LOCA 耐性を確認した。また、その結果を 取り込んだ解析評価により、SiC 被覆管の LOCA 時における優位性を定量的に確認した。但し実用化のため には、LOCA を想定した高温状態における SiC 被覆管の諸特性データ等の更なる拡充が必要である。

本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成30年度原子力安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業(安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備)の成果である。

<sup>&</sup>lt;sup>\*</sup>Daisuke Komiyama<sup>1</sup>, Seiichi Watanabe<sup>1</sup>, Daiki Sato<sup>1</sup>, Kenichiro Furumoto<sup>1</sup>, Takanori Yumura<sup>2</sup>, Michiaki Okamoto<sup>2</sup>, Nozomu Murakami<sup>2</sup>, Shinichiro Yamashita<sup>3</sup>, Tomohiro Kawanishi<sup>3</sup> and Tokio Fukahori<sup>3</sup> <sup>1</sup>MNF, <sup>2</sup>MHI and <sup>3</sup>JAEA

### BWR 炉心安全性向上のための SiC 材料適用に向けた研究開発 (4) 耐食被覆を施した模擬端栓接合部および被覆管の気密性

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

(4) Hermeticity of simulated end-plug-joint and cladding with corrosion resistant coatings

\*石橋 良<sup>1</sup>,木田 美津子<sup>1</sup>,柴田 昌利<sup>1</sup>,近藤 貴夫<sup>1</sup>,山下 真一郎<sup>2</sup>,川西 智弘<sup>2</sup>,深堀 智生<sup>2</sup> <sup>1</sup>日立 GE ニュークリア・エナジー、<sup>2</sup>日本原子力研究開発機構

事故耐性の高い炭化珪素製燃料被覆管を軽水炉に適用する際の課題となっているシリカ溶出を抑制することを目的に、炭化珪素および接合部への耐食被覆技術検討の一環として端栓接合炭化珪素管に耐食被覆を 施工した試験片を作製し、ヘリウムリーク試験により気密性を確認した。

#### キーワード:軽水炉,事故耐性,燃料被覆管,炭化珪素,被覆

#### 1. 緒言

従来の Zr 合金と比べて水素発生速度及び水蒸気酸化の反応熱が低い炭化珪素(SiC)は事故耐性燃料材料として有望である一方で、SiCを燃料被覆管及びチャンネルボックスに実際に適用するにあたっては多くの課題が存在すると考えられており、その一つが高温水腐食である<sup>1)</sup>。高温水腐食によって SiC から炉水にシリカが溶出すると炉水内シリカ濃度を管理値内に抑えるため、浄化系の負荷が増加する可能性がある。そこで、沸騰水型原子炉通常炉内水質環境での SiC の耐食性向上を目的に、SiC 基材に対する耐食被覆技術を検討してきた<sup>2,3</sup>。本検討では、端栓を接合した SiC 管を対象に耐食被覆の施工性と接合部の気密性を確認するため、He ガスを封入した接合試験片に耐食被覆を施した試験片を作製し、ヘリウムリーク試験により気密性を評価した。

#### 2. 検討方法

#### 2-1. 試験片の作製

SiC 複合材料の表面に化学気相蒸着により高純度なモノリシック SiC を被覆した管( $\phi$ 10×100 (mm)、 厚さ約 1.2 mm)の両端に、SiC 焼結材の表面に同様にモノリシック SiC を被覆した端栓( $\phi$ 10×50 (mm)) を Si ロウ付け法により接合して、管内に He ガスを封入した。管と端栓には接合前に、Ti を主成分とした 厚さ 10 µm 程度の被覆を物理蒸着とそれに続く熱処理により成膜した(以下、蒸着 Ti 被覆)。成膜の際に 接合時の熱影響を考慮して、蒸着 Ti 被覆の範囲を接合部から離した。接合部には、減圧プラズマ溶射法に より Ti を主成分とした厚さ 200 µm 程度の被覆を施した(以下、溶射 Ti 被覆)。

#### 2-2. ヘリウムリーク試験

真空容器内に試験片を装填して圧力 2.7×10<sup>-3</sup> Pa 以下に減圧後、真空ポンプによる排気を止めてガス漏洩 検出器に接続し、磁場 90 度偏向型質量分析管によりガス漏洩速度を計測した。ガス漏洩速度は 120 s 計測 して平均値を算出した。参照のため、He ガスを封入していない試験片を用いて、前後に試験を実施して測 定系のバックグラウンドを評価した。

#### 3. 結果と考察

接合前の管および端栓に対する蒸着 Ti 被覆の成膜、ならびに、接合後の接合部に対する溶射 Ti 被覆の成 膜によって、試験片( $\phi$ 10×200(mm))の表面全体に耐食被覆を施すことができた。X 線回折法により蒸 着 Ti 被覆の構成相を分析した結果、熱プロセスである接合および溶射施工によって炭化物および金属間化 合物の顕著な増加はみられず、主に Ti 相により構成されていた。

3 本の試験片に対してヘリウムリーク試験を実施した結果、ガス漏洩速度は 1.3×10<sup>-10</sup>~1.8×10<sup>-10</sup> Pam<sup>3</sup>/s を示し、短管ではあるものの原子炉燃料体に対する技術基準<sup>40</sup>に規定される 3.04×10<sup>-9</sup> Pam<sup>3</sup>/s を超えないこ とを満足した。前後の He ガスを封入していない試験片を含めたガス漏洩速度は、試験毎に単調に減少して いたことから、計測されたガス漏洩速度はバックグラウンドの値に相当し、He ガスの漏洩速度はさらに低 いと評価された。

**謝辞**本件は、経済産業省資源エネルギー庁の平成 30 年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業(安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備)の成果である。

#### 参考文献

[1] Y. Katoh, K. A. Terrani and L. L. Snead, ORNL/TM-2014/210, (2014).

[2] 石橋, 岡本, 石田, 近藤, 宮崎, 日本原子力学会 2017 年春の年会予稿集, 2J15, (2017).

[3] 石橋, 池側, 田邊, 近藤, 山下, 深堀, 第65回材料と環境討論会予稿集, D-309, (2018).

[4] 平成二十五年原子力規制委員会規則第七号実用発電用原子炉に使用する燃料体の技術基準に関する規則

\*Ryo Ishibashi<sup>1</sup>, Mitsuko Kida<sup>1</sup>, Masatoshi Shibata<sup>1</sup>, Takao Kondo<sup>1</sup>, Shinichiro Yamashita<sup>2</sup>, Tomohiro Kawanishi<sup>2</sup>, and Tokio Fukahori<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., <sup>2</sup> Japan Atomic Energy Agency

# R&D for Introducing Silicon Carbide Materials to Safety Improvement of BWR's Core

(5) Influence of Steam Flow Rate on Oxidation of SiC at High Temperatures

\*Hai V. Pham<sup>1</sup>, Yuji Nagae<sup>1</sup>, Masaki Kurata<sup>1</sup>, Ryo Ishibashi<sup>2</sup> and Shinichiro Yamashita<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency, <sup>2</sup>Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

#### Abstract

In this study, oxidation of SiC under various flow rates of steam was investigated at 1400°C using laser heating. Results of the investigation indicated that the mass evolution of SiC underwent a mass gain with 0.1 g/min of steam flow rate. Whereas, the mass evolution experienced a mass loss with 3 g/min of steam. Based on the data of mass change under the investigated conditions, the parabolic and linear rate constants were calculated and reported.

Keywords: Accident tolerant fuels, Silicon carbide, steam oxidation, laser heating

#### 1. Introduction

As high-temperature structural material, silicon carbide has been proposed and being studied for accident tolerant fuels. Studies of SiC behavior have been conducted in various environments at temperatures below 1200°C [1]. Some investigations under 100% steam have been conducted at temperatures up to 1700°C [2]. However, behavior of SiC under lower steam partial pressure at temperatures above 1200°C still remains unclear. In this study, oxidation of SiC at 1400°C was investigated by using laser heating facility under different steam flow rates of 3 g/min and 0.1 g/min which induced an environment of steam partial pressure of 0.97 and 0.5 atm, respectively.

#### 2. Results

Results of the investigation indicated that SiC samples underwent a mass loss behavior with 3g/min steam flow rate. While oxidation under 0.1 g/min steam flow rate, SiC samples experienced a mass gain process. Oxidation of SiC at high temperatures in steam is a process combining the formation of SiO<sub>2</sub> Table. 1. The parabolic oxidation rate and linear volatilization rate derived from the mass change.

Steam flow/	k.	$k_1/$

	n pr	Np	
g.min <sup>-1</sup>	mg <sup>2</sup> .cm <sup>-4</sup> .h <sup>-1</sup>	mg.cm <sup>-2</sup> .h <sup>-1</sup>	
0.1	1.56x10 <sup>-3</sup>	3.12x10 <sup>-3</sup>	
3	2.06x10 <sup>-3</sup>	7.24x10 <sup>-2</sup>	

scale on top surface and its volatilization. The parabolic oxidation rates,  $k_p$  and linear volatilization rates,  $k_1$  of SiC samples at 1400°C under different steam flow rates were calculated and shown in Table 1. Noticeably, the parabolic oxidation rate constant,  $k_p$  was almost identical. Whereas, the linear volatilization rate constant at 3 g/min steam flow rate was one order higher than that at 0.1 g/min. In other words, the difference in steam flow rate/steam partial pressure affects significantly the volatilization rate, but it gives less effect on the formation of the oxide scale under the investigated conditions. The difference in volatilization rate under different steam flow rate/partial pressure is attributed to a steam starvation condition. At 0.5 atm of steam partial pressure, it provides sufficient oxidant for formation of the oxide scale, but it was not enough for the volatilization process. Further investigation must be undertaken to clarify this phenomenon.

#### Acknowledgment

This study is the result of "Development of Technical Basis for Introducing Advanced Fuels Contributing to Safety Improvement of Current Light Water Reactors" carried out under the Project on Development of Technical Basis for Improving Nuclear Safety by Ministry of Economy, Trade and Industry (METI) of Japan.

#### References

[1] Elizabeth J. Opila, "Variation of the Oxidation Rate of Silicon Carbide with Water-Vapor Pressure", J. Am. Ceram. Soc., Vol. 82, No.3 (1999), pp. 625-636.

[2] Kurt A. Terrani et al., "Silicon Carbide Oxidation in Steam up to 2 MPa", J. Am. Ceram. Soc., Vol. 97, No. 8 (2014), pp. 2331-2352.

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

# [2E11-18] Stainless Steel Cladding

Chair:Tatsumi Arima(Kyushu Univ.)

Thu. Sep 12, 2019 2:45 PM - 4:55 PM Room E (Common Education Bildg. 2F A23)

# [2E11] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (4)

\*Kazuyuki Kusagaya<sup>1</sup>, Sho Takano<sup>1</sup>, Daisuke Goto<sup>1</sup>, Kan Sakamoto<sup>2</sup>, Shinichiro Yamashita<sup>3</sup> (1. GNF-J, 2. NFD, 3. JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM

# [2E12] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (4)

\*Shigeharu Ukai<sup>1</sup>, Aghamiri Mohammad<sup>1</sup>, Naoko OCN<sup>1</sup>, Shigenari Hayashi<sup>1</sup>, Naoya Sugawara<sup>1</sup>, Naoyuki Hashimoto<sup>1</sup>, Kan Sakamoto<sup>2</sup>, Shinichiro Yamashita<sup>3</sup> (1. Hokkaido Univ., 2. NFD, 3. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM

### [2E13] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (4)

\*Akihiko Kimura<sup>1</sup>, Jin Gao<sup>1</sup>, Peng Song<sup>1</sup>, Yen-jui Huang<sup>1</sup>, Kan Sakamoto<sup>2</sup>, Shinnichiro Yamashita<sup>3</sup>
(1. Kyoto Univ., 2. NFD, 3. JAEA)
3:15 PM - 3:30 PM

# [2E14] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (4)

\*Yusuke Miura<sup>1</sup>, Kan Sakamoto<sup>1</sup>, Shinichiro Yamashita<sup>2</sup> (1. NFD, 2. JAEA)
3:30 PM - 3:45 PM

[2E15] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (4) \*Youko Takahatake<sup>1</sup>, Hiromu Ambai<sup>1</sup>, Yuichi Sano<sup>1</sup>, Masayuki Takeuchi<sup>1</sup>, Masayuki Watanabe<sup>1</sup>, Kan Sakamoto<sup>2</sup>, Shinichiro Yamashita<sup>1</sup> (1. JAEA, 2. NFD) 3:45 PM - 4:00 PM

# [2E16] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (4) \*Katsuhito Takahahshi<sup>1</sup>, Yusuke Miura<sup>1</sup>, Kan Sakamoto<sup>1</sup>, Shin-ichiro Yamashita<sup>2</sup> (1. NFD, 2. JAEA)

4:00 PM - 4:15 PM

### [2E17] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (4) \*Ikuo loka<sup>1</sup>, Kan Sakamoto<sup>2</sup>, Shinichiro Yamashita<sup>1</sup> (1. JAEA, 2. NFD) 4:15 PM - 4:30 PM

# [2E18] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (4) \*Naoyuki Hashimoto<sup>1</sup>, Yixiang Tang<sup>1</sup>, Kan Sakamoto<sup>2</sup>, Shinichiro Yamashita<sup>3</sup> (1. Hokkaido Univ., 2. NFD, 3. JAEA)

4:30 PM - 4:45 PM

### 改良ステンレス鋼燃料被覆管の BWR 装荷に向けた研究開発(4) (1) 10×10 燃料炉心の設計成立性

R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (4)

(1) Applicability of 10x10 fuel core design

\*草ヶ谷 和幸」, 高野 渉」, 後藤 大輔」, 坂本 寛<sup>2</sup>, 山下 真一郎<sup>3</sup>

<sup>1</sup>GNF-J, <sup>2</sup>NFD, <sup>3</sup>JAEA

BWR 装荷を目標として、事故耐性の高い改良ステンレス鋼燃料被覆管の研究開発を進めている。10×10 燃料に FeCrAl-ODS 鋼被覆管を適用した炉心の設計成立性を炉心特性解析により確認した。

#### キーワード: 燃料被覆管、BWR、酸化物分散強化、炉心特性解析、10×10 燃料

#### 1. 緒言

改良ステンレス鋼(FeCrAl-ODS)被覆管燃料の実用化に は、大きな中性子吸収断面積による核的損失とその低減の ための被覆管薄肉化の影響を考慮し、原子炉の運転におけ る炉心の設計要求を満足することを確認する必要がある。 前々報<sup>[1]</sup>では現行 9×9 ウラン燃料、前報<sup>[2]</sup>では 9×9 MOX 燃料について、薄肉化した FeCrAl-ODS 鋼被覆管及び、ウォ ータロッド(WR)とチャンネルボックス(FCB)にも薄肉化し た FeCrAl-ODS 鋼を用いた場合の設計成立性を確認した。 本報では、FeCrAl-ODS 鋼を 10×10 ウラン燃料に適用した 場合の炉心特性を評価した。

#### 2. 特性評価

海外で装荷実績のある GNF2 燃料をベースに、被覆管を 肉厚 0.30 mm の FeCrAl-ODS とし、WR と FCB を SiC とし た(以下、ODS-SiC 燃料)。対象は ABWR、解析条件は運 転期間 13 ヶ月、取出平均燃焼度 50 GWd/t とし、解析コ ードは TGBLA Ver. 3 / LOGOS Ver. 5 を用いた。

#### 2-1. 炉心特性評価

余剰反応度(図1)、炉停止余裕、最大線出力密度、最小限界出力比を評価した。ODS-SiC燃料炉心のサイクル中期での余剰反応度が大きくなっているものの、Zry燃料炉心より小さく、1.5%Δk以下であり、制御可能である。他の特性に関しても問題のないことを確認した。

#### 2-2. 反応度特性評価

反応度特性としてボイド反応度、ドップラ反応度、減 速材温度係数、冷温時制御棒価値を評価した。図2に示 すようにODS-SiC燃料炉心とZry燃料炉心とで静的ボイ ド反応度係数に大きな差異は生じていないことを確認し た。なお、サイクル初期(BOC)においてZry燃料炉心に比 べ静的ボイド反応度係数の絶対値が小さくなっている が、ボイドが潰れるような加圧過渡事象において投入さ れる反応度が小さくなり、影響を緩和する方向となる。 他の特性に関しても問題ないことを確認した。

#### 3. 結論

10×10 ウラン燃料被覆管に FeCrAl-ODS を適用した場合の炉心特性及び反応度特性を評価した。いずれも Zry 燃料炉心に比べて問題となるような特性の悪化はみられず、その成立性を確認した。

#### 参考文献

[1] 草ヶ谷他、「改良ステンレス鋼燃料被覆管の BWR 装荷に向けた研究開発(2)(1)炉心・燃料の設計成立性」、日本原子力 学会 2017 年秋の大会 3M05

[2] 高野他、「改良ステンレス鋼燃料被覆管の BWR 装荷に向けた研究開発(3)(2)MOX 炉心の設計成立性」、日本原子力学会 2018 年秋の大会 2D11

備考:本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成30年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業(安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備)の成果である。

\*Kazuyuki Kusagaya<sup>1</sup>, Sho Takano<sup>1</sup>, Daisuke Goto<sup>1</sup>, Kan Sakamoto<sup>2</sup>, Shinichiro Yamashita<sup>3</sup>

<sup>1</sup>Global Nuclear Fuel-Japan, <sup>2</sup>Nippon Nuclear Fuel Development, <sup>3</sup>Japan Atomic Energy Agency



# R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (4)2) Mechanical properties of manufactured steels

S. M. S. Aghamiri<sup>1</sup>, \*S. Ukai<sup>1</sup>, N. Oono<sup>1</sup>, S. Hayashi<sup>1</sup>, N. Sugawara<sup>1</sup>, N. Hashimoto<sup>1</sup>

K. Sakamoto<sup>2</sup>, S. Yamashita<sup>3</sup>

<sup>1</sup> Hokkaido University; <sup>2</sup> Nippon Nuclear Fuel Development Corp.; <sup>3</sup> Japan Atomic Energy Agency

We are pursuing research and development on the advanced stainless-steel fuel cladding tubes with high accident tolerance to use in BWR. In this presentation, as a part of the series presentation, the mechanical properties of FeCrAl-ODS steel materials and the contributing strengthening mechanisms were studied.

Keywords: FeCrAl-ODS Steels, Mechanical properties, Microstructure, strengthening mechanisms

#### 1. Introduction

The mechanical properties of the fuel cladding tubes are important issue to design the material for high temperature conditions and probable accident of nuclear reactor. In this study, we evaluate tensile properties of FeCrAl-ODS steels plates and cladding tubes in recovered and recrystallized conditions at low to high temperatures and the strengthening mechanisms were studied based on the microstructural characterization.

#### 2. Experimental

The tensile properties of FeCrAl-ODS steels with nominal composition of 12Cr-6Al-0.5Ti-0.4Zr-0.5Y<sub>2</sub>O<sub>3</sub>-0.24Ex.O (wt.%) were studied for recrystallized (1100°C) plates as well as recrystallized (1100°C-1150°C) or recovered (850°C) cladding tubes. The tensile tests were carried out up to 800°C with a strain rate of  $10^{-3}$ /sec by using ring specimens cut from the cladding tubes. The microstructure was evaluated by EBSD, TEM and XRD. **3. Results** 

The contributions of strengthening mechanisms in terms of dispersed oxide particles, dislocation density, solid solution strengthening and Peierls-Nabarro stress were calculated, and the sum of strengthening

mechanisms agrees well with actual yield strength measured by plate specimens at temperatures up to 300°C (**Fig.1**). At higher temperatures, the interaction of oxide particles and dislocations needs to be considered. It was confirmed from the ring tensile tests of the manufactured cladding tubes that the recovered condition provides not only excellent yield and ultimate tensile strength but also adequate ductility.

本研究発表は、経済産業省資源エネルギー 庁の平成30年度原子力の安全性向上に 資する共通基盤整備のための技術開発事



Fig. 1 The contributed strengthening mechanisms vs. actual yield strength

業(安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備)の成果である。

S. M. S. Aghamiri<sup>1</sup>, S. Ukai<sup>1</sup>, N. Oono<sup>1</sup>, S. Hayashi<sup>1</sup>, N. Sugawara<sup>1</sup>, N. Hashimoto<sup>1</sup>, K. Sakamoto<sup>2</sup>, S. Yamashita<sup>3</sup>

<sup>1</sup> Hokkaido University, <sup>2</sup> Nippon Nuclear Fuel Development Corp., <sup>3</sup> Japan Atomic Energy Agency

### 改良ステンレス鋼燃料被覆管の BWR 装荷に向けた研究開発(4) 3) 溶接法・検査方法の検討

**R&D** of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (4)

#### 3) Welding and inspection

\*木村 晃彦1、高 暹1、黄 彦瑞1、宋 鵬1、藪内 聖浩1、坂本 寛2、山下 真一郎3

#### <sup>1</sup>京都大学、<sup>2</sup>NFD、<sup>3</sup>JAEA

改良ステンレス鋼(FeCrAI-ODS 鋼)製燃料被覆管の製造・加工のうち、接合技術に関する技術開発を行った。具体的には、試験炉での模擬燃料棒照射試験に必要となる接合技術の確立を目的として、EB 溶接法を用いて ODS 鋼被覆管と端栓の接合処理を行い、接合組織や接合強度、さらには作製した被覆管端栓接合部の X線 CT 検査を実施し、接合強度と検査結果との相関性を調べた。調査結果に基づき、被覆管端栓 EB 接合条件について検討した。また、母材部および接合部に及ぼす中性子照射影響について調べた。

キーワード:事故耐性、燃料被覆管、酸化物分散強化フェライト鋼、EB 溶接、X 線 CT 検査

#### 1. 緒言

軽水炉事故耐性型燃料被覆管の開発においては、接合技術が枢要な技術開発項目とされている。本研究では、試験炉での模擬燃料棒照射試験に必要となる FeCrA1-ODS 鋼被覆管の端栓溶接法の一候補として、EB 溶接法を用いて端栓溶接被覆管の端栓接合強度を評価し、さらに端栓部に対しX線CT検査を実施して接合強度 と接合組織の相関を調べ、被覆管端栓接合条件について検討することを目的とする。

#### 2. 実験方法

ODS 鋼の管材と端栓用材料(FeCrA1 鋼)を用いて EB 溶接を行い、その破断強度を調査した。用いた ODS 鋼 は、Fe-12Cr-6A1-ODS 鋼であり、熱間押し出し材の室温における降伏応力および最大引張応力は、それぞれ 900MPa および 1100MPa である。一方、管材は再結晶処理を施しており、この ODS 鋼に関しては再結晶化が進 み、強度がやや低下している。ODS 鋼の EB 溶接線導入板材に対して、米国 HFIR 試験炉において 300℃で損 傷量 2.6dpa までの中性子照射を行い、硬さ測定および TEM による組織観察を実施した。

#### 3. 結果

(a) 0DS 鋼被覆管・FeCrA1 鋼端栓(EB 溶接)の室温における引張試験を実施し、破断強度および破断ひずみ を調べた結果、破断応力は 400MPa 以上、最大 620MPa の値を示し、破断ひずみは 2%から 7%の値を示した。 400MPa の破断強度を示した試験体の破壊様式は脆性的であったが、620MPa の破断強度を示した場合は、脆性 破壊と延性破壊の混合様式であった。

(b) 模擬燃料棒製造における耐震性を考慮した接合強度を見積もった。具体的には、原子炉構造材料の耐震 強度評価の考え方を参考とし、0.46G(450gal)の加速度を仮定して、耐震強度を考慮した安全係数(金属材 料:1.5)に基づき、要求される接合強度として 248MPa と評価した。

(c) H27 年度から 30 年度にかけて検討した X 線 CT 検査結果と引張試験結果から、加速電圧を 150kV とし、 ビーム電流を 3mA~5mA の範囲で制御することならびに溶接に伴う減肉を抑制することで、恒常的に 400MPa 以上の接合強度を持ち、溶接欠陥のサイズが数十µm 以下の溶接試験体を作製することが可能であることを 確認した。これにより、(b)で評価した接合強度が得られる工程管理が可能となる見通しが得られた。

(d) 米国 HFIR 試験炉において中性子照射した EB 溶接線導入部と母材部の照射後組織を比較した場合、溶接線導入部においては母材部に比べ、ややサイズが大きく、数密度の高い転位ループが存在することが判った。 転位ループによる転位運動障壁モデルに従い、照射硬化量を評価した結果、溶接線導入部では母材に比べて約1.37 倍硬化量が高くなった。この評価値は、実測した硬化量(1,5倍)に近い値であり、転位ループにより硬化が説明できることを確認した。本試験範囲では模擬燃料棒照射試験を実施するにあたり課題は見いだせないが、今後、管材溶接部の照射後強度特性、特に、照射硬化・脆化を評価していく必要がある。 本研究発表の一部は、経済産業省資源エネルギー庁の平成 30 年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業の成果である。

<sup>\*</sup>Akihiko Kimura<sup>1</sup>, Jin Gao<sup>1</sup>, Yen-jui Huang<sup>1</sup>, Peng Song<sup>1</sup>, Kiyohiro Yabuuchi<sup>1</sup>, Kan Sakamoto<sup>2</sup>, Shinichiro Yamashita<sup>3</sup>, <sup>1</sup>Kyoto Univ., <sup>2</sup>NFD, <sup>3</sup>JAEA

### 改良ステンレス鋼燃料被覆管の BWR 装荷に向けた研究開発(4) (4)通常運転時の燃料破損に対する耐性(2)

R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (4)

(4) Endurance for fuel failure under normal operation condition (2)

\*三浦 祐典<sup>1</sup>, 坂本 寛<sup>1</sup>, 山下 真一郎<sup>2</sup>

<sup>1</sup>NFD, <sup>2</sup>JAEA

BWR 装荷を目標とした事故耐性の高い改良ステンレス鋼(FeCrA1-ODS フェライト鋼)燃料被覆管の研究 開発の一環として、通常運転時の燃料破損(異物フレッティング、PCI/SCC)に対する耐性を調べている。 前報<sup>[1]</sup>から試験条件を拡充し、今回は、改良ステンレス鋼の微小領域での接触に対する摩耗耐性と、前報 よりも大きい塑性ひずみを与えた時のヨウ素 SCC 耐性について調べ、優れた耐性を確認した。 **キーワード**:軽水炉、事故耐性、酸化物分散強化、異物フレッティング、ヨウ素 SCC

1. 緒言 通常運転時の燃料破損に対する耐性を調べるため、前報では、異物フレッティングおよび PCI/SCC に着目した摩耗試験およびヨウ素 SCC 試験を行い、改良ステンレス鋼が現行材 (Zircaloy-2) と比 較して優れている見込みを得た。今回は、異物フレッティングにおける、微小領域 (<1 mm) での往復摩 耗(以下、フレッティングとする)や振動垂直荷重を伴うフレッティング(以下、インパクトフレッティ ングとする)を想定したフレッティング試験およびインパクトフレッティング試験を実施した。また、前 回のヨウ素 SCC 試験では改良ステンレス鋼でき裂が発生しておらず、しきい値の確認ができていなかった ことから、より大きな塑性ひずみを与えた条件でのヨウ素 SCC 試験を実施した。

 実験方法 ①フレッティング試験およびインパクトフレッティング試験:試験体(改良ステンレス鋼押 出棒および Zircaloy-2 棒材(参照材))を相手材(SUS440C 球(φ6.4 mm))と、荷重2N(フレッティ ングは一定荷重、インパクトフレッティングは振動垂直荷重)、ストローク 35 μm、振動数 10 Hz、水中、 室温、2×10<sup>5</sup>サイクルで接触させ摩耗量を比較した。

②ヨウ素 SCC 試験:前報と同一の試験方法を用いてより大きな塑性ひずみ(0.015-0.020、前報では0.006 - 0.010)を与え、き裂の有無を確認した。

3. 試験結果 ①フレッティング試験およびインパクトフレッテ ィング試験結果を図1に示す。Zircaloy-2では、垂直荷重方向で 摩耗が加速される傾向がみられたが、改良ステンレス鋼では、荷 重負荷方向に依存せず、微小領域での接触に対して優れた耐性が 確認された。なおフレッティング試験では、改良ステンレス鋼の 摩耗量がZircaloy-2よりもやや大きくなっているが、有意な差で はないと考えている。②ヨウ素 SCC 試験では、今回の条件におい てもき裂は発生しなかった。しきい値は得られなかったものの、 改良ステンレス鋼の優れたヨウ素 SCC 耐性が確認された。



図1 フレッティング試験および

インパクトフレッティング試験結果

備考:本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成30年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための 技術開発事業(安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備)の成果である。

\*Yusuke Miura<sup>1</sup>, Kan Sakamoto<sup>1</sup>, Shinichiro Yamashita<sup>2</sup>, <sup>1</sup>NFD, <sup>2</sup>JAEA

[1] 三浦ら、2D13、原子力学会 2018 年秋の大会予稿集

2019年秋の大会

### 改良ステンレス鋼燃料被覆管の BWR 装荷に向けた研究開発(4) (5) 再処理工程への適用性評価

R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (4)

(5)Investigation of corrosion behavior in nitric acid solution for reprocessing process

\*高畠 容子 ',安倍 弘 ',佐野 雄一 ',竹内 正行 ',

渡部 雅之<sup>1</sup>,坂本 寬<sup>2</sup>,山下 真一郎<sup>1</sup>

<sup>1</sup>JAEA, <sup>2</sup>NFD

燃料溶解工程を対象とした FeCrAl-ODS 鋼の硝酸腐食評価として、γ線照射下にて浸漬試験と電気化学試験 を行った。FeCrAl-ODS 鋼の腐食速度は平均0.78 mm/yとSUS304ULC等従来のステンレス鋼と同程度であり、 FeCrAl-ODS 鋼被覆管の腐食は再処理工程に影響を与えないと考えられた。

キーワード:事故耐性燃料,被覆管,FeCrAl-ODS 鋼,再処理,腐食,硝酸

#### 1. 緒言

シビアアクシデント時における軽水炉の安全性向上のため、事故耐性燃料の開発が進められている。被覆 管の候補として FeCrAl-ODS 鋼が検討されている。FeCrAl-ODS 鋼を被覆管として使用する場合には、再処理 工程への影響についても評価が必要である。本研究では、再処理への適合性を支配する要因の一つとして、 被覆管の腐食に着目し、燃料溶解工程を想定した FeCrAl-ODS 鋼の腐食評価を実施したので報告する。

#### 2. 実験

沸騰した試験液に FeCrAl-ODS 鋼片をγ線照射下(1.6kGy/h)、非照射下で3時間浸漬した。浸漬前後に試 験片のレーザー顕微鏡による表面観察及び重量測定を行った。試験液は、溶解槽を想定し、V(Puの模擬物 質)を12 mmol/L、Ruを7 mmol/L 含む3 mol/L 硝酸溶液とした。同条件にて分極曲線の取得も行った。

### 3. 結果と考察

浸漬3時間後の材料表面状態に変化はほとんど観察 されず、良好な耐食性が窺えた。また、局部腐食も認め られなかった。さらに、γ線非照射下及び照射下におけ る腐食速度は、各々平均0.58 mm/y及び平均0.78 mm/y であり、γ線照射環境での腐食速度のほうがわずかに 速いが、その差は大きくなかった。図に示したように、 γ線照射と非照射条件における分極曲線はほぼ同一で あり、浸漬試験における腐食速度からも確認されたよ



図 3 mol/L 硝酸溶液におけるFeCrAI-ODS鋼の 分極曲線

うに、本試験条件においてはγ線の影響は軽微であった。γ線照射下の腐食速度より求められた FeCrAl-ODS 鋼の溶解量から、その主要成分について溶解槽内濃度を試算すると、燃料溶解液に含まれる核分裂生成物濃 度や再処理機器材料からの溶出成分よりも低かった。これより FeCrAl-ODS 鋼被覆管を適用した場合の腐食 成分による再処理工程への影響は極めて低いと考えられた。

本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成 30 年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発 事業の成果の一部である。

<sup>\*</sup>Youko Takahatake<sup>1</sup>, Hiromu Ambai<sup>1</sup>, Yuichi Sano<sup>1</sup>, Masayuki Takeuchi<sup>1</sup>, Masayuki Watanabe<sup>1</sup>, Kan Sakamoto<sup>2</sup> and Shinichiro Yamashita<sup>1</sup>

<sup>1</sup>JAEA., <sup>2</sup>NFD.

### 改良ステンレス鋼燃料被覆管の BWR 装荷に向けた研究開発(4) (6) 高温水腐食挙動および水蒸気酸化特性

R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (4)

(6) High temperature water corrosion and high temperature steam oxidation properties

\*高橋克仁<sup>1</sup>,三浦祐典<sup>1</sup>,坂本 寛<sup>1</sup>,山下真一郎<sup>2</sup>

#### <sup>1</sup>NFD, <sup>2</sup>JAEA

BWR 装荷に向けて開発を行っている改良ステンレス鋼について,高温水中での腐食特性および高温水蒸 気中での酸化特性を評価し,良好な耐食性および耐酸化性を確認した。

キーワード: 事故耐性燃料,シビアアクシデント,酸化物分散強化,高温水腐食,水蒸気酸化

1. 緒言 事故耐性の高い改良ステンレス鋼燃料被覆管の研究開発の一環として,被覆管材(FeCrAl-ODS 鋼)および端栓材(FeCrAl)の高温水腐食および水蒸気酸化特性を評価した。

2. 評価方法 表1に供試材の組成を示す。FeCrAl は FeCrAl-ODS 鋼からYを除いた組成である。酸化膜 中でのZr酸化物生成による高温酸化の加速が知られていることから[1], Zrを低減したFeCrAlも用意した。 腐食挙動評価では290 ℃の高温水中(溶存酸素濃度:7 ppm)での浸漬試験を最長240d間実施し,水蒸気酸 化特性評価では1200~1450 ℃にて水蒸気を混合したArを0.8 L/min(水蒸気流量:0.16 g/min)供給して 加熱試験を実施した。これらの試験による重量変化を測定した。

3. 結果 図1に高温水中での腐食特性として,腐 食重量変化 $\Delta W$ を示す。FeCrAl-ODS 鋼の板材で は $\Delta W$ が初期に減少し,その後も $\Delta W$ の絶対値が 他の鋼材と比べて小さかった。FeCrAl-ODS 鋼の 被覆管および FeCrAl も $\Delta W$ の絶対値は SS316L と同等以下であり,安定した耐食性が確認された。

図 2 に水蒸気酸化特性として、放物線則による 放物線速度定数  $K_p$ を示す。FeCrAl-ODS 鋼の  $K_p$ は Zircaloy-4 の 1/100 程度であり、金属粒子の分散 により高強度化した FeCrAl である APMT[3]と同 程度の優れた耐酸化性が確認された。また、 1200 ℃にて、Zr を 0.47 wt.%添加した FeCrAl の  $K_p$ は Zircaloy-4 の 1/10 程度であったが、Zr を 0.09 wt.%に低減した FeCrAl では 1/30 未満になり、Zr 低減により耐酸化性が向上した。以上より、 FeCrAl-ODS 鋼および FeCrAl の良好な耐食性と耐 酸化性が確認された。



本研究発表の一部は,経済産業省資源エネルギー庁の平成30年度原子力の安全性向上に資する共通基盤 整備のための技術開発事業の成果である。

#### 参考文献

[1] T.Maeda et al., J. Nucl. Mater., 516 (2019) 317-326.

[2] J.V. Cathcart et al., Zirconium Metal-Water Oxidation Kinetics, IV: Reaction Rate Studies, ORNL/NUREG-17, ORNL, 1977.

[3] B.A. Pint et al., J. Nucl. Mater., 440 (2013) 420-427.

\*Katsuhito Takahashi<sup>1</sup>, Yusuke Miura<sup>1</sup>, Kan Sakamoto<sup>1</sup>, and Shin-ichiro Yamashita<sup>2</sup>, <sup>1</sup>NFD.,<sup>2</sup>JAEA

### 改良ステンレス鋼燃料被覆管の BWR 装荷に向けた研究開発(4) (7) LOCA 時健全性評価

R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (4) (7) Assessment of cladding integrity under LOCA

\*井岡郁夫<sup>1</sup>, 坂本寬<sup>2</sup>, 山下真一郎<sup>1</sup>

<sup>1</sup>JAEA, <sup>2</sup>NFD

軽水炉の安全性向上に資する新型燃料の技術基盤整備を目的に、事故耐性に優れた改良ステンレス鋼 (FeCrA1-ODS)燃料被覆管の研究開発を実施している。FeCrA1-ODS 鋼被覆管のインテグラル LOCA 模擬試験 を実施した。FeCrA1-ODS 鋼の LOCA バーストに対する耐性が、Zircaloy に比べ大幅に向上したことを確認した。 キーワード:軽水炉、事故耐性、酸化物分散強化、LOCA、内圧破裂、FP 放出

#### 1. 緒言

FeCrAl-ODS 鋼は高温強度に優れ、反応熱や水素発生が少ないことから、SA を抑制しうる事故耐性燃料被 覆管として有力な材料の一つである。FeCrAl-ODS 鋼被覆管の LOCA バーストに対する耐性を評価するため、 FeCrAl-ODS 鋼試験体を用いたインテグラル LOCA 模擬試験を実施した。

#### 2. 試験

試験はオークリッジ国立研究所のSATS(Severe Accident Test Station)に設置されている装置で実施した。試験には、本事業において作製した燃料被覆管材(外径 11.2 mm、肉厚 0.35 mm)から長さ 310 mm の試験体を切り 出して用いた。試験は、試験体が目標とする内圧になるまでアルゴンガスを負荷し、試験体を 100 ℃に保持し、 試験部には約 0.25 gH<sub>2</sub>0/min の水蒸気を供給した。水蒸気の供給が安定した時点で試験体を 300 ℃まで昇温 し、5 min 保持した。その後、昇温速度 300 ℃/min で1200 ℃まで昇温し、そのまま 1200 ℃において 5 min 保 持した。保持後、降温速度 300 ℃/min 程度で 600 ℃まで降温して、下部から水を導入することで試験体全体を 急冷した。試験では、試験体内圧、試験体温度(軸方向 3 点、径方向 2 点)を測定した。急激な内圧低下が確認さ れる直前の温度、内圧を破裂温度、破裂時内圧として評価した。試験は、試験体内圧のみを変化させて合計 5 条 件で実施した。また、水蒸気供給の有無による破裂条件への影響を調べるため、水蒸気を供給しない試験(1条 件)も実施した。

#### 3. 結果

FeCrAl-ODS 鋼を用いて得られたインテグラル LOCA 模擬試験 結果と Ishikawa ら[1]によってまとめられた Zircaloy の試験 結果の比較を図1に示す。FeCrAl-ODS 鋼では大幅に LOCA バ ーストに対する耐性が向上しており、50 MPa 程度の円周方向応 力では 300  $^{\circ}$  以上も破裂温度が上昇した。また、FeCrAl-ODS 鋼 の破損状態は延性破壊であり、この結果から事故時の内圧破裂 にともなう FP や燃料の放出リスクを低減できるものと期待さ



図1 インテグラル LOCA 模擬試験結果の比較

れる。今後、試験後試験体の詳細分析を行い、機械的特性が劣化していないか等を調べていく予定である。

本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成30年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業(安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備)の成果である。

[1] Ishikawa, et al., J. Nucl. Mater., 95(1980)1.

<sup>\*</sup> Ikuo Ioka<sup>1</sup>, Kan Sakamoto<sup>2</sup>, Shinichiro Yamashita<sup>1</sup>, <sup>1</sup>JAEA, <sup>2</sup>NFD

### 改良ステンレス鋼燃料被覆管の BWR 装荷に向けた研究開発(4) 8) 中性子照射材の微細組織評価

R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (4)

8) Evaluation of irradiation behavior

\*橋本 直幸<sup>1</sup>、唐 一翔<sup>1</sup>、坂本 寛<sup>2</sup>、山下 真一郎<sup>3</sup> <sup>1</sup>北海道大学、<sup>2</sup>NFD、<sup>3</sup>JAEA

BWR 装荷を目標とした、事故耐性を有した改良ステンレス鋼燃料被覆管の研究開発を進めている。本発表 では、シリーズ発表の一環として、被覆管製造を模擬して加工熱処理を施した FeCrAl-ODS 鋼板材の耐照 射性について報告する。

キーワード:燃料被覆管,BWR,酸化物分散強化,機械的特性

#### 1. 目的及び実験方法

改良ステンレス鋼の微細組織に及ぼす重照射効果を調査するため、押し出し材(Fe-12Cr-6Al-0.5Ti-0.4Zr-0.24Ex.O-0.0.5Y<sub>2</sub>O<sub>3</sub>)に対して、300℃で最大16dpaまでFe+イオン照射試験を実施した。照射後、FIB加工により薄膜試料をし、200keV透過型電子顕微鏡を用いて微細組織観察を行った。また、中性子照射に伴う組織変化及び変形機構を評価するため、HFIRにて300℃で2.6dpaまで照射された試験片の引張試験後の組織観察も行った。被中性子照射試料については、微細組織観察に併せてEDSによる局所濃度分析を行い、酸化物粒子の照射下安定性を調査した。

#### 2. 結果と考察

300°Cで15dpaまでFe+イオン照射した試料の損傷組織を調査した結果、照射前後で酸化物粒子のサイズに大きな変化は観られず、本照射条件では酸化物粒子は安定に存在した。一方、イオン照射によって格子間原子型転位ループおよび空孔型クラスタ(キャビティ)が高密度(>1 X 10<sup>23</sup> m<sup>-3</sup>)に形成したが、3dpa照射した試料と比較して大きな差異は認められなかった。以上より、当該試料は、イオン照射により転位ループおよびキャビティが高密度に形成されるが、

それらはその後成長せず、数密度は飽和することが 分かった。中性子照射後引張試験を行った試料に対 しTEM観察を行ったところ、変形部近傍において特 異な局所変形(チャネリング変形)組織などは確認さ れなかった。また、局所領域のEDS元素濃度マップ を解析した結果、材料中にAl-Y-Zr-O系とY-Zrの酸 化物粒子が確認されたが、粒子からマトリクス周辺 への元素の流出は認められなかったことから、本照 射条件で酸化物粒子は安定的に存在し得ると言える。 今後、非照射材の引張破断面近傍における局所変形領 域の解析を進め、FeCrAl-ODS鋼における照射硬化機構 について精査する必要がある。

本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成29年度原子力 の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業(安全性 向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備) の成果である。



Figure TEM micrograph of FeCrAl- ODS steel irradiated at 304°C and Tensile-tested at 300°C. Deformation-induced dislocations were observed but no localized deformation was found in this deformed area.

<sup>\*</sup>Naoyuki Hashimoto<sup>1</sup>, Kodai Toyota<sup>1</sup>, Yixiang Tang<sup>1</sup>, Kan Sakamoto<sup>2</sup>, Shinichiro Yamashita<sup>3</sup>

<sup>1</sup>Hokkaido Univ., <sup>2</sup>NFD, <sup>3</sup>JAEA

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

## [2E19-23] Nitride Fuel Cycle

Chair:Kazuyuki Kusagaya(GNF-J)

Thu. Sep 12, 2019 4:55 PM - 6:15 PM Room E (Common Education Bildg. 2F A23)

### [2E19] R&D on Nitride Fuel Cycle for MA Transmutation to Enhance Safety and Economy

\*Masahide Takano<sup>1</sup> (1. JAEA)

# 4:55 PM - 5:10 PM

# [2E20] R&D on Nitride Fuel Cycle for MA Transmutation to Enhance Safety and Economy

\*Seiya Takaki<sup>1</sup>, Masahide Takano<sup>1</sup> (1. JAEA)

5:10 PM - 5:25 PM

### [2E21] R&D on Nitride Fuel Cycle for MA Transmutation to Enhance Safety and Economy

\*Tatsumi Arima<sup>1</sup>, Tohma Iwasa<sup>2</sup>, Seiya Takaki<sup>2</sup> (1. Kyushu Univ., 2. JAEA) 5:25 PM - 5:40 PM

### [2E22] R&D on Nitride Fuel Cycle for MA Transmutation to Enhance Safety and Economy

\*Takumi Sato<sup>1</sup>, Hirokazu Hayashi<sup>1</sup> (1. JAEA)

5:40 PM - 5:55 PM

### [2E23] R&D on Nitride Fuel Cycle for MA Transmutation to Enhance Safety and Economy

\*Tsuyoshi Murakami<sup>1</sup>, Masatoshi Iizuka<sup>1</sup>, Hirokazu Hayashi<sup>2</sup> (1. CRIEPI, 2. JAEA)
5:55 PM - 6:10 PM

# 安全性・経済性向上を目指した MA 核変換用

## 窒化物燃料サイクルに関する研究開発

### (9) 燃料製造へのゾルゲル法適用と N-15 経済的利用に関する技術開発の状況

R&D on Nitride Fuel Cycle for MA Transmutation to Enhance Safety and Economy

(9) Application of Sol-gel Process and Economical Use of N-15 in the Fuel Fabrication

\*高野 公秀

#### 原子力機構

マイナーアクチノイド(MA)核変換用窒化物燃料の製造において枢要な、ゾルゲル法による酸化物と炭素の 混合粒子作製と、N-15 同位体濃縮窒素ガスの経済的利用(循環精製)に関する技術開発の状況を報告する。

キーワード:マイナーアクチノイド,核変換,窒化物燃料,燃料製造,ゾルゲル法, N-15 同位体濃縮

#### 1. 緒言

(Pu,MA,Zr)N 固溶体または(Pu,MA)N/TiN 粒子分散型ペレットの窒化物燃料製造では、発電炉使用済燃料溶 解液から抽出分離した MA 硝酸溶液を窒化物に転換する過程において、MA ダスト発生や工数低減の観点か らゾルゲル法により MA 酸化物と炭素の混合粒子を作製し、これを炭素熱還元により窒化して窒化物粒子を 得ることが望ましい。さらに窒化時には、N-15 同位体濃縮窒素ガスを経済的に利用するため、電気炉に流通 した窒素ガス中に生じる CO を除去して精製し、閉じた系で循環利用する技術の確立が必須である。ここで は、MA の模擬として希土類の Dy を用いた試験により、良好な球形状の Dy<sub>2</sub>O<sub>3</sub>+炭素混合粒子を直径制御し つつ作製する技術と、実験室規模の実証試験用"窒素循環精製システム"の開発状況について報告する。

#### 2. 技術開発の状況

Dy 硝酸塩水溶液、ナノ炭素分散液、ポリビニルアルコール及び添加剤を混合して滴下液とし、これをアン モニア水槽中に振動滴下することでゲル球が得られる(外部ゲル化法)。試験時の主要パラメータは、液組成、 粘度(液温で制御)、送液圧、滴下振動数及び滴下針径である。まず、比較的試験を行いやすい 25G(内径 0.25 mm)の滴下針で直径 0.6 mm 前後のゲル球を作製する試験を行い、球形状及びクラック防止の観点から適切 な諸パラメータを定めた。これを元に、粒子分散型ペレットへの適用を考慮して直径をより小さい側に制御 するため、27G(内径 0.21 mm)の滴下針を用いた試験を行った。その結果、粘度(液温)、送液圧等を調整 することで、直径分布が 0.47 mm 付近でシャープなゲル球を再現性良く得ることが可能となった。このゲル 球をアルゴン気流中 800℃で 2 時間煆焼することにより、直径 0.33 mm の Dy2O3+炭素混合粒子を得た。

窒素循環精製システムは、電気炉内の窒化反応で窒素気流中に生じる CO を除去する "CO 除去ユニット" と、窒素をポンプで加圧して一定流量で循環するとともに、窒化反応で消費された分の窒素を圧力センサー で感知して自動供給する "窒素循環・自動供給ユニット"で構成される。両ユニットの性能要件を定めて概 念設計と詳細設計を行うとともに、CO 吸着触媒(Ni 系、吸着塔 2 系統、再生機能付き)の候補 2 種類の吸 着破過試験を行い1 種類に選定し、設計に反映した。設計に基づき両ユニットを製作し、実験室に既設の窒 化用電気炉に接続して総合的な動作確認試験を行った。Dy2O3+炭素粉末混合成型体(4.8 g)の窒化加熱中の CO 除去ユニット出入口で窒素気流(2 L/min)中の CO 濃度を連続測定した結果、入口側ピーク時濃度 966 ppm に対して出口側では常に1 ppm 未満であり、CO 除去性能が非常に優れていることを確認した。

外部ゲル化法で作製した Dy<sub>2</sub>O<sub>3</sub>+炭素混合粒子を、窒素循環精製システムを用いて DyN 粒子とし、これを TiN 母材に分散させた模擬燃料ペレットの試作試験を実施する予定である。

本報告は、原子力機構が委託先機関として実施した平成 30 年度文部科学省原子力システム研究開発事業「安全性・経済 性向上を目指した MA 核変換用窒化物燃料サイクルに関する研究開発」の成果の一部です。

\*Masahide Takano, JAEA.
# 安全性・経済性向上を目指した MA 核変換用 窒化物燃料サイクルに関する研究開発 (10)気孔形成剤を用いた模擬燃料ペレットの焼結密度制御

R&D on Nitride Fuel Cycle for MA Transmutation to Enhance Safety and Economy

(10) Application of Pore Former for Density Control in Surrogate Fuel Sintering Process

\*髙木 聖也, 高野 公秀

### 原子力機構

MA 核変換用窒化物燃料に関して、ポアフォーマ添加による焼結密度制御のための基礎的な知見を得るため に、様々な材質の熱分解性ポリマー微粒子を Dy<sub>0.3</sub>Zr<sub>0.7</sub>N 模擬窒化物燃料に添加して焼結試験を行った。

キーワード:マイナーアクチノイド,核変換,窒化物燃料,ポアフォーマ,焼結

#### 1. 緒言

マイナーアクチノイド (MA) 核変換用窒化物燃料では、燃焼時のスエリング緩和を目的とした低密度燃料 の技術開発が必要である。適切なポリマー微粒子をポアフォーマ (PF) として添加し、窒化物ペレットの焼 結を行うことで、緻密な組織を有しつつ、燃料中に気孔を形成させ低密度窒化物燃料を得る。本研究では、 MA を希土類の Dy で模擬した Dy<sub>0.3</sub>Zr<sub>0.7</sub>N 模擬窒化物燃料に様々な材質のポリマー微粒子を添加して焼結試 験及び分析を行うことで、適切な PF 材質の選定を行うことを目的とした。

### 2. 実験方法

Dy<sub>0.3</sub>Zr<sub>0.7</sub>N 固溶体微粉末に対してポリマー微粒子を最大3 wt%まで添加し、ZrO<sub>2</sub>乳鉢中でスパチェラ及び 乳棒で強く圧迫しないように正味 10 分間混合した。ポリマー微粒子は燃料への PF としての適用に対して必 要(十分)な条件のもと、ステアリン酸(A)、ポリエステル(B)、低密度ポリエチレン(C)の3種類を選 定し、試験に供した。混合粉末をペレット状に成型し、窒素気流中で PF を熱分解により除去する加熱工程の 後昇温し、1700℃で5時間焼結加熱を行った。焼結したペレットの寸法及び重量測定と、各種分析を行った。 なお、参照試料として PF を添加していない Dy<sub>0.3</sub>Zr<sub>0.7</sub>Nペレットのみの焼結試験も行った。

#### 3. 結果と考察

A, B, C の PF をそれぞれ 1 wt%添加し焼結したペレットについ て、参照試料に対し有意な焼結密度減少を示した。焼結ペレットの 破面観察あるいは研磨面の観察を行った結果、A を添加したペレッ ト中に、成型時の圧縮方向に対して垂直方向にクラックが生じてい ることがわかった。このクラックはペレット成型時に形成されてお り、成型圧力を除荷した際の窒化物と PF のスプリングバック率の 差に起因していると考えられる。B, C ではペレット重量に対して 3 wt%まで添加しても、ポア周辺にマイクロクラックがわずかに形成 されるのみで、燃料組織としては健全な状態を保っていることがわ かった。不純物炭素及び酸素濃度の PF 添加濃度依存性も小さく、 窒化物燃料への PF としての適用が十分に見込まれることが確認で きた。得られた試験データから、B, C の添加濃度と焼結体相対密度 の相関データ(図 1)を取得し、再現性良く目標通りの相対密度を 有する焼結体の作製が可能となった。



量依存性(■□:B添加試験、● ○:C添加試験)

\*本報告は、原子力機構が委託先機関として実施した平成 30 年度文部科学省原子力システム研究開発事業「安全性・経済 性向上を目指した MA 核変換用窒化物燃料サイクルに関する研究開発」の成果の一部です。

\*Seiya Takaki and Masahide Takano, Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

# 安全性・経済性向上を目指した MA 核変換用 窒化物燃料サイクルに関する研究開発 (11)液相生成温度の組成・窒素分圧依存性

R&D on Nitride Fuel Cycle for MA Transmutation to Enhance Safety and Economy

(11) Solid-liquid Phase Transition Temperature: Dependence on Chemical Composition and N<sub>2</sub> Partial Pressure

\*有馬 立身<sup>1</sup>, 岩佐 龍磨<sup>1,2</sup>, 髙木 聖也<sup>2</sup>

1九州大学,2原子力機構

窒化ジルコニウムを主とした模擬窒化物燃料に対して、レーザー加熱を利用した非接触・高速測定法を用いて、液相生成温度の組成依存性および窒素分圧依存性を評価した。Dy および Er をマイナーアクチニドの代替物質とし、(Dy,Zr)N および(Er,Zr)N を測定対象とした。

キーワード:窒化物燃料、レーザー加熱、融点、窒素分圧

### 1. 緒言

窒化物燃料の不活性母材となる ZrN は、高融点、高熱伝導性 等の燃料には有利な性質を持つことが知られている。一方、原 子炉の安全性の観点からは、その溶融挙動の理解は必要不可欠 であるものの、十分であるとは言えない。本研究では、不活性 母材にマイナーアクチノイド(MA)が高濃度に添加された燃料 の溶融挙動の評価を行っている。H30 年度は模擬窒化物燃料試 料に対する液相生成温度の組成依存性及び窒素分圧依存性の評 価を目的とし、レーザー加熱法を用いた溶融試験を実施した。

#### 2. 実験方法

測定対象は、原子力機構から供与された窒化物試料:(Dy,Zr)N 及び(Er,Zr)Nであった。ここで Dy 及び Er は MAの模擬物質で ある。これらを、窒素ガス高圧中で、レーザー加熱法を用いて 溶融挙動を調査した。試料の加熱・溶融には半導体レーザー(940 nm)及びロングパルス Nd:YAG レーザー(1068 nm)、温度変化の モニターには高速放射温度計、放射率評価には、室温にて積分 球を用い、溶融時にて可視・赤外分光計の使用を試みた。窒素 分圧は最大約 0.81 MPa まで変化させた。

#### 3. 結果と考察

相転移温度(=熱停留点)として、昇温及び降温の両過程で現 れる温度変化曲線の傾きが小さくなるところに着目した(図1)。 窒化物試料は熱衝撃に対して脆く、熱伝導率が高いため、熱停 留点での放射率取得は困難であった。推測ではあるが、室温で の放射率を考慮すると、溶融温度及び固化温度の組成依存性は Er 及び Dy の添加により低下するものと考えている。窒素分圧 依存性については、分圧の増加と共に溶融/固化温度が上昇す る傾向が見られた(図2)。



温度

\*本報告は、原子力機構が受託し、九州大学が再委託先として実施した平成30年度文部科学省原子力システム研究開発 事業「安全性・経済性向上を目指したMA核変換用窒化物燃料サイクルに関する研究開発」の成果の一部です。

\*Tatsumi Arima<sup>1</sup>, Tohma Iwasa<sup>1,2</sup>, Seiya Takaki<sup>2</sup>, <sup>1</sup>Kyushu Univ., <sup>2</sup>Japan Atomic Energy Agency

# 安全性・経済性向上を目指した MA 核変換用 窒化物燃料サイクルに関する研究開発

### (12) 溶融塩中における模擬窒化物燃料ピン剪断片の化学溶解試験

R&D on Nitride Fuel Cycle for MA Transmutation to Enhance Safety and Economy

(12) Chemical dissolution tests of sheared pieces of simulated nitride fuel pins in molten salt

\*佐藤 匠,林 博和

### 原子力機構

模擬燃料ペレットとして(Dy,Zr)N 焼結体を用い、T91 被覆管に装荷した窒化物燃料ピン模擬体の剪断後の試料について、溶融 LiCl-KCl 共晶塩中での CdCl<sub>2</sub> 及び ZrCl<sub>4</sub> との反応による化学溶解試験を行った。 キーワード:窒化物燃料,加速器駆動システム,核変換,乾式再処理,溶融塩

1. 緒言 MA 核変換用燃料ピンとして、T91 フェライト鋼(改良 9Cr-1Mo 鋼)被覆管中に窒化物燃料ペレットを装荷してボンド材として He ガスを充填したものが候補となっている。使用済窒化物燃料の乾式再処理では、前処理として燃料ピンの剪断を行った後の回収物を、溶融塩電解または化学溶解によって処理することが提案されている。本研究では、化学溶解工程で必要な温度や加熱時間等の処理条件を明らかにすることを目標として、窒化物燃料ピン模擬体の剪断後の試料を用いて溶融塩中での化学溶解試験を行った。

2. 実験 T91 フェライト鋼模擬被覆管(外径 6.86 mm×内径 5.74 mm×150 mm)に (Dy,Zr)Nペレット(ZrN 濃度:60 mol%、直径約 5.6 mm×高さ約 7.8~8.0 mm、86~88% TD、10 個)を装荷した燃料ピン模擬体を Ar ガス 雰囲気のグローブボックス中において剪断して得られた(Dy,Zr)Nペレット片を粉砕器で粉砕した試料のうち 粒径 0.045~0.10 mm のもの 5.01 g を溶解試験に用いた。Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>製るつぼに(Dy,Zr)N 試料及び LiCl-KCl 共晶塩 約 250 g を入れ、酸化剤として CdCl<sub>2</sub>を試料中 Dy の全量を溶解する理論当量の 1.2 倍添加し、773 K で 100 時間、その後 823 K で 100 時間加熱した。その後さらに Dy の初期量が溶解する理論当量の 1.2 倍に相当する ZrCl<sub>4</sub>を含む LiCl-KCl-ZrCl<sub>4</sub>(約 5.2 wt% ZrCl<sub>4</sub>)塩を添加して 823 K で 100 時間、Mo 製の撹拌翼で撹拌しなが ら加熱した。溶融塩は数時間毎に撹拌を停止してガラス管で塩を吸い上げて分取し、純水で加熱溶解後に不 溶解残渣をろ過分離し、ICP-AES により Dy、Zr、Cd 及び Mo の濃度を定量した。

3. 結果と考察 CdCl<sub>2</sub>を添加後の溶融塩中の各金属元素の濃度変化を図1に示す。773 K での100時間の加熱によって Cd 濃度は0.86 wt%から0.66 wt%に低下、Dy 濃度は0.02 wt%まで上昇した。続く823 K での100時間の加熱によって Cd 濃度は0.62 wt%まで低下、Dy 濃度は0.05 wt%まで上昇し、この時点でのDy の溶解率は、3.7%であった。一方、Zr と Mo は溶融塩中にほとんど溶解しなかった。なお、測定初期のDy、Zr 濃

度が大きいのは、分析試料に不溶解残渣が混入したた めである。

この系に ZrCl<sub>4</sub> を添加して 823 K で 100 時間加熱後 の Dy の溶解率は 12%であった。本試験での Dy の溶 解率は、試料表面の酸化を考慮してもこれまでの報告 と比べて有意に小さいため、今後その原因を調べる必 要がある。

\*本報告は、原子力機構が委託先機関として実施した平成 30 年度文 部科学省原子力システム研究開発事業「安全性・経済性向上を目指 した MA 核変換用窒化物燃料サイクルに関する研究開発」の成果の 一部です。

\*Takumi Sato and Hirokazu Hayashi, Japan Atomic Energy Agency (JAEA)



- 2E22 -

# 安全性・経済性向上を目指した MA 核変換用 窒化物燃料サイクルに関する研究開発

### (13)液体 Cd 中への Zr 及びランタニド元素の還元抽出挙動

R&D on Nitride Fuel Cycle for MA Transmutation to Enhance Safety and Economy

(13) Reductive Extraction of Zr and Lanthanides in Liquid Cd

\*村上 毅1,飯塚 政利1,林 博和2

1電中研,2原子力機構

溶融 LiCl-KCl(723 K)に ZrCl<sub>4</sub>および各種ランタニド塩化物を添加した系において、Zr およびランタニドの還 元析出試験を行い、還元抽出工程での Zr<sup>4+</sup>イオンの影響について検討した。

キーワード: 窒化物燃料, 還元抽出, Zr, ランタニド, 乾式処理

### 1. 緒言

使用済窒化物燃料の乾式処理では、酸化剤(CdCl<sub>2</sub>及び ZrCl<sub>4</sub>)を用いて燃料中の TRU を溶融塩浴中に溶解し、 次に浴塩中の TRU<sup>3+</sup>を液体金属中に還元抽出する。このとき還元抽出工程の浴塩中には Cd<sup>2+</sup>や Zr<sup>4+</sup>が多く残 留するため、TRU と共に Cd や Zr も液体金属中に回収されると考えられる。しかしながら Zr<sup>4+</sup>を多く含んだ 系における TRU の還元抽出挙動に関する報告はほとんどないため、その基礎的な挙動から明らかにすること が求められる。本研究では TRU の模擬としてランタニドを用いた。

### 2. 実験

還元抽出試験は Ar 雰囲気のグローブボックス内で行った。溶融 LiCl-KCl-ZrCl<sub>4</sub>-LnCl<sub>x</sub> 中(Ln = La, Ce, Nd, Eu, Gd, (浴塩中 Ln 濃度比)~(使用済窒化物燃料中 Ln 濃度比)、浴温 723 K)において、Zr 及び Ln を液体 Cd 中に還元析出((Zr or Ln)<sup>n+</sup> + Li in Cd → (Zr or Ln) in Cd + nLi<sup>+</sup>)する試験を 4RUN 実施した。Cd 中初期還元剤 Li 濃度(X<sub>Li</sub>) は 0.27~0.63 at% とした。試験後に採取した浴塩及び Cd 合金中の Zr 及び Ln 濃度を ICP-OES により測定した。

### 3. 結果

表 Ce 基準の分離係数(SF<sub>M</sub>)

Ce 基準で Zr 及び Ln の分離係数(SF <sub>M</sub> = (X <sub>Ce</sub>	-
in melts)/( $X_{M \text{ in melts}}$ )/( $X_{Ce \text{ in Cd}}$ )×( $X_{M \text{ in Cd}}$ ), $X_{M \text{ in melts}}$ :	-
浴塩中濃度、X <sub>MinCd</sub> :液体Cd中濃度)を求めた	-
(表)。Zr の分離係数は過去の報告値(3.8×10 <sup>-4</sup>	-

	SF <sub>Zr</sub>	SF <sub>La</sub>	SF <sub>Ce</sub>	$\mathbf{SF}_{\mathbf{Nd}}$	$\mathbf{SF}_{\mathrm{Gd}}$
4RUN の平均	4.8×10 <sup>-4</sup>	1.9	1	0.6	4.3
文献値[2] (773 K)	-	2.70	(基準)	0.96	3.71

[1])に近い。また、Lnの分離係数は浴塩中に Zr<sup>4+</sup>を含まない系で得られた値[2]と近く、Lnの分離挙動に Zr<sup>4+</sup> は大きな影響を与えないと示唆された。さらに、X<sub>Li</sub>が最も高い場合(0.63 at%)でのみ、Cdを装荷したアルミ ナ坩堝の内壁を Cd が這い上がる様子が確認された。過去の報告[1]より、Zr 及び Ce を同時に還元抽出した際 には(X<sub>Li</sub>=0.8 at%)アルミナ坩堝が Cd 合金薄膜により覆われ、一方、Zr のみ又は Ln のみの還元抽出では、そ のような現象は見られないことが分かっている。以上より、被覆現象を防ぎ安定に還元抽出を進行させるた めには、X<sub>Li</sub>を低くする、又は Ln を Zr と同時に還元抽出しないことが必要であると考えられる。ただし、前 者では還元抽出工程後の蒸留再窒化工程(窒素気流中で Cd を蒸留分離し TRU 窒化物を得る)での Cd 処理量 が増加する。そこで、還元抽出前に Zr<sup>4+</sup>及び Cd<sup>2+</sup>を浴塩中から電気化学的に取り除く工程の追加を提案した。

\*本報告は、原子力機構が受託し、電力中央研究所が再委託先として実施した平成30年度文部科学省原子力システム研究 開発事業「安全性・経済性向上を目指したMA核変換用窒化物燃料サイクルに関する研究開発」の成果の一部です。

### 参考文献

[1] 平成 29 年度「安全性・経済性向上を目指した MA 核変換用窒化物燃料サイクルに関する研究開発」成果報告書
[2] M. Kurata, Y. Sakamura and T. Matsui, J. Alloy. Compd., 234 (1996) 83-92.

\*Tsuyoshi Murakami<sup>1</sup>, Masatoshi Iizuka<sup>1</sup> and Hirokazu Hayashi<sup>2</sup>, <sup>1</sup>CRIEPI, <sup>2</sup>JAEA

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

# [2F01-04] Gas-Liquid Two-Phase Flow

Chair:Tomio Okawa(UEC) Thu. Sep 12, 2019 9:30 AM - 10:35 AM Room F (Common Education Bildg. 2F C21)

[2F01] Interfacial Friction in Vertical Pipes under Countercurrent Flows \*Naoki Sano<sup>1</sup>, Michio Murase<sup>1</sup>, Toshiya Takaki<sup>1</sup>, Koji Nishida<sup>1</sup>, Raito Goda<sup>2</sup>, Akio Tomiyama<sup>2</sup> (1. INSS, 2. Kobe Univ.) 9:30 AM - 9:45 AM
[2F02] Interfacial Friction in Vertical Pipes under Countercurrent Flows \*Michio Murase<sup>1</sup>, Toshiya Takaki<sup>1</sup>, Koji Nishida<sup>1</sup>, Akio Tomiyama<sup>2</sup> (1. Institute of Nuclear safety System, Inc., 2. Kobe University) 9:45 AM - 10:00 AM

# [2F03] Numerical Simulation of Bubble Behavior in PWR Rod Bundle by Interface Tracking Method \*Hiroyuki Yoshida<sup>1</sup>, Ayako Ono<sup>1</sup>, Masaaki Okano<sup>2</sup>, Yasushi Makino<sup>2</sup> (1. JAEA, 2. NDC)

10:00 AM - 10:15 AM [2F04] Large-scale simulation on two-phase flow in the fuel assemblies of LWR

by the mechanistically based method \*Ayako Ono<sup>1</sup>, Susumu Yamashita<sup>1</sup>, Takayuki Suzuki<sup>1</sup>, Hiroyuki Yoshida<sup>1</sup> (1. JAEA) 10:15 AM - 10:30 AM

©Atomic Energy Society of Japan

### 鉛直管内での気液対向流における界面摩擦 (1)下端フラッディング

Interfacial Friction in Vertical Pipes under Countercurrent Flows (1) Flooding at the Bottom End \*佐野 直樹 ¹,村瀬 道雄 ¹,高木 俊弥 ¹,西田 浩二 ¹,合田 頼人 ²,冨山 明男 ² <sup>1</sup>原子力安全システム研究所,<sup>2</sup>神戸大学

鉛直管下端でフラッディング状態における管内での界面摩擦係数fiについて検討し、直径6.4 mm ≤D ≤152 mm での空気・水系データを用いて fi の相関式を導出した。

キーワード:鉛直管,気液対向流,フラッディング,界面摩擦係数

1. 緒言 Bharathan and Wallis [1] は、下端でフラッディングが生じている場合における鉛直管内での界面摩 擦係数  $f_i$ を対象にして、直径 6.4 mm  $\leq D \leq 152$  mm での圧力勾配 dP/dz の測定値から壁面摩擦係数  $f_w = 0$ を 仮定してfiを求め、fiの相関式を提案している。合田ら[2]は、D=20mmの鉛直管で急閉遮断弁による液相 体積率 aL 測定値と dP/dz 測定値から fw と fi を求め、fw を無視できないことを示した。本報告では、合田ら [2]による  $f_w$  相関式と Bharathan and Wallis [1]による dP/dz の測定値から  $f_i$  を求め、 $f_i$ の相関式を導出した。 2. 評価の方法と結果 本報告では環状流モデルを使用する。気相に作用する力の釣合い式と全流体に作用 する力の釣合い式から次式が求まる。

 $(dP_{\rm G}/dz) = -\rho_{\rm G} g - (f_i/2) \rho_{\rm G} [J_{\rm G}/\alpha - J_{\rm L}/(1-\alpha)]^2 (4/D \alpha^{1/2})$ (1)

 $(dP_{\rm T}/dz) = -\{(\rho_{\rm L}-\rho_{\rm G})(1-\alpha) + \rho_{\rm G}\}g + (f_w/2)\rho_{\rm L}[J_{\rm L}/(1-\alpha)]^2(4/D)$ (2)気相と液相の見かけ流速( $J_{G}$ と $J_{L}$ )の関係は CCFL 相関式により求める。 $f_{w}$ には次式[2]を用いる。

 $f_w = \max (2.86 \times 10^4 \text{ ReL}^{-1.96}, 0.079 \text{ ReL}^{-0.25})$ (3)Bharathan and Wallis [1]による dP/dz 測定値と式(3)および式(2)から(1- $\alpha$ )を求め、式(1)から  $f_i$ を求めた。直 径ごとに気相 Wallis パラメータ J<sub>G</sub>\*で整理して最小二乗法で係数と指数を決め、係数と指数を無次元直径 D\* で整理して最小二乗法で次のfi相関式を導出した。

10

1

図1

1.0 J<sup>ica</sup>

Δ 0

0

6.4 mm [1]

9.5 mm [1]

<u>20 mm [2]</u>

12.7 mm [1]

25.4 mm [1]

50.8 mm [1]

152 mm [1]

0.1

f,

式(4)計算値 f<sub>i,cal</sub> と f<sub>i</sub> との比較

1

10

 $f_i = 0.236 D^{*1.08} \exp(-1.98 D^{*0.48} J_{\rm G}^*)$ (4) 式(4)において、 $D^* = D/L$  (L はラプラス長さ)であり、 $D^{*0.48}J_G^*$ ≒ $D^{*0.50}J_{G}^{*}=K_{G}^{*}$ (気相 Kutateladze パラメータ)になる。式(4) による計算値 fi,cal と dP/dz 測定値および式(1)~(3)から求め た $f_i$ との比較を図1に示す。高 $J_G^*$ で $f_i$ が小さくなると相対 的な不確かさが大きくなること、fiの下限値に 0.005~0.008 が使用されている[1]ことから、*f*<sub>i</sub> < 0.005 は対象外にした。 3. 結論 直径 6.4 mm ≤ D ≤ 152 mm での空気・水系データを 用いて、下端フラッディング状態における鉛直管内での界面



### 参考文献

[1] D. Bharathan and G. B. Wallis, IJMF, 9 (4), 349-366, 1983.

[2] 合田頼人ほか, 原子力学会 2017 秋の大会, 1E19, 2017.

\* Naoki Sano<sup>1</sup>, Michio Murase<sup>1</sup>, Toshiya Takaki<sup>1</sup>, Koji Nishida<sup>1</sup>, Raito Goda<sup>2</sup>, Akio Tomiyama<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Institute of Nuclear Safety System, Inc., <sup>2</sup>Kobe University

### 鉛直管内での気液対向流における界面摩擦(2)上端フラッディング

Interfacial Friction in Vertical Pipes under Countercurrent Flows (2) Flooding at the Top End

\*村瀬 道雄¹, 高木 俊弥¹, 西田 浩二¹, 冨山 明男²

1原子力安全システム研究所,2神戸大学

鉛直管上端でフラッディング状態における管内での界面摩擦係数  $f_i$ を対象にして、直径 D = 20, 50.8 mm での空気・水データと D = 20 mm、圧力  $P = 0.6 \sim 4.1$  MPa での蒸気・水データを用いて  $f_i$ の相関式を導出した。

キーワード: 鉛直管, 気液対向流, フラッディング, 界面摩擦係数

**1. 緒言** 鉛直管内での気液対向流における流動状態は下端フラッディングと上端フラッディングとで大 きく異なる。上端フラッディングでは、自由落下に近い薄い液膜流になり[1]、圧力勾配が小さく測定値の 不確かさが大きいこともあり、界面摩擦係数  $f_i$  に関する測定例が極めて少ない。本報告では、島村ら[2]に よる直径 D = 20 mm での壁面摩擦係数  $f_w$  と  $f_i$  の測定値、Bharathan et al. [3]による D = 50.8 mm での圧力勾 配 dP/dzの測定値、および Ilyukhin et al. [4]による D = 20 mm、圧力  $P = 0.6 \sim 4.1$  MPa での dP/dz の測定値か ら  $f_i$  を求め、 $f_i$  の相関式を導出した。

2. 評価の方法と結果 本報告では環状流モデルを使用する。気相に作用する力の釣合い式と全流体に作用 する力の釣合い式から次式が求まる。

$$(dP_G/dz) = -\rho_G g - (f_i/2) \rho_G [J_G/\alpha - J_L/(1-\alpha)]^2 (4/D \alpha^{1/2})$$
(1)

 $(dP_{\rm T}/dz) = -\{ (\rho_{\rm L} - \rho_{\rm G}) (1 - \alpha) + \rho_{\rm G} \} g + (f_{\rm w}/2) \rho_{\rm L} [J_{\rm L}/(1 - \alpha)]^2 (4/D)$ (2)

気相と液相の見かけ流速 ( $J_{G} \ge J_{L}$ )の関係は CCFL データから求めた。 $f_{w}$  には次式[2]を用いた。

dP/dzの測定値と式(3)および式(2)から液相体積率(1- $\alpha$ )を求め[1]、式(1)から $f_i$ を求めた。直径と流体物性値 ごとに気相 Wallis パラメータ $J_G^*$ で整理して最小二乗法で係数と指数を求め、係数と指数を無次元直径 $D^*$ で整理して次の $f_i$ 相関式を導出した。

 $f_i = 9.1 \times 10^4 D^{*0.85}/J_G^{* (3.4/D^{*0.31})}$  (4)  $D^* = D/L$  (Lはラプラス長さ)である。気液密度比 $\rho_G/\rho_L$ の補 正を加えると式(4)より若干不確かさが小さくなる程度であ り、現状では式(4)を推奨する。式(4)による計算値 $f_{i,c} \ge dP/dz$ 測定値および式(1)~(3)から求めた $f_{i,m} \ge 0$ 比較を図1に示す。 3. 結論 直径 D = 20, 50.8 mm、圧力  $P = 0.6 \sim 4.1 \text{ MPa}$ での圧 力勾配の測定値から、上端フラッディングにおける鉛直管内 での界面摩擦係数 $f_i$ の相関式を導出した。

### 参考文献

[1] 村瀬道雄ほか, 原子力学会 2019 春の年会, 1113, 2019.

 $f_w = \max(16/\text{Re}_L, 0.079 \text{ Re}_L^{-0.25})$ 

[2] 島村長幸ほか, 混相流シンポジウム 2018, D212, 2018.

[3] D. Bharathan et al., EPRI NP-786, 1978.

[4] Yu. N. Ilyukhin, et al., Teplofiz. Yys. Temp., 26 (5), 923-931, 1988.

\* Michio Murase<sup>1</sup>, Toshiya Takaki<sup>1</sup>, Koji Nishida<sup>1</sup>, Akio Tomiyama<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Institute of Nuclear Safety System, Inc., <sup>2</sup>Kobe University



(3)

## 界面追跡法に基づく数値シミュレーションによる PWR 燃料集合体内気泡挙動の評価

Numerical Simulation of Bubble Behavior in PWR Rod Bundle by Interface Tracking Method

\*吉田 啓之<sup>1</sup>, 小野 綾子<sup>1</sup>, 岡野 匡哲<sup>2</sup>, 牧野 泰<sup>2</sup>

<sup>1</sup>原子力機構,<sup>2</sup>NDC

PWR における限界熱流束に影響することが考えられる気泡挙動の評価を目的として、PWR 燃料集合体内の 気泡挙動の解析を,詳細二相流解析コード TPFIT を用いて実施した結果について報告する。

### キーワード: PWR 燃料集合体,気泡流挙動,数値解析,TPFIT

1. 緒言 原子力機構では、原子炉熱設計において多くの費用と時間 を必要とする大型試験への依存性を低下させるとともに、多様な条 件での熱流動挙動の評価を可能とするため、界面追跡法による二相 流解析コード TPFIT の開発・検証などを実施している[1]。本報では、 PWR 燃料集合体内の気泡流挙動の評価、開発した解析手法の課題の 抽出を目的として実施した解析の結果について報告する。

2. 数値解析 ここでは、必要な空間解像度と解析精度を確保した上 で効率的な計算を実施するため、STAR-CCM+による単相流解析結果 を気泡流解析の境界条件として用いた。図1に単相流解析で使用し た、PWR 燃料集合体を模擬した 5×5 ロッドバンドルの計算体系を 示す。解析では、ベーンの有無をパラメータとし、スペーサ形状に ついては公開情報[2]を、乱流モデルは既存知見[3]をもとに設定し た。また、図1 中赤線で示される部分が気泡流解析領域であり、圧 力は 15.4MPa、格子サイズは各方向とも約 0.5mm、サブチャンネル 中心部から蒸気を注入することで系内に気泡流を形成させた。

3. 解析結果 単相流解析結果を境界条件として用い、ノズルからの 蒸気注入により燃料集合体中に形成された気泡流挙動の一例を図 2 に示す。また、ベーン無しに対してベーン有りの条件では形成され る気泡径が大きく、これはベーンにより流路断面内に作られる流れ によって、サブチャンネル中心部に気泡が集まったことによる。こ

れより、PWR 燃料集合体内の気泡流挙動の評価に TPFIT が適用可能 なことが確認できた。

本研究は、日本原子力研究開発機構の大規模並列計算機 SGI ICE-X を用いた成果です。

### 参考文献

[1] 吉田ら, 日本原子力学会和文論文誌, 3, 3 (2004), pp.233-241

[2] NRA/CSNI, "Report of the OECD/NEA KAERI Rod Bundle CFD Benchmark Exercises" (2013) .

[3] E. Baglietto, "Anisotropic turbulence modeling for accurate rod bundle simulations", ICONE14-89646 (2006).

\*Hiroyuki Yoshida<sup>1</sup>, Ayako Ono<sup>1</sup>, Masaaki Okano<sup>2</sup> and Yasushi Makino<sup>2</sup>

<sup>1</sup>JAEA, <sup>2</sup>NDC



図2 解析による 0.07 秒後の気泡挙動

## 機構論的流動解析手法による軽水炉燃料集合体内の 大規模二相流シミュレーションの試み

Large-scale simulation on two-phase flow in the fuel assemblies of LWR by the mechanistically based method

\*小野 綾子<sup>1</sup>,山下 晋<sup>1</sup>,鈴木 貴行<sup>1</sup>,吉田 啓之<sup>1</sup> <sup>1</sup>JAEA

軽水炉燃料集合体同程度の長さの4×4バンドル体系において、JUPITER を用いた二相流解析を実施し、既存 で報告されている二相流試験をもとに解析手法の妥当性検討および課題の抽出を行った。

キーワード:二相流、限界熱流束、軽水炉、界面追跡法、燃料集合体

### 1. 緒言

JAEA では、軽水炉燃料安全性評価で必須である限界熱流束(CHF)につい て、機構論に基づいた評価手法の確立を目指している。本研究では、CHF 評 価で必要となるバンドル内の詳細二相流挙動評価手法を構築するために、 JAEA で開発中の JUPITER を用い、実機相当寸法の4×4バンドルを対象と した二相流動解析を実施し、既存で報告されている二相流実験等の知見から 解析手法の妥当性の検討、および課題の抽出を行った。

### 2. 解析条件

JAEA で所有する燃料集合体における二相流試験装置を対象とした解析を 実施した。解析体系は、56 mm×56 mm×3500 mmの矩形流路であり、直径 10 mm の模擬燃料が 13 mmピッチで 4×4 に正方配列されている。メッシュ幅は 1 mm とし、総格子数は約 1000 万格子である。気体の見かけ速度 j<sub>e</sub>=0.021~2.061

m/s の範囲で、水の見かけ速度 *j*<sub>(=</sub>0.01~0.10 m/s の範囲で、Mishima ら[1]による流動図の Bubbly(Case-1, -4), Slug(Case-2, -5), Churn(Case-3, -6)領域で解析した。解析は断熱条件で行った。

### 3. 解析結果

図1に、Bubbly, Slug, Churn に相当する3ケースについて瞬時の流況を示す。Case-2では、大気泡がサブチャンネル間にまたがって存在し、Slug 領域特有の cap bubble は観察されなかった。Mizutaniら[2]は、模擬燃料集合体を設置した矩形流路内の二相流において流動マップを提案し、Cap bubble を生じるような Slug 領域は観察されないことを報告しており、本解析結果と概ね一致する。一方で、Churn 領域条件で実施された Case-3は、既に液膜噴霧流となっており、本解析での解像度の粗さのため気相の接合が促進された可能性がある。

### 4. 結論

今後は、バンドル体系における二相流実験データと流況の比較を詳細に行うことで、解析手法の高度化を 図るとともに、解像度の影響を調査する。

参考文献 [1] K. Mishima et al., Int. J. Heat Mass Transf., Vol.27, No.5, pp.723-737 (1984). [2] Y. Mizutani et al., J. Nuc. Sci. and Tech., Vol.44, No.6, pp.894-901 (2007).

\*Ayako Ono<sup>1</sup>, Susumu Yamashita<sup>1</sup>, Takayuki Suzuki and Hiroyuki Yoshida<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency



図1 解析結果(瞬時の流況)

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

# [2F05-09] Fast Reactor Thermal Hydraulics 1

Chair:Masahiro Furuya(CRIEPI)

Thu. Sep 12, 2019 10:35 AM - 12:00 PM Room F (Common Education Bildg. 2F C21)

[2F05]	Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor
	*norihiro doda <sup>1</sup> , kenji yokoyama <sup>1</sup> , masaaki tanaka <sup>1</sup> , takashi takata <sup>1</sup> , hiroyuki ohshima <sup>1</sup> (1. JAEA)
	10:35 AM - 10:50 AM
[2F06]	Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor
	*Mitsuhiro Aoyagi <sup>1</sup> , Masateru Sonehara <sup>1</sup> , Akihiro Uchibori <sup>1</sup> , Takashi Takata <sup>1</sup> , Hiroyuki Ohshima <sup>1</sup> (1. JAEA)
	10:50 AM - 11:05 AM
[2F07]	Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor
	*Shin Kikuchi <sup>1</sup> , Nobuyoshi Koga <sup>2</sup> , Akikazu Kurihara <sup>1</sup> , Takashi Takata <sup>1</sup> , Hiroyuki Ohshima <sup>1</sup> (1. JAEA, 2. Hiroshima Univ.)
	11:05 AM - 11:20 AM
[2F08]	Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor
	*Ryota Umeda <sup>1</sup> , Akikazu Kurihara <sup>1</sup> , Shin Kikuchi <sup>1</sup> , Norihiro Kikuchi <sup>1</sup> , Takata Takashi <sup>1</sup> , Ohshima Hiroyuki <sup>1</sup> (1. JAEA)
	11:20 AM - 11:35 AM
[2F09]	Coupled Neutronics and Thermalhydraulics of Molten Salt Fast Reactor
	*Hiroyasu MOCHIZUKI <sup>1,3</sup> , Michio YAMAWAKI <sup>2,3</sup> (1. Tokyo Institute of Technology, 2. The University of Tokyo, 3. BERD)

11:35 AM - 11:50 AM

## ナトリウム冷却高速炉におけるマルチレベル・シナリオシミュレーション技術開発 (10)マルチレベルシミュレーションシステムにおける基本モジュールの連成手法の整備

Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor

(10) Development of coupling method for basic modules in multi-level simulation system

\*堂田 哲広, 横山 賢治, 田中 正暁, 髙田 孝, 大島 宏之

原子力機構

ナトリウム冷却高速炉(SFR)の安全基盤技術としてマルチレベル・シナリオシミュレーションシステム の開発を進めている。本報では、SFR の設計オプションに柔軟に対応し、設計で想定される運転状態に対 して高効率解析から高精度な現象予測解析までを1つのシステムで実行できるマルチレベルシミュレーシ ョンシステムの炉内熱流動解析モジュール及び核特性解析モジュールの連成手法の整備について報告する。

1. 緒言 マルチレベルシミュレーションシステムは、SFR の設計オ プションに柔軟に対応し、設計で想定される運転状態に対する高効 率なプラント挙動解析と高精度な局所現象解析を統合して 1 つのシ ステムで実行することを目的としている。前報[1]では本システムの ベースとなるプラント動特性コード Super-COPD[2] (1D コード)と 多次元熱流動解析コード ANSYS Fluent (CFD コード)の連成手法(シ ーケンシャル Two-way 法に基づくデータ同期による 1D-CFD 連成) を構築し、その妥当性を評価した。本報では、1D-CFD 連成手法を適 用し、1D コードと炉内熱流動解析モジュール(サブチャンネル解析 コード: ASFRE[3])の連成手法及び 1D コードと核特性解析モジュ ール (3 次元核計算コード: MARBLE[4])の連成手法を整備した。

#### 2. 連成手法の整備

2-1.1D-サブチャンネル連成手法 炉心全体の熱流動を1Dコードで、 任意の燃料集合体内の熱流動をサブチャンネル解析コードで解析し、 図 1(a)に示すように連成させた。図 2 に示す SFR の燃料集合体を簡 略化した燃料ピン7本のワイヤーラップ型燃料集合体7体の炉心体 系を対象に、炉心全体を 1D コード、中心集合体のみを炉内熱流動解 析モジュールで解析する連成解析を行った。解析条件は燃料集合体 間の径方向熱移行が顕著となるよう炉心出力及び炉心流量を定格運 転時の3%相当に設定し、かつ中心集合体の出力を周辺集合体の+33% に設定した。本連成手法の妥当性を確認するため、同体系を 1D コー ドのみで解析した結果と比較した。図3に中心と周辺の燃料集合体 の発熱上端高さにおける温度分布の解析結果を示す。連成解析の結 果が 1D 解析の結果と概ね一致し、本連成手法の妥当性を確認した。 2-2. 核-熱連成手法 図 1(b)に示すように 1D コードと 3 次元核計算 コードを連成させた。EBR-II 試験解析(ULOF 模擬)を行い、1D 解 析の結果との比較から本連成手法で多次元効果を考慮した解析が実 施できることを確認した。



3. 結論 SFR の炉心部に着目し、1D-サブチャンネル及び核-熱連成手法を整備した。本システムの総合的 な妥当性評価のため、これまでに整備した 1D/CFD/サブチャンネル/核による連成解析を実施する。 \*本報告はエネルギー対策特別会計に基づく文部科学省からの受託事業として、原子力機構が実施した平成 30 年度「革新的ナトリウ ム冷却高速炉におけるマルチレベル・マルチシナリオプラントシミュレーションシステム技術の研究開発」の成果です。 参考文献 [1] 堂田他,原学会 2018 年秋の大会,1108. [2] 山田他, Nuclear Technology, 188(3), pp.292-321, 2014.

[3] 菊地他, J. Nucl. Eng. Rad. Sci., 5: 021001-1, 2019. [4] 横山他, Ann. Nucl. Energy, Vol.66, pp.51-60, 2014.

\*Norihiro Doda, Kenji Yokoyama, Masaaki Tanaka, Takashi Takata and Hiroyuki Ohshima Japan Atomic Energy Agency

## ナトリウム冷却高速炉におけるマルチレベル・シナリオシミュレーション技術開発 (11)シビアアクシデント関連モデルの整備

Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor

(11) Development of physical models related to severe accident analysis

\*青柳 光裕1, 曽根原 正晃1, 内堀 昭寛1, 髙田 孝1, 大島 宏之1

1原子力機構

ナトリウム冷却高速炉の安全基盤技術としてマルチレベル・シナリオシミュレーションシステムの開発を 進めている。本報では、シビアアクシデント時の炉内/炉外事象を統一的に扱うマルチシナリオシミュレ ーションシステムの開発の一環として、散逸粒子動力学(DPD)を用いた溶融燃料挙動の検討等、ツール に組み込む物理モデルの抽出、開発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、シビアアクシデント解析、炉内事象、炉外事象

1. **緒言** ナトリウム (Na) 冷却高速炉の設計最適化・革新技術開発を支える安全基盤技術の一つとしてマ ルチレベル・シナリオシミュレーションシステムを開発している。このうちマルチシナリオシミュレーシ ョンシステムは、シビアアクシデント時の様々な炉内/炉外事象を統一的に解析することを目的としてい る。これまでの開発では、炉内・炉外の各基本モジュールの構築及び妥当性確認を実施している[1]。本報 では、各基本モジュールへ組み込む物理モデルの整備について報告する。

### 2. シビアアクシデント関連モデルの整備

2-1. 炉内側 溶融燃料挙動を模擬するため、粒子法の中で も計算負荷の軽い散逸粒子動力学(DPD, Dissipative Particle Dynamics)法[2]を採用し、コード開発を行った。試解析と して、仮想的な一辺 20 m の立方体空間において、上方から 4 個/10step の速度で流体粒子を供給し、流体の落下・堆積 を模擬した解析結果を図1に示す。1 ステップ当り 10 ms、 総ステップ数は 4000 とした。流体粒子がジェット状に流下 し、初期流体粒子と共に床面にプールを形成する挙動を模 擬できた。

2-2. 炉外側 重要な炉外事象の一つである Na-コンクリー ト反応について、CONTAIN-LMR コード[3]から当該物理モ ジュールを抽出し、炉外基本モジュールへ組み込んだ。本 物理モジュールでは、Na-コンクリート接触界面で生じる化 学反応、物質と熱の移行、コンクリートの浸食量を評価す る。下側よりコンクリート層、Na層、雰囲気層が存在する 体系を設定し、コンクリート床面の浸食深さを評価した結 果を図2に示す。侵食深さは抽出元 CONTAIN-LMR コード の結果と一致し、組み込みが妥当であることを確認した。

3. 結言 炉内事象モジュールについては、粒子法 (DPD 法) を用いたコード開発を行い、試解析の結果、流体の落下・ 堆積が模擬できることを確認した。炉外事象モジュールに



(a)初期状態
 (b)40秒後
 図1 DPD法の試解析結果(描画粒子サイズは粒子間相互作用の影響範囲を示す)



ついては、Na-コンクリート反応に関連する物理モジュールを CONTAIN-LMR コードから抽出し、炉外基 本モジュールへ組み込むとともに、その組込が妥当であることを確認した。

\*本報告は、エネルギー対策特別会計に基づく文部科学省からの受託事業として、原子力機構が実施した 平成30年度「革新的ナトリウム冷却高速炉におけるマルチレベル・マルチシナリオプラントシミュレーションシステム技術の研究開発」の成果です。

### 参考文献

[1] 内堀他, 原学会 2018 年秋の大会, 1109.
 [2] P. Espanol, P. Warren, Europhysics Letters, Vol.30, pp.191-196, 1995.
 [3] A. J. Suo-Anttila, Sandia National Laboratories, NUREG/CR-3379 SAND83-7114, 1983.

<sup>\*</sup> Mitsuhiro Aoyagi<sup>1</sup>, Masateru Sonehara<sup>1</sup>, Akihiro Uchibori<sup>1</sup>, Takashi Takata<sup>1</sup> and Hiroyuki Ohshima<sup>1</sup> <sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency

## ナトリウム冷却高速炉におけるマルチレベル・シナリオシミュレーション技術開発 (12)ナトリウム-コンクリート反応基礎試験(第二報)

Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor

(12) Fundamental experiment on sodium-concrete reaction (second report)

\*菊地 晋<sup>1</sup>,古賀 信吉<sup>2</sup>,栗原 成計<sup>1</sup>,高田 孝<sup>1</sup>,大島 宏之<sup>1</sup> <sup>1</sup>原子力機構,<sup>2</sup>広島大学

ナトリウム(Na)冷却高速炉(SFR)の安全基盤技術としてマルチレベル・シナリオシミュレーションシステムの開発を進めている。本報告では解析コードのV&Vに資するため、SFRの固有事象であり、安全評価上 重要となるNa-コンクリート反応に関する基礎試験及び試験後分析の結果について述べる。

### キーワード:ナトリウム冷却高速炉、ナトリウム-コンクリート反応、熱分析

### 1. 緒言

ナトリウム(Na)冷却高速炉(SFR)の安全基盤技術としてマルチレベル・シナリオシミュレーションシステムの開発を進めている。このシミュレーションシステムのV&Vを適切に実施するには、信頼性を確保した実験知見やデータベースの構築が必要不可欠である。本報告では、SFR 固有事象である Na-コンクリート反応現象を解明するため、高速炉構造コンクリート表層部に断熱材として敷設されるパーライトコンクリートの主成分であるカルシウム化合物と Na の反応に係る基礎試験及び試験後分析の結果について述べる。

### 2. 実験方法

前報<sup>III</sup>では、アルゴン(Ar)雰囲気で満たされたグローブボックス(GB)内に設置された DSC (示差走査熱 量測定)装置に、試薬として炭酸カルシウム(CaCO<sub>3</sub>)の粉末と Na を設置した Na-CaCO<sub>3</sub>反応試験を実施し た。その結果、DSC 曲線に複数の発熱ピークが出現し、反応が多段的に進行する傾向が確認された。この ため、試験後の反応速度論評価を容易にするには、単一の発熱ピークが出現する、単一段階の反応進行が 得られることが望ましい。また、反応界面の分析に供することができる試料形状が反応機構を議論するに は有益である。そこで、本報告では、粉末の CaCO<sub>3</sub>からペレットを成型し、その上面に初期に全量が反応 するように少量の Na を設置した熱分析を実施した。 200

### 3. 結果及び考察

図1に昇温速度2.5~10 K/minにおける Na-CaCO<sub>3</sub>ペレット反応の DSC 曲線を示す。各昇温速度において、約724~782Kにおいて単一の発熱ピークが確認でき、前報の粉末形状のサンプルを用いた試験の第1発熱ピークと概ね一致した。また、このピークは昇温速度の上昇に伴い高温側へシフトしたため、Kissinger法<sup>[2]</sup>による速度論評価を実施した。評価の結果、ペレット形状のサンプルを用いた場合の反応温度領域での反応速度定数は、粉末形状



を用いた場合よりも既往知見<sup>[3]</sup>により近づくことを確認した。また、試験後ペレットの反応界面を分析した 結果、反応が1次元的に進行していることが分かり、反応進行モデルの検討に資する結果が得られた。

### 4. 結言

Na-コンクリート反応現象を解明するための基礎試験として、CaCO3 ペレットと Na との反応を対象と した熱分析試験を実施し、速度論評価が容易となる単一な発熱ピークを得ることができた。また、速度論 評価の結果、既往知見と概ね一致することを確認した。さらに、試験後の反応界面分析等から、1 次元的に 反応が進行する結果が得られた。\*本報告は、エネルギー対策特別会計に基づく文部科学省からの受託事 業として、原子力機構が平成 29 年度までに実施した「革新的ナトリウム冷却高速炉におけるマルチレベ ル・マルチシナリオプラントシミュレーションシステム技術の研究開発」の成果です。

#### 参考文献

[1] 菊地他, 原学会 2018 年秋の大会, 1112. [2] Kissinger HE. ,Anal Chem 29 (11) (1957) 1702-1706. [3] Suo-Anttila AJ.;NUREG/CR-3379 (1983).

\*Shin Kikuchi<sup>1</sup>, Nobuyoshi Koga<sup>2</sup>, Akikazu Kurihara<sup>1</sup>, Takashi Takata<sup>1</sup>, Hiroyuki Ohshima<sup>1</sup>
<sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency, <sup>2</sup>Hiroshima University,

## ナトリウム冷却高速炉におけるマルチレベル・シナリオシミュレーション技術開発 (13)多セル区画実験装置を用いたエアロゾル移行挙動実験

Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor (13) Experimental study on aerosol transport behavior using the multi-cell facility

\*梅田 良太<sup>1</sup>,栗原 成計<sup>1</sup>,菊地 晋<sup>1</sup>,菊地 紀宏<sup>1</sup>,高田 孝<sup>1</sup>,大島 宏之<sup>1</sup> <sup>1</sup>日本原子力研究開発機構

ナトリウム(Na)冷却高速炉の安全基盤技術としてマルチレベル・シナリオシミュレーションシステムの 開発を進めている。本報告では、Na燃焼解析コードのV&Vの一環として、Na漏えい時の燃焼生成エアロゾル の移行挙動を把握するため、模擬粒子を用いた移行挙動実験の結果について報告する。

キーワード:ナトリウム冷却高速炉,ナトリウム漏えい,ナトリウム燃焼,エアロゾル移行挙動

1. 緒言 Na冷却高速炉において高温の液体 Na が漏えいした場合、燃焼により生成したエアロ ゾルが空調用ダクト等を介して他の区画(セル) へ移行することで、制御機器等に悪影響を及ぼ す可能性がある。本報告では、多セル(2セル) における燃焼生成エアロゾルの移行挙動の V&V に資する個別要素実験として、模擬粒子を 用いた移行挙動の測定を行った。

2. 実験手法 前報<sup>11</sup>では、エアロゾルを模擬し た粒子の対流通気による物質移行を把握するた め、自然対流でのスケール則を検討し、複数の 貫通部で連結された多セル内での温度や模擬粒 子の沈降・沈着量等を計測可能な多セル区画実 験装置を設計製作した(図 1)。本報告では、2 セル、貫通部の連通管、計測機器及び模擬粒子



を発生させるエアロゾルジェネレーター等で構成される当該装置を用いて、模擬粒子の2セル間における 移行挙動を把握する実験を実施した。模擬粒子は、基準セル側の底面中央に設置した噴出ノズル(φ6 mm) から供給した。また、模擬粒子の平均粒径は、燃焼生成エアロゾルの性状計測結果<sup>[2]</sup>に基づき約1 μm、模 擬粒子の密度は、燃焼生成エアロゾルの成分種である Na 酸化物と同等の約 2.2 g/cm<sup>3</sup>とし、これらの条件 を満足するシリカの粒子を採用した。また、模擬粒子のセル間移行挙動把握の一助とするため、各々のセ ル内の床面に沈降する模擬粒子を計測するためにアルミ皿(φ8 mm)を多数配置した。

3. 実験結果 図2に模擬粒子が各々のセル内床面に沈降した沈降量の分布を示す。基準セル側では噴出ノ ズルを中心に径方向(セル側壁)に向かい沈降量は減少した。実験セル側では基準セルとの連通管を介し て模擬粒子が移行し、連通管出口部(0.0 m)からセル中央部(1.4 m付近)の範囲で有意な沈降量が計測 され、2 セル間における模擬粒子の移行挙動を確認した。

4. 結言 多セル区画実験装置を使用して、模擬粒子の沈降分布、移行挙動を確認し、Na 燃焼解析コードの V&V に資するデータを取得できる見通しが得られた。

\*本報告は、エネルギー対策特別会計に基づく文部科学省からの受託事業として、原子力機構が実施した平成 30 年度までの成果です。

参考文献 [1] 栗原他,原学会 2018 年秋の大会,1110. [2] 出口他,原学会 2018 年秋の大会,1111.

\*Ryota Umeda<sup>1</sup>, Akikazu Kurihara<sup>1</sup>, Shin Kikuchi<sup>1</sup>, Norihiro Kikuchi<sup>1</sup>, Takashi Takata<sup>1</sup> and Hiroyuki Ohshima<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency

### 溶融塩高速炉の核熱結合特性

Coupled Neutronics and Thermalhydraulics of Molten Salt Fast Reactor

\*望月 弘保<sup>1,3</sup>,山脇 道夫<sup>2,3</sup>

1東京工業大学,2東京大学,3次世代エネルギー研究・開発機構

溶融塩高速炉は一般的に負の温度反応度係数とボイド反応度係数を有している。福島事故の引き金になった全交流電源喪失やその他の大きな過渡変化に対して、溶融塩高速炉がどのように応答するかをこれまで に明確になっている溶融塩燃料の物性値と反応度係数を用いて2つのシステムコードによって解析した。

キーワード:溶融塩高速炉、全交流電源喪失、核熱結合、温度反応度係数、固有の安全性

1. 結言:我が国では、これまで溶融塩炉を対象とした研究をほとんど実施して来なかった。しかしながら、 溶融塩高速炉は、炉構造と溶融塩燃料の種類を適切に選択することにより、従来のナトリウム冷却高速炉 が達成することが難しかった高い固有の安全性と、TRUの消滅を効率よく達成できる可能性を有している。 本研究では、FLiNaK や塩化物溶融塩<sup>[1]</sup>燃料を用いた炉心の過渡応答を、1次元システムコード NETFLOW++

と RELAP5-3D を用い核熱結合解析で確認する。 2. システム解析:想定している溶融塩炉システムを図1 に示す。炉心は円筒状で内部構造物を有していない。炉 心寸法は、直径 2m 高さ 2m で、出力密度 100kW/l とした。 上部に PRACS 用の DHX が設けられた IHX は6 基を想定 している。ポンプはホットレグに設けており、炉心から IHX に流れ込む溶融塩燃料の温度を均一にする。炉心上 部には、安全用と出力制御を可能にする制御棒を数本設 けている。解析モデルを図2に示す。温度反応度係数は、 試計算で-7pcmΔk/k/K程度である。ドプラー反応度は無 視した。また、NETFLOW++の塩化物溶融塩燃料の物性 値は Nelson 等<sup>[2]</sup>の報告結果を利用し、RELAP5-3D では、 現時点で利用可能な FLiNaK を用いて解析する。動特性 パラメータは JENDL-4.0 を採用した。全交流電源が喪失 した場合は、図3に示す RELAP5の結果のように、炉心 温度が上昇することで負の反応度が投入され、制御棒が 挿入されなくても炉出力は崩壊熱レベルまで低下する。 NETFLOW++の結果もほぼ同一である。沸点は約 1600K 以上であり、沸騰することはない。 ポンプ1台トリップ 事象では、炉心温度が数 K 上昇することによって負の反 応度が投入され、出力が約 5/6 になって安定する。大き な正の反応度がステップ的に投入される事象でも、初期 温度からの温度上昇により幾分高い出力に安定移行する。 3. 結論:解析体系の溶融塩高速炉では、大きな過渡変化 が炉心に加えられた場合、炉心温度が上昇することによ って負の反応度が印加され、制御棒を用いることなく原 子炉は安全な出力レベルに安定する固有の安全性を有し ている事が分った。今後評価結果を正確にするためには、 正確な流体物性値とコードの物性値変更が必要である。



参考文献: [1] Yamawaki, M. and Koyama, T., Journal of Nuclear and Radiochemical Sciences, 16, (2016), pp. 1-4. [2] Nelson et al., Nuclear Applications, 3, (1967), pp. 540-547.

\*Hiroyasu Mochizuki<sup>1,3</sup> and Michio, Yamawaki<sup>2,3</sup>

<sup>1</sup> Tokyo Institute of Technology, <sup>2</sup> The University of Tokyo, <sup>3</sup> Beyond Energy Research & Development Association

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

# [2F10-14] Fast Reactor Thermal Hydraulics 2

Chair:Yoichi Utanohara(INSS)

Thu. Sep 12, 2019 2:45 PM - 4:10 PM Room F (Common Education Bildg. 2F C21)

- [2F10] Basic Research on Visualization Measurement of Dynamic Behavior of Gas-Liquid Interface in Liquid Sodium Multiphase Flow \*Yuta Akimoto<sup>1</sup>, Yosuke Ogino<sup>1</sup>, Takeshi Fukuda<sup>1</sup> (1. Osaka Univ.) 2:45 PM - 3:00 PM
- [2F11] Evaluation of Target-wastage for Steam Generator Tubes of Sodiumcooled Fast Reactor \*Akikazu Kurihara<sup>1</sup>, Ryota Umeda<sup>1</sup> (1. JAEA)

\*Akikazu Kurihara', Ryota Umeda' (1. JAEA) 3:00 PM - 3:15 PM

- [2F12] Behavior of Entrained Droplets in a High-Speed Gas Jet into a Liquid Pool \*Taro Sugimoto<sup>1</sup>, Akiko Kaneko<sup>1</sup>, Yutaka Abe<sup>1</sup>, Akihiro Uchibori<sup>2</sup>, Akikazu Kurihara<sup>2</sup>, Takashi Takata<sup>2</sup>, Hiroyuki Ohshima<sup>2</sup> (1. Univ. of Tsukuba, 2. JAEA) 3:15 PM - 3:30 PM
- [2F13] Study on coolant behavior in damaged core of sodium-cooled fast reactor \*Akinari Ishikuro<sup>1</sup>, Daisuke Ito<sup>1</sup>, Kei Ito<sup>1</sup>, Yasushi Saito<sup>1</sup>, Yuya Imaizumi<sup>2</sup>, Kenichi Matsuba<sup>2</sup>, Kenji Kamiyama<sup>2</sup> (1. Kyoto Univ., 2. JAEA) 3:30 PM - 3:45 PM
- [2F14] Solidification behavior of single molten droplet falling through coolant \*Kota Kawasaki<sup>1</sup>, Akiko Kaneko<sup>1</sup>, Yutaka Abe<sup>1</sup>, Kazuya Koyama<sup>2</sup> (1. University of Tsukuba, 2. Mitsubishi FBR Systems, Inc.) 3:45 PM - 4:00 PM

## 液体ナトリウム混相流における気液界面の動的挙動の可視化に関する基礎研究

Basic Research on Visualization Measurement of Dynamic Behavior of Gas-Liquid Interface in Liquid

Sodium Multiphase Flow

\*秋元 雄太1, 荻野 陽介1, 福田 武司1

1大阪大学

ナトリウム冷却高速炉におけるガス巻き込み現象等の気液界面の変動を伴う熱流動現象の可視化・ 動力学挙動の解明を目的として液体ナトリウム混相流の可視化計測印に関する基礎研究を実施して いる。本報告ではナトリウム可視化試験装置を用いた液体ナトリウムプール体系における液体 ナトリウム混相流の動的挙動の可視化に関する試験の結果を報告する。

キーワード: ナトリウム冷却高速炉, 真空紫外光, 気液二相流, 可視化

### 1. 緒言

現在研究開発が進められるナトリウム冷却高速炉では高出力・小型化に伴う流速増大が予測されており、 ガス巻き込み現象の発生が懸念されている。このため液体ナトリウム混相流の可視化計測が重要である。

本研究では液体ナトリウム混相流の動的挙動の可視化を目的として、 真空紫外光を用いた液体ナトリウム可視化試験を試みた。

### 2. 実験

実験は大阪大学が保有するナトリウム可視化試験装置(図 1)を用いて行 う。本試験装置は波長領域 115~370nm の重水素ランプより成る可視化光学 系と長さ 15m の水平試験部と鉛直試験部を有する液体ナトリウム循環装置 から成る。本研究では試験装置の鉛直試験部を用いて液体ナトリウム 混相流の動的挙動の可視化に関する試験を実施する。

液体ナトリウム混相流の動的挙動の可視化及び気泡の分裂・合体モデル<sup>[2]</sup>の 検証を目指し、150~200℃の液体ナトリウムプール下方からステンレス製の

ガス注入配管(ノズル内径 1mm)を用いてアルゴンガスを注入し、MgF2 窓 を通じて試験部に真空紫外光を照射し、透過光の2次元分布を ICCD カメラで 撮影することで液体ナトリウム中における気液界面の動的挙動、気泡の分裂・ 合体の過程の観測及び気泡径・気泡速度等の気液二相流に関するパラメータの 計測を試みる。

### 3. 結論

液体ナトリウムプール体系において液体ナトリウム静止液面(液体 Na-Ar ガスの気液界面)の可視化試験結果を図2に示す。これより液体 Na-Ar ガス

の可視化に関しては現在実験中であり、講演で実験結果及び結論を報告する。

### 参考文献

[1] T.Fukuda, et al, Proc. ICONE18, 29671

[2] Prince M.J. et al, Bubble coalescence and break-up in air sparged bubble columns, AIChe Journal 36 (1990)

\*Yuta Akimoto<sup>1</sup>, Yosuke Ogino<sup>1</sup>, and Takeshi Fukuda<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Osaka University.



図1 ナトリウム可視化試験装置



気液界面の可視化及び界面位置の同定に成功している。気泡の動的挙動 図2液体 Na・Ar ガスを透過した 真空紫外光の2次元分布

## 高速炉蒸気発生器伝熱管のターゲットウェステージ評価 (3)従来相関式へのウェステージ影響因子の適用性検討

Evaluation of Target-wastage for Steam Generator Tubes of Sodium-cooled Fast Reactor

(3) Applicability of Local Wastage Influencing Factors to Conventional Correlation

\*栗原 成計1,梅田 良太1

1日本原子力研究開発機構

高速炉蒸気発生器での伝熱管破損時には、ナトリウムー水反応によって隣接伝熱管の二次破損に起因した破 損伝播が生じ、影響範囲が拡大する可能性がある。本報では、境界条件で整理された従来のウェステージ相 関式に対して、既往データに基づきウェステージ影響因子の適用性を検討した結果について報告する。

キーワード:ナトリウム冷却高速炉,蒸気発生器,ナトリウム-水反応,ウェステージ

1. 緒言 ナトリウム (Na) 冷却高速炉の蒸気発生器では、伝熱管破損時の水漏えいにより高温・高アルカリ の Na-水反応環境が形成され、損耗あるいは腐食によって隣接伝熱管に副次的影響が及ぶ。本研究では、既 往の実験データに基づき、従来相関式にて定義される伝熱管の損耗 (ウェステージ)率に及ぼす損耗界面 (ウェステージ面) 温度の影響について検討した結果を報告する。

2. ウェステージ影響因子(ウェステージ面温度)の適用性検討

2-1. 既往のウェステージ研究 過去の研究では、 Na-水反応環境を直接計測する技術を有してお らず、ウェステージ率は、この固有環境を生成す る境界因子(初期 Na 温度、水漏えい率、伝熱管破 損口径及び伝熱管間距離(幾何学配列))で整理さ れてきた[1]。このため、管群体系でのウェステー ジ率はばらつきが非常に大きく(図1の×印)、安 全評価ではウェステージ率が保守的になる包絡線

(経験式)が適用されている。近年では、ウェス テージ影響因子に着目し、機構論的にウェステー ジ現象の解明を行っている[2]。



2-2. 熱的影響温度に基づくウェステージ率の検討 図1は、既往の Na-水反応実験[3]を対象に、冶金学的 分析及び周囲流体温度より推算されたウェステージ面の熱的影響温度に基づきウェステージ率をプロットし た(〇印)。図1には、従来相関式で適用されている初期 Na 温度(一定)でのウェステージ率も示した(× 印)。熱的影響温度の増加に伴いウェステージ率が増加傾向を示す温度依存性が明確に現れ、従来相関式に熱 的影響温度を適用することでウェステージ率のばらつきを低減できる可能性があることを確認した。

3. 結言 従来のウェステージ相関式に対して、Na-水反応実験で推算されたウェステージ面の熱的影響温度 を適用することで、ウェステージ率に対する温度依存性が陽に現れ、ウェステージ率のばらつきを低減でき る可能性があることを確認した。

参考文献 [1] 下山ら、動燃報告書、PNC-TN9410-93-212 [2] 栗原ら、原学会和文誌 14(4), 2015 [3] 西村ら、サイクル機構報告書, JNC-TN9400 2003-014

\*Akikazu Kurihara<sup>1</sup> and Ryota Umeda<sup>1</sup>, <sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency

2019年秋の大会

### 液相内高速気相噴流中のエントレインメント液滴挙動

Behavior of Entrained Droplets in a High-Speed Gas Jet into a Liquid Pool \*杉本 太郎<sup>1</sup>, 金子 暁子<sup>1</sup>, 阿部 豊<sup>1</sup>, 内堀 昭寛<sup>2</sup>, 栗原 成計<sup>2</sup>, 高田 孝<sup>2</sup>, 大島 宏之<sup>2</sup> <sup>1</sup>筑波大, <sup>2</sup>JAEA

Na 冷却高速炉の蒸気発生器内伝熱管破損時 Na-水反応現象に対する数値解析コードの妥当性評価・改良に資 する実験データ取得のため、水中に高速で空気を噴出させて噴流の気液界面から噴流内部へと液滴がエント レインメントされる挙動を可視化し、画像処理によって液滴径と液滴速度を計測した.

キーワード: ナトリウム冷却高速炉, 蒸気発生器, Na-水反応現象, 液滴エントレインメント, 可視化

### 1. 緒言

Na冷却高速炉の蒸気発生器内伝熱管破損時に 水蒸気が液体 Na 中へ噴出する際,噴流界面から 噴流内部にエントレインメントされた液滴が隣 接伝熱管に衝突し破損伝播を招く危険性があ る. JAEA は本現象に対する数値解析コードを既 に開発しており<sup>[1]</sup>,本研究ではコードの妥当性確 認・改良に資する実験データ取得のため水中に 空気を高速で噴出させた際の液滴エントレイン メント挙動の可視化,画像処理による液滴径と 液滴速度の計測を行った.

### 2. 実験方法

実験体系を図 1 に示す. 横幅 600 mm, 高さ 400 mm, 奥行き幅 3 mm の薄型水槽に溜めた水 中に, 横幅と奥行き幅が共に 3 mm のノズルから 空気を  $j_g = 100, 200, 300$  m/s で鉛直上方へ噴出さ せ,空気噴出口から鉛直上方 0, 5, 10 mm, ノズ ルの中心軸上と噴流右側界面近傍の領域を飛沫 するエントレインメント液滴を,高速度ビデオ カメラで撮影した. レーザーの第 1, 2 パルスの



図 2 噴流中の各位置における液滴径と液滴速度

発光タイミングを制御して連続する2枚の画像間の時間間隔を微小にする「フレームストラドリング法」を 用いて,微小かつ高速な液滴を鮮明に可視化した.

### 3. 実験結果

撮影された画像を処理し, 噴流中の各位置における液滴径と液滴速度を同時に計測した. その結果を図 2 に示す. 図 2 中 x, y [mm]はそれぞれ空気噴出口の中心を原点とした時の水平位置と鉛直位置である. 各グラ フの作成に用いた液滴数 n は 300 である. 空気噴出速度 jg [m/s]の増加に伴って液滴径は減少し液滴速度は増 加する傾向, 各 jg [m/s]で液滴径の減少に伴い液滴速度が増加する傾向, 中心軸上よりも噴流界面近傍の方が 液滴径が大きくなる傾向を実験的に確認した.

#### 参考文献

[1] A. Uchibori and H. Ohshima, Proc. of NTHAS-9, N9P0050, 2014.

\*Taro Sugimoto<sup>1</sup>, Akiko Kaneko<sup>1</sup>, Yutaka Abe<sup>1</sup>, Akihiro Uchibori<sup>2</sup>, Akikazu Kurihara<sup>2</sup>, Takashi Takata<sup>2</sup>, Hiroyuki Ohshima<sup>2</sup> <sup>1</sup>Univ. of Tsukuba, <sup>2</sup>JAEA

## ナトリウム冷却高速炉における損傷炉心内の冷却材挙動に関する研究 (5) 模擬デブリ内気液二相流の圧力損失に対する配管径と粒子径の影響

Study on coolant behavior in damaged core of sodium-cooled fast reactor

(5) Effect of pipe and particle sizes on pressure drop in simulated debris bed

\*石黒 明成<sup>1</sup>, 伊藤 大介<sup>1</sup>, 伊藤 啓<sup>1</sup>, 齊藤 泰司<sup>1</sup>, 今泉 悠也<sup>2</sup>, 松場 賢一<sup>2</sup>, 神山 健司<sup>2</sup> <sup>1</sup>京都大学, <sup>2</sup>原子力機構

炉心損傷事故時の炉心に残留したデブリ内気液二相流の流動特性評価の一環として、円管流路内粒子充填層 の圧力損失計測実験を行っている。本報では配管径と充填粒子径が圧力損失に与える影響を調査した。 **キーワード**:多孔質、模擬デブリ、ナトリウム冷却高速炉、気液二相流、炉心損傷事故

### 1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故において、炉心残留燃料(デブリ)内の気液二相流特性は炉心残留燃料の冷却性を支配する要因であるが、その圧力損失特性については未だ十分に明らかになっておらず、基礎的なデータの取得を行う必要がある。そこで本研究ではデブリ内の気液二相流圧力損失評価のために、円管流路内粒子充填層を用いた実験を行っている。前報では充填層内気液二相流に対して、流路断面を中央と壁近傍の空隙率が異なる2領域に分割して圧力損失を評価する手法を提案した[1]。しかしながら、本手法の検証のためにはより広範な条件における実験データが必要となる。そこで本報では、配管径と充填粒子径を変化させて実験を行い、空隙率分布と気液二相流圧力損失がどのように変化するか調査する。

### 2. 実験装置及び方法

実験では図1に示す空気 - 水系二相流装置に試験部を取り付け、圧力損失 計測を行った。試験部は円管内に均一粒径のガラスビーズを充填した球充 填層である。差圧測定距離は220 mm とした。実験では、気液見かけ速度  $J_G$ 、 $J_L$ 、ガラスビーズ直径  $d_p$  (3, 5, 7, 10 mm)、試験部内径 D (30, 50, 80 mm)を変化させ、各条件における圧力損失を計測した。

### 3. 実験結果

図 2 に本実験で得られた実験結果の一例を示す。本結果は粒径を 10 mm 一定とし、試験部内径を変化させた際の圧力損失を示している。横軸は気 相見かけ速度である。試験部内径が 50mm や 80mm の場合と比較して、30 mm においては明らかに圧力損失が低くなった。前報において検討した通 り壁近傍には空隙率が大きく圧力損失が低い領域が形成されるが、試験部 内径が小さくなるほどそのような壁近傍領域の影響が大きくなるため、試 験部内径 30mm において顕著な圧力損失低下が生じたと考えられる。

### 4. 結言

管径と充填粒子径を変化させて圧力損失計測実験を行い、空隙率や圧力損 失がどのように変化するか調べた。今後は得られたデータをもとに圧力損 失評価モデルの改良を進める。



### 参考文献

[1] 栗崎他 原子力学会 2018 秋の大会

\*Akinari Ishikuro<sup>1</sup>, Daisuke Ito<sup>1</sup>, Kei Ito<sup>1</sup>, Yasushi Saito<sup>1</sup>, Yuya Imaizumi<sup>2</sup>, Kenichi Matsuba<sup>2</sup>, Kenji Kamiyama<sup>2</sup>

<sup>1</sup> Kyoto Univ., <sup>2</sup> JAEA.

2019年秋の大会

### 冷却材中を落下する単一溶融液滴の固化挙動

Solidification behavior of single molten droplet falling through coolant

\*川﨑 皓太1、金子 暁子1、阿部 豊1、小山 和也2

<sup>1</sup>筑波大学、<sup>2</sup>三菱 FBR システムズ

溶融ジェットブレイクアップの個別現象として単一の溶融液滴の固化挙動に着目し、低融点金属液滴を冷却材中で冷却させる実験を行った。その様子を高速度カメラを用いて撮影し、固化挙動を画像処理によって 定量化し、考察を行った。

キーワード:ナトリウム冷却高速炉、炉心損傷事象、固化、溶融液滴、U-アロイ 58

### 1. 緒言

SFR において炉心損傷事象が発生した際に、重大事故回避の観 点から、溶融燃料が下部プレナム中で冷却・固化することが重要 となる。本研究では、単純な試料である単一溶融液滴を用いて、 プール水へ滴下された単一溶融液滴の冷却・固化プロセスを明ら かにする。液滴滴下高さ、および射出流体・プール水初期温度を パラメータとする。プール水に滴下される単一溶融液滴の固化挙 動を高速度カメラで撮影し、得られた液滴の変形挙動と固化との 関係を画像処理によって分析する。

### 2. 実験手法

シリンジを水槽上部に固定し、300×200×300 mm のガラス水 槽に貯留した水へ液滴を滴下した様子を、バックライト法を用い て高速度カメラで撮影した。滴下高さおよび冷却水温を変化させ ながら実験を行い、得られた画像から画像処理によって形状のアス ペクト比を算出した。射出液滴として U-アロイ 58 を用いた。

### 3. 結果

Fig. 1 に本実験の可視化結果を示す。液滴が固化する様子を確認 した。条件によっては撮影範囲で固化が完了しないものも確認され た。滴下高さ h が 50 mm の場合は入水直後に平らに変形して落下 するのに対し、0 mm であるときにおいてはほぼ球状の液滴が形成 されることを確認した。このことから初速度が大きな変形に寄与し ていることが分かった。

次に、変形過程を定量的に評価するためアスペクト比時間変化を 算出した結果を示す(Fig.2)。可視化動画において固化が確認された 条件においては、落下中の液滴の変形が緩やかになる時間が存在す ることが分かった。これにより可視化動画から固化に至るまでの時 間を見積もることに成功した。

### 参考文献

[1] Iwasawa, Y., et al., 2015, Transactions of the JSME, Vol. 81, pp. 1-15. (in Japanese)

\*Kota Kawasaki<sup>1</sup>, Akiko Kaneko<sup>1</sup> Yutaka Abe<sup>1</sup> and Kazuya Koyama<sup>2</sup>

<sup>1</sup>University of Tsukuba., <sup>2</sup>Mitsubishi FBR Systems, Inc..



Fig.2 アスペクト比時間変化の比較

Time [ms]

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

# [2F15-20] Emergent Equipment

Chair:Michio Murase(INSS)

Thu. Sep 12, 2019 4:10 PM - 5:45 PM Room F (Common Education Bildg. 2F C21)

[2F15] Study to evaluate operating limit of isolation condenser during hydrogen injection

\*Yasunori YAMAMOTO<sup>1</sup>, Masayoshi MORI<sup>1</sup> (1. Hokkaido University)

4:10 PM - 4:25 PM

- [2F16] Effect of non-condensable gas on flow resistance of isolation condenser \*Masayoshi Mori<sup>1</sup>, Yasunori Yamamoto<sup>1</sup> (1. Hokkaido University) 4:25 PM - 4:40 PM
- [2F17] A passive method for solving thermal stratification of spent fuel pools -Evaluation by flow visualization experiment-\*Katsuki Ochiai<sup>1</sup>, Shinichi Morooka<sup>1</sup> (1. Waseda Univ.)

4:40 PM - 4:55 PM

## [2F18] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

Taku Nagatake<sup>1</sup>, \*Hiroyuki Yoshida<sup>1</sup>, Yoshiyuki Nemoto<sup>1</sup>, Yoshiyuki Kaji<sup>1</sup> (1. JAEA) 4:55 PM - 5:10 PM

[2F19] Prediction of the Thermal-hydraulic and Operative Characteristics of Steam Injector

\*Yuki HARA<sup>1</sup>, Yuhei TERAMACHI<sup>1</sup>, Shuichiro MIWA<sup>1</sup> (1. HOKKAIDO Univ.) 5:10 PM - 5:25 PM

[2F20] Flow structure related to operating mechanism of supersonic steam injector

\*Yuki Kamata<sup>1</sup>, Eita Koyama<sup>1</sup>, Akiko Kaneko<sup>1</sup>, Yutaka Abe<sup>1</sup> (1. Univ. of Tsukuba) 5:25 PM - 5:40 PM

2019年秋の大会

### 水素流入時の非常用復水器の作動限界評価のための研究

Study to evaluate operating limit of isolation condenser during hydrogen injection

\*山本 泰功<sup>1</sup>, 森 正義<sup>1</sup>

1北海道大学

非常用復水器(IC)は静的炉心冷却系であり、福島第一原発 1 号機にも設置されていたが全交流電源喪失後に 再起動を試みた際には起動に失敗している。本研究では、ICの起動失敗の原因の1つとして考えられている 水素混入の影響に着目し、ICの作動可能な条件を評価するために模擬実験を実施した。 **キーワード**:非常用復水器,自然循環流,高圧蒸気,非凝縮性ガス

### 1. 緒言

福島第一原子力発電所1号機には、静的炉心冷却系である非常用復水器(IC)が設置されており地震発生 後にも炉心冷却機能を担っていたが、手動操作による停止後に再起動を試みた際には起動に失敗している。 この時にすでに炉心が露出していた可能性が指摘されており、ジルコニウム-水反応の結果として発生した水 素が自然循環流や伝熱管内での凝縮熱伝達を阻害していた可能性がある。本研究では、水素が混入する可能 性のある事故時の条件を含めて IC による炉心冷却が実施可能な条件を評価するために、自然循環ループを用 いた模擬実験を実施した。

### 2. 実験方法

実験装置は、飽和蒸気を生成・保持するアキュムレータと IC を模擬した配管及び約4m上部に設置した横 置きのU字型伝熱管から成る。配管に設置した弁を開放すると飽和蒸気が熱交換器へと供給され、凝縮水が 重力でアキュムレータへと戻る自然循環流が形成される。水素ガスの模擬として、時間平均の自然循環流量 が安定したタイミングでヘリウムガスを実験ループへ注入し、流量、伝熱管内温度、伝熱管外壁面温度、配 管各所での圧力の変化を計測した。

### 3. 結果·考察

図1にアキュムレータ圧力と自然循環流量の 時系列データを示す。弁を開放すると自然循環 流が形成され、圧力の低下と共に流量の低下が 見られる。その後、時間平均での流量は安定し、 約 60000 秒後にヘリウムを注入した。ヘリウム の注入後には自然循環流量が低下し、同一の圧 力で比較しても流量が低下することを確認し た。また、ヘリウム注入量が多くなるほど流量が 低下し、IC の除熱能力が低下することを確認し た。自然循環流が完全に停止する前に IC が炉心 冷却機能を十分に担えなくなる可能性があり、 ヘリウム注入条件を変化させた実験データを拡 張し、定量的な整理につなげる必要がある。



図1. 圧力と自然循環流量の時系列データ

<sup>\*</sup>Yasunori Yamamoto<sup>1</sup> and Masayoshi Mori

<sup>&</sup>lt;sup>1</sup>Hokkaido Univ.

2019年秋の大会

### 非常用復水器の流動抵抗に対する非凝縮性ガスの影響

Effect of non-condensable gas on flow resistance of isolation condenser

\*森 正義<sup>1</sup>, 山本 泰功<sup>1</sup>

1北海道大学

抄録 非常用復水器は静的な炉心冷却設備として先進的な原子炉設計にも採用されており、今後は事故条件 も含めた活用が期待される。本研究では、知見が不足している高圧条件下における模擬実験を実施し、非凝 縮性ガスの流入量が流動抵抗に及ぼす影響について検討した。

キーワード:非常用復水器、自然循環、流動抵抗、高圧実験、非凝縮性ガス

### 1. 緒言

非常用復水器(IC)は静的安全設備として全交流電源喪失時にも炉心冷却機能を担うことが期待でき、 ESBWR などの先進的な原子炉の設計にも採用されている。しかし、炉心から発生した水素などの非凝縮性ガ スが IC の配管に流入した場合、その冷却性能が大きく低下する可能性が指摘されており、今後事故時の炉心 冷却の選択肢の1つとして IC を活用していくためには非凝縮性ガスの影響を明らかにする必要がある。著者 らは、水素の模擬物質であるヘリウムの注入ラインを備えた IC 実験装置を使用して蒸気の冷却実験を実施 し、ヘリウムの注入後、除熱量が低下することや、除熱量の低下に対して流量の低下が支配的であることを 示した。本研究では、流動抵抗の増大に着目して実験装置に対するヘリウムの影響の定量化を行う。

### 2. 実験方法

実験装置の概略図を図 1 に示す。実験装置は BWR の圧力 容器に相当するアキュムレータと IC 模型、ヘリウム注入ライ ンで構成される。アキュムレータは内蔵した出力 4.5kW の電 気ヒーター2 本により最大 7MPa の飽和蒸気を作ることがで きる。IC 模型は 2 本の伝熱管(A、B)と冷却水タンクから構成 されるが、本研究では伝熱管 A のみを使用した。ヘリウムは 水素の模擬物質であり、弁を開くことで伝熱管の入口付近か ら注入される。実験では電気ヒーター2 本と IC を同時に稼動 させ、流量がほぼ一定となったところでヘリウムを注入した。

### 3. 結果·考察

実験結果を図2に示す。横軸はヘリウムの注入量であり、 縦軸は蒸気流量である。ヘリウム注入量が増加するごとに、 蒸気流量は減少している。これは、注入したヘリウムが伝熱 管内の液相部分、または伝熱管出口からアキュムレータまで の配管内に滞留したことで二相流となり、流動抵抗が増大し たためであると考えられる。発表では、圧力損失分布の測定 結果をもとに考察を行う。

<sup>1</sup>Hokkaido Univ.



図 2. ヘリウム注入量と流量の関係

<sup>\*</sup> Masayoshi Mori<sup>1</sup>, Yasunori Yamamoto<sup>1</sup>

## 使用済み燃料プールにおける温度成層化の受動的対策法 -流動の可視化実験による評価-

A passive method for solving thermal stratification of spent fuel pools

-Evaluation by flow visualization experiment-

\*落合 克樹<sup>1</sup>, 師岡 愼一<sup>1</sup>

### 1早稲田大学

原子力発電所の過酷事故対策として,使用済み燃料プール(SFP)を無電源で冷却する技術が必要である。本研 究では,SFP 内の温度成層化を解消することで自然力によって効率良くプールを冷却する技術を考案し,模 型実験や流体解析を行った。

キーワード:使用済み燃料プール,温度成層化,受動的安全装置,流動の可視化

### 1. 緒言

原子力発電所が全電源を喪失した際にも SFP を冷却出来る受動的 安全装置として、ループ型ヒートパイプと呼ばれる自然循環を利用 したシステムが検討され、性能評価や除熱量向上を目的とした研究 が行われてきた[1][2]。しかし、評価の際にプール内の冷却水温度 が均一だと仮定して解析されており、プール内の温度が成層化して いる場合には除熱量が低下してしまうという課題が考えられる。報 告者は従来の研究[3]において、Fig.1のように無電源で気泡をプー ル内に注入することで温度成層化を解消する機器とループ型ヒー トパイプを組み合わせた方法を考案し、温度成層化の解消効果に関 して、模型実験と数値流体解析により定性的な評価を行った。今回 の報告では、従来の実験における気泡注入時の水の流れを定性的に 解析する為に流動現象の可視化を行い、CFD 解析の信頼性評価やよ り効率的な気泡注入方法の検討を目的とする。

### 2. 実験

Fig.2 のように水槽に水を入れ,様々な形の煙突や仕切り板の設置,空気注入量や注入口数・場所の変更等,容器内の条件を設定した後,水中にトレーサーを流し入れその動きをカメラで撮影し分析した。

### 3. 結果·考察

流動可視化実験の結果,例えば Fig.3 のように自ら作成した CFD プログラムによる計算結果と実験において,容器中の流体の流れや 大きく撹拌される範囲に相違を発見できた。CFD 解析ではループを 描くような流れになったが,可視化実験の結果,実際の流れはより 複雑で大小さまざまな渦が発生する。今後はこの結果をもとに CFD プログラムの改善を行うとともに,最も効率的な成層化解消法を適 用した場合の,システム全体における SFP の除熱量計算を行う。

### 参考文献

[1] 小松ほか,日本原子力学会 2013 年春の年会予稿集, pp. 632-634 (2013)
[2] 橋長宏明,日本機械学会 第 22 回動力・エネルギーシンポジウム, A224 (2017)
[3] 落合克樹,日本混相流学会混相流シンポジウム 2018, P068 (2018)

\*Katsuki Ochiai1, and Shinichi Morooka1

<sup>1</sup>Waseda Univ.



Fig.3 気泡注入時の 流動可視化結果と CFD 解析結果の比較

# 使用済み燃料プールの事故時の安全性向上に関する研究 4×4 模擬燃料集合体を用いたスプレイ冷却試験の数値解析

Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool Numerical Simulation of Spray Cooling Experiment by 4x4 Simulated Fuel Bundle \*永武 拓<sup>1</sup>, 吉田 啓之<sup>1</sup>, 根本 義之<sup>1</sup>, 加治 芳行<sup>1</sup> <sup>1</sup>日本原子力研究開発機構

使用済み燃料プール過酷事故時におけるスプレイ冷却有効性確認のため、冷却性能評価手法の開発を行っている。本報告では、4×4の模擬燃料集合体による冷却試験の試験解析を実施した結果について報告する。 キーワード:使用済み燃料プール、スプレイ冷却、過酷事故、数値解析

### 1. 緒言

使用済燃料プールにおける安全対策有効性検討のために、スプレイ冷却試験及 び多次元二相流解析コード ACE3D[1]を基にした冷却性能評価手法の開発を進め ている。本報では、スプレイ冷却試験解析を実施した結果について報告する。

### 2. 計算結果

試験で用いた模擬燃料集合体(以下集合体)[2]を模擬した計算体系を用いて、 試験解析を実施した。図1に解析体系を示す。計算は2次元とし、ロッドの初期温 度分布は試験結果の値を補間することにより設定し、ロッド発熱量等は試験と同

等とした。また上部より試験条件相当のスプレイ水を0.71/min にて均等 に流入させた。図2に解析結果の一例を示す。試験結果は各ロッド高さ 位置における燃料棒表面温度の平均値を示している。集合体下部より 3378mm の L3 は試験結果と良好な一致を示している一方、下部より 1842mm の L6 において、試験結果は燃料棒が徐々に冷却されているの に対し、解析結果はスプレイ開始から約 280 秒後より温度上昇が見ら れる。本解析では除熱量が過小評価されており、今後、熱伝達相関式を 含む流動相関式の改良を行う予定である。

### 3. 結論

使用済燃料プールスプレイ冷却過程に対して、スプレイ冷却試験解 析を実施した。集合体上部の冷却過程における解析結果は試験結果を 再現出来た一方、下部において解析結果の温度が上昇し、試験結果と異 なる傾向を示した。今後、相関式等の改良を行う予定である。

#### 謝辞

本報告は、経済産業省の「平成29年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業(重 大事故解析手法の高度化)」にて得られた成果の一部である。

### 参考文献

[1] 大貫、他、JAERI-Data/Code、96-033、(1996)

[2] 永武、他、原子力学会 2018 秋の大会、1B02、(2018)

\*Taku Nagatake<sup>1</sup>, Hiroyuki Yoshida<sup>1</sup>, Yoshiyuki Nemoto<sup>1</sup> and Yoshiyuki Kaji<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency



図1 解析体系概略





図2 試験結果との比較

## 蒸気インジェクタ内部における熱流体挙動ならびに作動特性評価手法の開発

Prediction of the Thermal-hydraulic and Operative Characteristics of Steam Injector

\*原 裕輝 1, 寺町 悠平 1, 三輪 修一郎 1

Steam injector (SI) is known as a static jet pump using steam and water as working fluids and is expected to be introduced as an emergency safety system of next-generation nuclear power plants. In this study, we developed the evaluation method for thermal fluid behavior and operation characteristics inside the SI.

Keywords: Steam Injector, Direct-Contact Condensation, Gas-Liquid Two-phase Flow, Numerical Analysis, **Passive Safety System** 

1. 緒言 蒸気インジェクタ(Steam Injector: SI)は蒸気 と水を作動流体とした静的ポンプであり、作動時に外 部電源を必要とせず、シンプルな構成による単純構造 であるため、次世代原子力発電所の非常用安全系とし ての導入が期待される.しかし SI 作動特性である昇圧 機構に至る内部の熱流体挙動についての知見が一般化 されていないのが現状である. そこで本研究では, SI 内部における熱流体挙動ならびに昇圧機構の評価手法 の開発に取り組み、実験による計測値との比較検証を行った.





2. 一次元数値解析モデル Grolmes[1]の報告を参考に一次元数値解析モデルを構築した. 混合ノズル以降 の蒸気・水の流れが層状流、分散噴霧流、液単相流の三つの流動様式に遷移すると仮定し、各様式に質量、 運動量,エネルギー保存則を適用した.この解析モデルを用いて SI 内部の流体温度および流れ方向圧力の 算出を行い,計測値との比較検討を行った.

3. 結果 Fig.2 に各供給水流量における吐出圧力を示す. 縦軸は解析 による吐出圧力、横軸は計測による最大吐出圧力である.この結 果から、最大吐出圧力が小さい場合、計測値と解析値との誤差は 比較的小さいが、最大吐出圧力の増加、つまり供給蒸気圧力の増 加に伴い解析値は計測値を過小評価する傾向が見られた.また, 供給水流量の減少とともに双方の誤差が大きくなる傾向が見られ た.これらの結果より、供給蒸気と供給水の流入割合によっては、 混合ノズル内で蒸気の完全凝縮が達成されず、気液二相流状態に てディフューザ部を流れるものと考えられる.



Fig.2 Comparison between Experimental and Model Results of SI Discharge Pressure

4. 結論 SI の作動特性評価手法の開発において, 混合ノズル内で完全凝縮を仮定した既存の解析モデルで は詳細な熱流体挙動の評価が困難であり、気液二相流を考慮した新たなモデルが必要であることが判明し た.

参考文献 [1] M. A. Grolmes, "Steam-Water Condensing-Injector Performance Analysis with Supersonic Inlet Vapor and Convergent Condensing Section", ANL-7443, 1968.

<sup>\*</sup>Yuki Hara<sup>1</sup>, Yuhei Teramachi<sup>1</sup> and Shuichiro Miwa<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Hokkaido Univ.

2019年秋の大会

## 超音速蒸気インジェクター作動原理に関わる流動構造

Flow structure related to operating mechanism of supersonic steam injector

\*鎌田 裕貴1, 古山 栄太1, 金子 暁子1, 阿部 豊1

1筑波大学

蒸気インジェクター(SI)の作動原理を明らかにするため内部流動構造の把握を試み、ハイスピードカメラによる可視化やデータの処理を実施し、ディフューザ内部での流動形態について考察した。

キーワード:蒸気インジェクター,気液二相流,直接接触凝縮,原子炉安全システム

### 1. 緒言

蒸気インジェクター(SI)は水と蒸気の直接接触凝縮により駆動力を得る噴流ポンプである。無電源でも駆動することから原子力発電所における安全システムとしての運用が期待される。しかしながら、その作動条件や昇圧メカニズムは解明されていない。本研究ではSI内部における噴流の挙動を調べるため可視化実験及び画像処理を行った。

#### 2. 実験·結果

SI テスト部において流動の可視化を行った。図1にディフ ューザ部の可視化の様子を示す。背後から光源を当てて撮影 をしており輝度の低く影になっているところは気泡もしくは 液滴が光を遮るため暗く見えていると推測される。したがっ て暗く見えている領域は気液が混合している状態と推測され る印。また、図1に示すようにディフューザ流路の途中で流動 挙動が急激に変化する境界を確認した。これは本実験形態に おけるあらゆる条件での作動時において共通して存在してい る。この流動境界の上下の流れの流動形態を確認するために それぞれの動画について画像処理を行い、流速を見積もった。 境界下流については圧力波と考えられる明るさの伝播が存在 するため図 2 に示すように粒状の影について追跡し、境界上 流については界面がはっきりしないため図3に示すように輝 度の時間変化量について追跡し垂直方向速度を算出した。こ の結果、境界下流では約 5~15 m/s、境界上流では約 30~40 m/s と異なり、この急激な流速の変化が圧力へ変換に寄与してい ると考えられる。さらに流入蒸気が全量凝縮したと仮定して、 入口水及び入口蒸気の質量流量から断面積ごとの見かけ流速 を算出した。これを画像処理による流速と比較すると図4に 示すように境界下流における流速とおおよそ一致した。これ により境界下流の流れは蒸気の凝縮が完了している状態であ り、一方上流側は蒸気が残存している状態で流動境界位置に て急凝縮が起きているものと考えられる。

### 3. 結言

SI 作動時のディフューザ部における流動挙動は途中で大き く変化する境界が存在し、その位置において圧力の変換及び 蒸気の急凝縮が起きていると考えられる。







図2 特徴点検出による ディフューザ下流の流速算出



図3輝度値変化勾配による ディフューザ上流の流速算出



### 参考文献

[1] Abe, Y. et al (2014), "Study on the characteristics of the supersonic steam injector", Nuclear Engineering and Design, 268, 191-202.

\*Yuki Kamata<sup>1</sup>, Eita Koyama<sup>1</sup>, Akiko Kaneko<sup>1</sup>and Yutaka Abe<sup>1</sup>

<sup>1</sup>University of Tsukuba

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

# [2G01-05] Severe Accident of Sodium-Cooled Fast Reactor 1

Chair: Takaaki Sakai (Tokai Univ.)

Thu. Sep 12, 2019 9:30 AM - 10:50 AM Room G (Common Education Bildg. 2F C22)

- [2G01] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors
   \*Hidemasa Yamano<sup>1</sup>, Toshihide Takai<sup>1</sup>, Tomohiro Furukawa<sup>1</sup>, Shin Kikuchi<sup>1</sup>, Yuki Emura<sup>1</sup>, Hideo Higashi<sup>2</sup>, Hiroyuki Fukuyama<sup>2</sup>, Tsuyoshi Nishi<sup>3</sup>, Xiaoxing Liu<sup>4</sup>, Kenya Nakamura<sup>5</sup> (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Tohoku University, 3. Ibaraki University, 4. Kyushu University, 5. Central Research Institute of Electric Power Industry)
   9:30 AM - 9:45 AM
   [2G02] Study, on Eutectic Melting Pehavior of Control Red Materials in Core
- [2G02] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors \*Toshihide Takai<sup>1</sup>, Tomohiro Furukawa<sup>1</sup>, Hidemasa Yamano<sup>1</sup> (1. Japan Atomic Energy Agency) 9:45 AM - 10:00 AM
- [2G03] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors \*Hiroyuki Fukuyama<sup>1</sup>, Hideo Higashi<sup>1</sup>, Hidemasa Yamano<sup>2</sup> (1. Tohoku Univ., 2. JAEA) 10:00 AM - 10:15 AM
- [2G04] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors \*Hideo Higashi<sup>1</sup>, Hiroyuki Fukuyama<sup>1</sup>, Hidemasa Yamano<sup>2</sup> (1. Tohoku Univ, 2. JAEA) 10:15 AM - 10:30 AM
- [2G05] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors \*Tsuyoshi Nishi<sup>1</sup>, Hiroki Kokubo<sup>1</sup>, Yuriko Takatsuka<sup>1</sup>, Hiromichi Ohta<sup>1</sup>, Hidemasa Yamano<sup>2</sup> (1. Ibaraki Univ., 2. JAEA) 10:30 AM - 10:45 AM

## 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 (11) プロジェクト全体概要及び平成 30 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

(11) Project Overview and Progress by JFY2018

\*山野 秀将<sup>1</sup>,高井 俊秀<sup>1</sup>,古川 智弘<sup>1</sup>,菊地 晋<sup>1</sup>,江村 優軌<sup>1</sup>,神山 健司<sup>1</sup>, 東 英生<sup>2</sup>,福山 博之<sup>2</sup>,西 剛史<sup>3</sup>,太田 弘道<sup>3</sup>,劉 暁星<sup>4</sup>,守田 幸路<sup>4</sup>,中村 勤也<sup>5</sup> <sup>1</sup>日本原子力研究開発機構,<sup>2</sup>東北大学,<sup>3</sup>茨城大学,<sup>4</sup>九州大学,<sup>5</sup>電中研

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故評価において制御棒材の炭化ホウ素とステンレス鋼の共晶溶融反応 及び移動挙動を模擬できるようにするため、共晶溶融物の熱物性評価、共晶溶融反応実験及び材料分析、 共晶溶融反応に関する物理モデル開発及び実機適用解析を実施する研究プロジェクトを進めている。ここ では、プロジェクト全体概要及び平成 30 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,共晶溶融反応

### 1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の設計コンセプトの一つに、仮に炉心損傷事故(CDA)が起きたとしても設計対策 により溶融燃料を原子炉容器内に格納する炉容器内事象終息(IVR)の達成が挙げられている。その IVR を達 成するための要件を同定し、設計対策の有効性を評価した結果、制御棒材(中性子吸収材)である炭化ホ ウ素(B<sub>4</sub>C)とステンレス鋼(SS)の共晶溶融反応及び移動挙動が将来の研究課題として摘出された[1]。そこで、 これまでの CDA 評価では考慮されていなかった B<sub>4</sub>C-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。本報では、プロジェクト概要と して4 年間の全体計画を述べるとともに、3 年目(平成 30 年度)までの進捗概要について報告する。

### 2. 全体計画

B<sub>4</sub>C-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]。本プロジェクトでは、B<sub>4</sub>C-SS 共晶溶融反応及び混合・移行挙動を調べることとした。熱物性評価として、B<sub>4</sub>C 含有率をパラメータとし て年度毎にデータの拡充を図る計画であり、固相(密度、比熱、熱伝導率等)、液相(密度、比熱、熱伝導 率、表面張力、粘度等)の物性データを取得する計画である。次に、共晶溶融反応の可視化実験を行い、 物理モデル検証のための実験データを得る計画である。また、共晶溶融反応速度を求めるため、B<sub>4</sub>C-SS 共 晶溶融反応のみならず、B<sub>4</sub>C と共晶溶融物、SS と共晶溶融物の反応速度データも取得する計画である。こ れらの実験データ等を基に、物理モデルを開発して、CDA 解析コード SIMMER-III(SIMMER-IV)にモデル を組み込み、最終的には実機適用解析を行う計画である。

### 3. 平成 30 年度までの進捗概要

B4C含有率 5-mass%、7-mass%、10-mass%を対象に、固相及び液相の熱物性データを取得し、B4C含有率 と温度を関数とした物性評価式を得た。共晶溶融反応実験を行い、溶融挙動の可視化及び固化物から移動 範囲の同定、並びに材料分析を行い、表面近傍でボロン濃度が高いことを示した。また、B4C 粒子と液体 SS との反応、B4C ペレットと SS 被覆管との反応など物理モデルを開発し、解析コードへの組み込みを行 い、実験結果と比較を通じてモデルの妥当性を確認した。

### 4. 結言

本研究プロジェクトを概説するとともに、平成 30 年度までの進捗概要を報告した。最終年度である平成 31 年度は引き続き研究を深めるとともに、実機適用性を確認する予定である。

\*本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成30年度高速炉国際協力等技術開発」の一環として実施した成果である。

### 参考文献

[1] T. Suzuki, et al., JNST, 51,493-513 (2014), [2] 山野ら, 動エネシンポ 2016.

<sup>&</sup>lt;sup>\*</sup>Hidemasa Yamano<sup>1</sup>, Toshihide Takai<sup>1</sup>, Tomohiro Furukawa<sup>1</sup>, Shin Kikuchi<sup>1</sup>, Yuki Emura<sup>1</sup>, Kenji Kamiyama<sup>1</sup>, Hideo Higashi<sup>2</sup>, Hiroyuki Fukuyama<sup>2</sup>, Tsuyoshi Nishi<sup>3</sup>, Hiromichi Ohta<sup>3</sup>, Xiaoxing Liu<sup>4</sup>, Koji Morita<sup>4</sup>, Kinya Nakamura<sup>5</sup>

<sup>&</sup>lt;sup>1</sup> Japan Atomic Energy Agency, <sup>2</sup> Tohoku Univ., <sup>3</sup> Ibaraki Univ., <sup>4</sup> Kyushu Univ., <sup>5</sup> CRIEPI

### ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時の制御棒材の共晶溶融挙動に関する研究 (12) 7mass%B4C-SS 共晶物の固相物性測定

Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(12) Thermophysical Properties of 7mass%B<sub>4</sub>C-SS Eutectic in the Solid State

\*高井 俊秀¹,古川 智弘¹,山野 秀将¹

1原子力機構

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(炭化ホウ素: B<sub>4</sub>C)と原子炉構造材(ステンレス鋼: SS)の共晶溶融反応及びその移行挙動を模擬するのに必要な物理モデル構築に資するため、B<sub>4</sub>C-SS 共晶物の固相物性測定を行った結果について報告する。

キーワード:ナトリウム冷却高速炉,炭化ホウ素,ステンレス鋼,共晶反応,固相物性

### 1. はじめに

B<sub>4</sub>C-SS 共晶溶融物の炉心内再配置は反応度低減に大きな影響を及ぼす[1]。この B<sub>4</sub>C-SS 共晶溶融反応及び 移行挙動をシビアアクシデント解析コードで模擬できるようにするには、物理モデルを開発する必要がある。 本報では、このための基盤データとして B<sub>4</sub>C-SS 共晶物の固相物性測定を行った結果について報告する。

### 2. 実験

質量比 B<sub>4</sub>C:SS=7:93 で分取した原料を誘導加熱炉に入れ、不活性ガス雰囲気下で約 1550℃まで加熱・ 溶解させ、その溶湯を石英管で吸引し急冷することにより 7mass%B<sub>4</sub>C-SS 共晶試料を合成した。合成した試 料について、化学組成分析、光顕観察及び X 線回折を行い、所望の B<sub>4</sub>C 含有率の試料が得られていること、 組織が全体的に均質であること、及び B<sub>4</sub>C と SS の反応生成物(合成試料の主たる結晶相は Fe<sub>2</sub>B)が形成さ れていることを確認した。本研究課題である固相物性測定では、密度、比熱及び熱伝導率を、それぞれアル キメデス法+熱膨張法、DSC 法(断熱熱量計法)及びレーザーフラッシュ法により実施した。

### 3. 結果

7mass%B4C-SS 共晶物の室温における密度、比熱及び熱伝導率は、SS に比べてそれぞれ約 7%低下、約 17% 上昇及び約 39%低下する結果を示した(表 1)。B4C-SS 共晶物の物性値は B4C と SS 各々の物性値の間に位置

すると考えれば、密度と比熱は合致するが、熱伝導率は矛盾する結果となる。この要因を検討するために、7mass%B4C-SS 共晶物の電気伝導率を測定した結果、電気伝導率の低下も確認された。このことから、熱伝導率がSSに比べて低下した要因は、SSのマトリックス中に金属間化合物である Fe<sub>2</sub>B が混在することにより、自由電子の動きが阻害されるためと推定された。

	7%B <sub>4</sub> C-SS [A]	316L SS [B]	[A]/[B]
密度 kg/m <sup>3</sup>	7390	7980	0.93
比熱 J/kg/K	560	480	1.17
熱伝導率 W/m/K	8.8	14.4	0.61

表1 密度、比熱、熱伝導率の測定結果(室温、平均値)

### 4. まとめ

今回、B<sub>4</sub>C 含有率 7mass%の B<sub>4</sub>C-SS 共晶試料を合成し、固相物性として密度、比熱及び熱伝導率を測定した。今後、B<sub>4</sub>C 含有率の異なる B<sub>4</sub>C-SS 共晶試料の物性測定を実施し、熱物性データベースとして整備するとともに、それぞれの物性値に及ぼす B<sub>4</sub>C 含有率の影響を評価していく。

\*本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成30年度高速炉の国際協力等に関する技術開発」の一環として実施した成果である。 参考文献

### [1] 山野ら, 第21回動力・エネルギー技術シンポジウム, B242, 2016.

\* Toshihide Takai<sup>1</sup>, Tomohiro Furukawa<sup>1</sup>, Hidemasa Yamano<sup>1</sup>

<sup>1</sup>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 (13) 7mass%B4C-SS 共晶溶融物の密度および表面張力測定

Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors (13) Density and Surface Tension of 7mass%B<sub>4</sub>C-SS Eutectic Molten Materials

\*福山 博之 1,東 英生 1,山野 秀将 2

1 東北大学多元物質科学研究所, 2 日本原子力研究開発機構

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故における制御棒材(炭化ホウ素:B<sub>4</sub>C)と原子炉構造材(ステンレス 鋼:SUS316L(SS))の共晶反応挙動を模擬するのに必要な熱物性モデル構築のため、超高温熱物性計測シス テム(PROSPECT)により、系統的にB<sub>4</sub>C-SS系融体の熱物性計測を行っている。今年度は7mass%B<sub>4</sub>C-SS系 融体の密度および表面張力の測定を行った結果について報告する。

キーワード:ナトリウム冷却高速炉,炭化ホウ素,ステンレス鋼,密度,表面張力

### 1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時には、制御棒材(B<sub>4</sub>C)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<sub>4</sub>C-SS

系融体の熱物性値が必要であるが、高温における融体の 熱物性計測は極めて困難であり、信頼できるデータはほ とんど存在しないため、筆者らは、系統的に B4C-SS 系融 体の熱物性計測を行っている[1]。本研究では、図1に示 す当研究室で開発した超高温熱物性計測システム

(PROSPECT) [2]を用いて、7mass%B4C-SS 系融体の密度 および表面張力を測定したので、その結果について報告 する。電磁浮遊装置に静磁場(超電導磁石)を組み合わせ て、表面振動、並進運動や内部の対流が抑制された金属液 滴の浮遊状態が得られる。



図 1 (a) 超高温熱物性計測システム (PROSPECT)、(b) 密度測定系#

### 2. 実験

試料には、誘導加熱・急冷法で作製した 7mass%B4C-SS を用いた。まず、DSC(示差走査熱量測定)を用いて、 液相線温度の測定を行った。密度測定では、PROSPECT を用いて、レーザー光を試料に照射し、高速度カメ ラを用いて液滴の形状を正確に測定する液滴投影法を採用した。表面張力測定では、静磁場を印加せず、液 滴の表面振動を高速度カメラで観察し、その振動数から表面張力を求めた(液滴振動法)。

### 3. 結果

7mass%B4C-SS 系融体の密度と表面張力は、液相線温度(1689±9K)近傍で、それぞれ、6686 kg·m<sup>-3</sup>および 1713 mN·m<sup>-1</sup>であった。講演では、昨年度の結果と合わせて、SS への B4C 添加の影響について報告する。 \*本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 30 年度高速炉の国際協力等に関する技術開発」の一環として実施した成果である。

### 参考文献

[1] H. Fukuyama et al., Nuclear Tech., DOI: 10.1080/00295450.2019.1578572, [2] 福山博之, 計測と制御, 54 (2015), 303-308.

\* Hiroyuki Fukuyama<sup>1</sup>, Hideo Higashi<sup>1</sup> and Hidemasa Yamano<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Tohoku University, Institute of Multidisciplinary Research for Advanced Materials, <sup>2</sup>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 (14) 7mass%B4C-SS 共晶溶融物の放射率、熱容量および熱伝導率測定

Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(14) Emissivity, Heat Capacity and Thermal Conductivity of 7mass%B4C-SS Eutectic Molten Material

\*東 英生<sup>1</sup>, 福山 博之<sup>1</sup>, 山野 秀将<sup>2</sup>

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:B4C)と原子炉構造材(ステンレス 鋼:SS)の共晶反応挙動を模擬するのに必要な熱物性モデル構築のため、超高温熱物性計測システム (PROSPECT)を用いた非接触レーザー周期加熱カロリメトリ法により、7mass%B4C-SS系融体の放射率、熱 容量および熱伝導率の測定を行った結果について報告する。

キーワード:ナトリウム冷却高速炉,炭化ホウ素,ステンレス鋼,放射率,熱容量,熱伝導率

### 1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時には、制御棒材(B<sub>4</sub>C)と原子炉構造材(ステンレス鋼:SS)との 共晶反応による複雑な炉心損傷の様相を呈する。この共晶反応挙動を模擬するためには溶融した B<sub>4</sub>C-SS 系 融体の熱物性値が必要であるが、高温における融体の熱物性計測は困難であり、信頼できるデータはほとん ど存在しない。当研究室では、高温融体の高精度熱物性計測に向けた超高温熱物性計測システム(PROSPECT) によるレーザー周期加熱カロリメトリ法[1]を開発している。本研究は、B<sub>4</sub>C-SS 系融体の熱物性測定の一環で あり[2]、本手法を適用し、7mass%B<sub>4</sub>C-SS 系融体の放射率、熱容量および熱伝導率を測定したので、その結果 について報告する。

### 2. 実験方法

試料には、誘導加熱・急冷法で作製した 7mass%B4C-SS を用いた。PROSPECT 内に試料をセットした後、 真空引きし、Ar-5vol%H<sub>2</sub>ガスで置換した。試料を浮遊、溶融させた後、放射温度計を用いて試料温度を測定 した。試料の温度は液相線温度で補正を行った。試料の垂直分光放射率は試料からの輝度を分光器で測定す ることによって求めた。また、熱容量および熱伝導率は、レーザー周期加熱カロリメトリ法により測定した。 垂直分光放射率では静磁場を 3 T、熱容量測定では 0.8 T 印加することにより試料の表面振動および並進運動 を抑制し、熱伝導率測定では 10 T 印加して試料の内部対流を抑制して真の熱伝導率を得た。

### 3. 結果

7mass%B<sub>4</sub>C-SS 系融体の液相線温度(1689 ± 9 K)において、垂直分光放射率は、0.27±0.01(波長 940 nm)であった。定圧熱容量は、861±41 J·kg<sup>-1</sup>·K<sup>-1</sup>、熱伝導率は、26 W·m<sup>-1</sup>·K<sup>-1</sup>であった。

\*本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成30年度高速炉の国際協力等に関する技術開発」の一環として実施した成果である。

### 参考文献

[1] 福山博之, 計測と制御, 54 (2015), 303-308. [2] H. Fukuyama et al., Nuclear Tech., DOI: 10.1080/00295450.2019.1578572

\*Hideo Higashi<sup>1</sup>, Hiroyuki Fukuyama<sup>1</sup> and Hidemasa Yamano<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Tohoku University, Institute of Multidisciplinary Research for Advanced Materials, <sup>2</sup>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 (15) 7mass%B4C-SS 共晶溶融物の粘度測定

Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(15) Viscosity Measurement of 7mass%B4C-SS Eutectic Molten Material

\*西 剛史<sup>1</sup>, 小久保 宏紀<sup>1</sup>, 高塚 祐理子<sup>1</sup>, 太田 弘道<sup>1</sup>, 山野 秀将<sup>2</sup> <sup>1</sup>茨城大学, <sup>2</sup>日本原子力研究開発機構

炭化ホウ素(B<sub>4</sub>C)とステンレス鋼(SS)の溶融混合物の粘度データはシビアアクシデント解析に必要不可 欠である。本研究では、H29,30年度に報告した 5mass%,10mass%B<sub>4</sub>C-SS 共晶溶融物の粘度測定に続き、 7mass%B<sub>4</sub>C-SS 共晶溶融物の粘度測定を実施し、データの検証を実施したので報告する。

キーワード:炭化ホウ素、ステンレス鋼、るつぼ回転粘度計、7mass%B4C-SS 共晶溶融物、粘度

### 1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉のシビアアクシデント時には、制御棒材(B<sub>4</sub>C)と原子炉構造材(SS)との共晶反応 による複雑な炉心損傷の様相を呈する。この共晶反応挙動を模擬するためには B<sub>4</sub>C-SS 溶融混合物の熱物性 値が必要であるが、高温における融体の熱物性計測は極めて困難であり、信頼できるデータはほとんど存在 しない。本研究では、高速炉のシビアクシデント解析で最も重要な物性値の一つとして 7mass%B<sub>4</sub>C-SS 共晶 溶融物の粘度をるつぼ回転粘度計により測定し、溶融 SS や 5mass%, 10mass%B<sub>4</sub>C-SS 共晶溶融物の粘度と比 較し、テータの検証を実施した。

### 2. 実験方法

本実験は試料の酸化を防ぐため、ヘリウム雰囲気下で実施した。本研究では、内径 60mm のアルミナチュ ーブを炉心管とし、三段からなるカンタルスーパー発熱体による電気抵抗炉を用いることで、安定した広い 均熱帯の確保が可能となった。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

1823 Kから 20 K 刻みで 1683 K まで測定した 7mass%B<sub>4</sub>C-SS 共晶溶融物の粘度の測定結果を溶融 SS、5mass%, 10mass%B<sub>4</sub>C-SS 共晶溶融物の測定値ならびに Fe-2.7massl%B の文献値[1]と共に図1に示す。図1より、1823 K の粘度のデータのみ温度の減少に伴い減少する傾向が得られた。これは液相線温度が 1683-1703K の間にあり、固相が 1683 K での測定中に析出したことが原因であると考えられる。一方、7mass%B<sub>4</sub>C-SS 共晶溶融物の粘度は溶融 SS、5mass%, 10mass%B<sub>4</sub>C-SS 共晶溶融物および Fe-2.7massl%B の文献値よりも高い値を示した。この原因については今後 明らかにしたいと考えている。

\*本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 30 年度高速炉国際協力等技術開発」の一環として実施した成果である。



### 参考文献

[1] O. Takeda et al., ISIJ Int., 55 (2015) 500.

\*Tsuyoshi Nishi<sup>1</sup>, Hiroki Kokubo<sup>1</sup>, Yuriko Takatsuka<sup>1</sup>, Hiromichi Ohta<sup>1</sup> and Hidemasa Yamano<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Department of Science and Engineering, Ibaraki Univ. <sup>2</sup>Japan Atomic Energy Agency.

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

# [2G06-09] Severe Accident of Sodium-Cooled Fast Reactor 2

Chair:Daisuke Ito(Kyoto Univ.)

Thu. Sep 12, 2019 10:50 AM - 11:55 AM Room G (Common Education Bildg. 2F C22)

- [2G06] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors \*Yuki Emura<sup>1</sup>, Kenji Kamiyama<sup>1</sup>, Hidemasa Yamano<sup>1</sup> (1. JAEA) 10:50 AM - 11:05 AM
- [2G07] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors \*Kinya Nakamura<sup>1</sup>, Hirokazu Ohta<sup>1</sup>, Yuki Emura<sup>2</sup>, Toshihide Takai<sup>2</sup>, Hidemasa Yamano<sup>2</sup> (1. CRIEPI, 2. JAEA) 11:05 AM - 11:20 AM
- [2G08] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors \*Xiaoxing Liu<sup>1</sup>, Koji Morita<sup>1</sup>, Hidemasa Yamano<sup>2</sup> (1. Kyushu Univ., 2. JAEA) 11:20 AM - 11:35 AM
- [2G09] Studies on Relocation Behavior of Molten Core Materials in the Core Disruptive Accident of Sodium-cooled Fast Reactors \*Kai Igarashi<sup>1</sup>, Takaaki Sakai<sup>1</sup>, Shinya Kato<sup>2</sup>, Kenichi Matsuba<sup>2</sup>, Kenji Kamiyama<sup>2</sup> (1. Tokai University, 2. JAEA) 11:35 AM - 11:50 AM

### 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 (16) 溶融ステンレス鋼への B<sub>4</sub>C 浸漬試験

Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors (16) Immersion Tests of B<sub>4</sub>C into Molten Stainless Steel \*江村 優軌<sup>1</sup>,神山 健司<sup>1</sup>,山野 秀将<sup>1</sup> <sup>1</sup>日本原子力研究開発機構

ナトリウム冷却型高速炉の炉心損傷事故時では、制御棒材の炭化ホウ素が溶融ステンレス鋼中に溶解して炉 心領域内外へと広範に移行する可能性がある。本研究では、溶融ステンレス鋼に対する炭化ホウ素の溶解速 度に関するデータを得ることを目的とした試験を行い、その結果を考察した。

**キーワード**:ナトリウム冷却高速炉,炉心損傷事故,炭化ホウ素,ステンレス鋼,共晶溶融反応

### 1. 緒言

ナトリウム冷却型高速炉の炉心損傷時において、制御棒材の炭化ホウ素(B<sub>4</sub>C)は構造材であるステンレス 鋼と共晶反応を起こし、制御棒材本来の融点(2,700℃以上)に達する前に流動化する。特に、溶融ステンレ ス鋼中へ制御棒材が溶解した場合、凝固によって移行が停止するまでに範囲が拡大し易く、炉心内外への移 行が炉心反応度の増減に影響する。そのため、溶融ステンレス鋼に対する制御棒材の溶解量および溶解した 制御棒材の炉心内外への移行挙動を適切に評価することは安全評価上の重要な課題である。当課題の解決に 向け、本研究では、溶融ステンレス鋼中に制御棒材を一定時間浸漬させる試験を実施し、溶融ステンレス鋼 に対する制御棒材の溶解速度について試験的知見を取得する。

### 2. 試験条件および試験方法

黒鉛炉を用いて、ステンレス鋼(SUS316)をルツボ内で溶融し、同温度 に昇温した B<sub>4</sub>C ペレットを上部から浸漬させた(図1)。所定の時間経過し た後、溶融ステンレス鋼中から B<sub>4</sub>C ペレットを引き抜くことで、浸漬時間 を任意に設定した。本試験では、浸漬時間を約120秒とし、B<sub>4</sub>C ペレット とステンレス鋼の接触温度(約1,490℃、約1,580℃、約1670℃)をパラメ ータとした。

### 3. 試験結果および考察

試験後に取り出した B<sub>4</sub>C ペレットの一例を図 2 に示す。溶融ステンレス 鋼中に浸漬した B<sub>4</sub>C ペレットには減肉および変色が認められ、B<sub>4</sub>C は融点 未満の温度で溶融ステンレス鋼中に溶解した。本試験ケースの減肉量は、 直径 20 mm に対して最大で約 3 mm であり、浸漬部の 22~26 vol%がステ ンレス鋼中に溶解したことになる。

本研究では、B<sub>4</sub>Cペレットの径方向の減肉量をステンレス鋼との反応量 と定義し、浸漬時間で除して反応速度定数[m<sup>2</sup>/s]を求めた。各試験における 接触温度と反応速度定数との関係を図3に示す。接触温度の増加に伴い、 反応速度定数が増加することを確認した。また、反応速度定数の増加率が 接触温度と共に増加する傾向にあることが窺える。

### 4. 結言

溶融ステンレス鋼に対する制御棒材の溶解速度について試験的知見を 取得した。溶融ステンレス鋼中に浸漬した B<sub>4</sub>C ペレットは、融点未満の温 度でステンレス鋼中に溶解し、B<sub>4</sub>C ペレットとステンレス鋼との接触温度 が増加するに従い、B<sub>4</sub>C の溶解速度が増加することが示された。

\*経済産業省からの受託事業である「平成30年度の高速炉の国際協力等に関する 技術開発」の一環として実施した成果を含む

\*Yuki Emura<sup>1</sup>, Kenji Kamiyama<sup>1</sup> and Hidemasa Yamano<sup>1</sup>

<sup>1</sup>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 (17) 溶融ステンレス鋼/B4C 固液反応後の元素濃度分布

Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(17) Reaction Behavior between Molten Stainless Steel and Solid Boron Carbide
 \*中村 勤也<sup>1</sup>、太田 宏一<sup>1</sup>,江村 優軌<sup>2</sup>,高井 俊秀<sup>2</sup>,山野 秀将<sup>2</sup>

1電中研、2原子力機構

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷時に、燃料に先行して制御棒が溶融・移行する挙動解析モデルを構築する ため、溶融ステンレス鋼(SS)と中性子吸収材(B<sub>4</sub>C)の高温反応後のSSを対象に、構成元素の濃度分布を 測定した結果、ホウ素濃度は水平方向に一様である一方、鉛直方向には下方ほど低下する傾向が認められた。 キーワード:ナトリウム冷却高速炉、炭化ホウ素、制御棒、共晶反応、濃度分布

#### 1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷時において、制御材(B<sub>4</sub>C)とステンレス鋼(SS)は約1200℃以上に達 するとその界面近傍で共晶反応により鉄を主成分としホウ素を含む低粘性融体を形成して下方へ移動し、燃 料に先行して形状を喪失すると考えられている。原子力機構は、この共晶反応および融体の移動挙動を解析 するコード開発を進めている<sup>[1]</sup>。本報告では、上述解析コードの検証データを取得することを目的に、B<sub>4</sub>C と SS の高温反応試験で得られた溶融固化体の断面について、微細組織観察ならびに元素濃度分布を測定した。

## 2. 濃度分析に供した B4C/SS 高温反応試料

表1に示す2種類の体系で、アルゴンガス雰囲気に置かれたアルミナ製角型容器内で、B4C 焼結体と溶融 SS を反応させたのちに炉冷した<sup>[1-3]</sup>。2014-2 試験では、溶融 SS と B4C 焼結体が接触し溶融 SS の凝固が完了 するまで約8分、接触後の溶融 SS の最高温度は1485℃であった。また、2017-4,6 試験ではヒーター温度 1600℃、2017-5,9 試験では同1800℃で加熱された溶融 SS 中に B4C 焼結体を一定時間(0分または1分)浸漬

項目

試験体系

B<sub>4</sub>C寸法

溶融SS寸法

重量

備考

後に加熱電源を遮断した。いずれの試験も浸 漬部の B<sub>4</sub>C は全量溶解した。冷却後の SS 縦 断面を対象に、電子プロ—ブマイクロアナラ イザー(EPMA) を用いて微細組織観察およ び元素濃度分布を測定した。

#### 3. 溶融 SS 中の元素濃度分布

いずれの試料も、SS 全域にわたり(Cr,αδFe)

と(Cr,Fe)<sub>2</sub>B の共晶組織を形成した。SS 中に溶解するホウ素量 が溶解度限以下の場合、試料全域にわたり均一な共晶組織を形 成し、B<sub>4</sub>C 焼結体の浸漬位置からの距離によるホウ素濃度分布 に有意な差は見られなかった(2017-4,5,6,9 試験)。一方、溶解 度を超えるホウ素が SS 中に拡散した場合、水平方向には一様 な共晶組織を形成するが、鉛直方向には上方ほど(Cr,Fe)<sub>2</sub>B 相の 割合が増加し、上面近傍のみに針状組織(Cr,Fe)<sub>2</sub>B が形成され た(図1、2014-2 試験)。図2に示すとおり、底面から上面に 向けてホウ素濃度が単調増加する傾向から、溶融 SS 中のホウ 素の拡散が水平方向に速いものの、下方へは相対的に遅い傾向 が示唆される。これらの結果は、高速炉制御棒の共晶反応およ びその移動挙動解析コードの検証データに活用される。 \*本報告は、経済産業省からの受託事業である、平成29 年度および平成 30 年

度高速炉国際協力等技術開発の一環として実施した成果である。

上面 (Сг, αδFe) (Сг, Fe)<sub>2</sub>B (С

表 1 B<sub>4</sub>C/SS 高温反応試験条件[1-3]

2014 - 2

B<sub>4</sub>C焼結体入り容器にSSを出湯

接触面 (W50mm×H25mm) ×D30mm

W131mm×D104mm×H17mm

2.1 kg

試験名

2017-4 2017-5 2017-6 2017-9 B<sub>4</sub>C焼結体を溶融SS中に浸漬

W190mm×D190mm×H25mm 8.2 kg

浸漬0分後電源断 浸漬1分後電源断





#### 参考文献

[1] H. Yamano, et al., FR17, IAEA-CN-245-43, [2] 山野ら, 第21回動エネシンポ, 2016, B242, [3] 山野ら, 第23回動エネシンポ, 2018, A224.

\* Kinya Nakamura<sup>1</sup>, Hirokazu Ohta<sup>1</sup>, Yuki Emura<sup>2</sup>, Toshihide Takai<sup>2</sup>, Hidemasa Yamano<sup>2</sup>, <sup>1</sup>CRIEPI, <sup>2</sup>JAEA

## 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 (18)安全解析コードで用いる共晶反応モデルの検証

Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-

#### **Cooled Fast Reactors**

(18) Validation of Eutectic Reaction Model for Use in Reactor Safety Analysis Code

\*劉 暁星<sup>1</sup>, 守田 幸路<sup>1</sup>, 山野 秀将<sup>2</sup>

1九州大学,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評価において B<sub>4</sub>C 制御棒材料とステンレス鋼の共晶溶融反応及び共晶 溶融物の移動挙動を評価するため、安全解析コードで用いる物理モデルの開発を進めている。本研究では、 制御棒の液相化に関する基礎試験を対象とした解析を行い、物理モデルの基本的な妥当性について検討した。

キーワード:ナトリウム冷却高速炉、炉心損傷事故、共晶溶融反応、高速炉安全解析コード

 1. 緒言 ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故では、炉心物質が再配置することで炭化ホウ素(B<sub>4</sub>C)制御 棒材料とステンレス鋼(SS)の相互作用によって共晶溶融反応が生じる可能性がある。本研究では、この共 晶溶融反応及び共晶溶融物の移動挙動に関する物理モデル[1]を組み込んだ高速炉安全解析コード SIMMER-IIIを用い、制御棒の液相化に関する基礎試験[2]を対象とした解析を行なった。

2. 解析条件 2017-4 試験を対象とした解析体系(2次元)を図1に示す。試験では、坩堝(幅約 195×195 mm; 深さ 35 mm)中で溶融させた SS(質量 7 kg; 初期温度 1,861 K)に円柱形の B<sub>4</sub>C ペレット(直径 10 mm, 長さ 80 mm)が浸漬された。本解析では B<sub>4</sub>C ペレットを B<sub>4</sub>C 粒子で、矩形坩堝を円筒容器で模擬した。

3. 解析結果 図2に浸漬後800秒での溶融SSプール界面位置から深さ方向のホウ素の質量分率の分布を示 す。ここで、径方向の計算セル(*i*=4~6)の中心位置は、円筒容器中心から、それぞれ、32.5 mm、41.5 mm、 51 mmに相当する。本解析結果は、B<sub>4</sub>Cペレット表面でSSと反応して生成した共晶溶融物が浮力によって溶 融SSプール中を移動し、溶融SSプール界面に集中して分布することを示している。

謝辞 本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 30 年度高速炉の国際協力等に関する技術開発」の 一環として実施した成果を含む。



図1 制御棒液相化基礎試験の解析体系



参考文献

[1] X. Liu et al., Proc. NUTHOS-12, No. 572, Qingdao, China, Oct. 12-18, 2018.

[2] H. Yamano et al., Proc. Global 2019, Seattle, USA, Sep. 22-26 2019.

\*Xiaoxing Liu<sup>1</sup>, Koji Morita<sup>1</sup> and Hidemasa Yamano<sup>2</sup>; <sup>1</sup>Kyushu Univ., <sup>2</sup>Japan Atomic Energy Agency

# ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故時における 溶融炉心物質の再配置挙動に関する研究 (7)低水深プール中での融体流出試験に対する解析モデルの検証 Studies on Relocation Behavior of Molten Core Materials in the Core Disruptive Accident of Sodium-cooled Fast Reactors (7) Validation of Analysis Models for the Melt Discharge Experiments into a Shallow Water Pool \*五十嵐 魁<sup>1</sup>, 堺 公明<sup>1</sup>, 加藤 慎也<sup>2</sup>, 松場 賢一<sup>2</sup>, 神山 健司<sup>2</sup>

ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故時における炉心溶融物質の堆積挙動を解明するため、SIMMER コード を用いて、低水深の水プール中に溶融した低融点合金を落下させる模擬試験を対象とした解析を実施した。 本発表では実験値と解析値の比較によって解析体系モデルの妥当性を検証した結果について報告する。 キーワード:高速炉、炉心崩壊事故、溶融炉心物質再配置、SIMMER

#### 1. 緒言

高速炉の炉心崩壊事故時に溶融した炉心物質は、主に制御棒案内管を通 じて炉心部から流出し、炉心入口プレナムの底板と衝突しながら当該底板 上に堆積する場合が想定される。この噴流衝突を伴う堆積挙動の解明は、 炉心崩壊事故に関する事象推移をより明確にし、安全評価の不確かさを低 減する。そのため、当該挙動の実験的知見の拡充とそれに基づく評価手法 の開発が重要である。本報では、融体の噴流が冷却材プール中の底板に衝 突する際の挙動を模擬した低水深プールへの低融点合金の落下試験<sup>[1]</sup>を対 象に、高速炉安全解析コード SIMMER を用いた解析評価を実施し、実験値と 解析値の比較によって、解析体系モデル(図1)の妥当性を検証すること を目的とする。

#### 2. 解析方法

本研究で対象とした実験は水プール中に低融点合金の融体を 落下させ、底板上での融体の広がりに関する温度及び圧力を測 定するものである<sup>[1]</sup>。解析体系モデルを図1に示す。解析体系 は融体注入ノズルを中心軸とした円筒座標系として、解析セル を設定した。特に、ノズル近傍及び底板近傍の解析セルのサイ ズが結果に影響を及ぼすことから不等間隔のメッシュ構成と

し、ノズル近傍でのメッシュを詳細化した。

#### 3. 解析結果

図2に底板上の中心位置(r=0mm)の温度に関する実験と解 析の比較を示す。解析では実験と同様に融体の流入による温度 上昇挙動が再現された。また、図3にプール中の圧力挙動につ いて実験と解析との比較を示す。圧力変動は高温の融体の侵入 に伴う冷却材の沸騰・凝縮等により発生すると考えられるが、 解析において実験での圧力変動の最大/最小値の範囲及び周期等 の挙動の傾向が一致することが確認された。

#### 4. 結言

低融点合金の融体の噴流が冷却材プール中の底板に衝突する際の挙動について、SIMMERコードを用いて解析を実施し、解析 値と実験値の比較等を実施した。その結果、実験時の全体的な 温度挙動、圧力挙動が概ね再現されており、解析体系モデルの 妥当性を確認することができた。





図3プール中の圧力挙動

謝辞 解析実施にあたり(株)NESI細野正剛氏、菅谷正昭氏、金岩潤一郎氏及び日本原子力研究開発機構 田上浩孝氏にご助力,ご助言 を頂きました。ここに感謝致します。

参考文献

[1] 江村ら、ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故時における溶融炉心物質の再配置挙動に関する研究 (4)試験条件が低水深プール中での融体の分散・堆積に与える影響 原子力学会 2017 秋の大会 [2B08]

\*Kai Igarashi<sup>1</sup>, Takaaki Sakai<sup>1</sup>, Shinya Kato<sup>2</sup>, Ken-ichi Matsuba<sup>2</sup>, Kenji Kamiyama<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Tokai Univ., <sup>2</sup>Japan Atomic Energy Agency

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

## [2G10-14] Emergency Preparedness/Risk Management

Chair:Kenta Murakami(Nagaoka Univ. of Tech.) Thu. Sep 12, 2019 2:45 PM - 4:05 PM Room G (Common Education Bildg. 2F C22)

- [2G10] Plant incident progress scenario analysis for Mihama nuclear emergency exercise of Kansai Electric Power Co., Inc. 2018 \*Ikuo Kawasaki<sup>1</sup>, Toshiya Takaki<sup>1</sup>, Akira Onoue<sup>2</sup>, Hiroyuki Ikeda<sup>2</sup> (1. INSS, 2. KEPCO) 2:45 PM - 3:00 PM
- [2G11] Efforts for Emergency Response at Shika Nuclear Power Station \*TOSHIHIRO AIDA<sup>1</sup>, DAISUKE SUIMON<sup>1</sup>, AKIRA OHBATA<sup>1</sup>, KOHJI ONO<sup>1</sup>, HISAKAZU NAKASONE<sup>1</sup>, DAIKI SHIRAMIZU<sup>1</sup> (1. Hokuriku Electric Power Company) 3:00 PM - 3:15 PM
- [2G12] Study on Safety Function Reliability Evaluation and Risk Management during the Decommissioning of Accident-Damaged Nuclear Power Plant -Based on the Results of Confinement Function Reliability Evaluation -\*Takayuki Aoki<sup>1</sup>, Junya Masuko<sup>2</sup>, Takayuki Negishi<sup>3</sup> (1. Tohoku University, 2. The Japan Atomic Power Company, 3. Nuclear Engineering and Services Company) 3:15 PM - 3:30 PM
- [2G13] VUCA Framework for Risk Management of Nuclear Power Station \*Yasuki Ohtori<sup>1</sup>, Hitoshi Muta<sup>1</sup>, Masato Nakajima<sup>2</sup> (1. Tokyo City University, 2. Central Research Institute of Electric Power Industry) 3:30 PM - 3:45 PM
- [2G14] Developmet of tool for containment vent timing prediction using MAAP database.

\*Takumi Noju<sup>1</sup>, Kenichi Bando<sup>2</sup>, Daisuke Fujiwara<sup>1</sup>, Hiroshi Shirai<sup>1</sup> (1. TEPSYS, 2. TEPCO HD)
3:45 PM - 4:00 PM

## 平成 30 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. 2018

\*川崎 郁夫1, 高木 俊弥1, 尾上 彰2, 池田 浩之2

1原子力安全システム研究所,2関西電力

平成 30 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、緊急安全対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,原子力災害特別措置法(原災法),MAAP コード

#### 1. 緒言

福島第一原子力発電所事故では、地震後に襲来した津波により、全交流電源喪失、原子炉冷却機能喪失、使用済燃料プール冷却機能喪失が発生したことにより事故が拡大し、また複数機同時発災も災害規模を大きくしたと考えられている.関西電力ではこの事故を踏まえ、空冷式非常用発電装置や大容量ポンプの配備等ハード面の対策だけではなく、初動人員体制の強化、機器の接続訓練等ソフト面の緊急安全対策が講じられてきた.

福島第一原子力発電所事故を踏まえた平成30年度の美浜発電所原子力防災訓練では、美浜3号機を対象として、要員参集訓練、通報連絡訓練、アクシデントマネジメント対応等が実施された.

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. 事象進展解析

今回の防災訓練では、若狭湾沖にて地震が発生し、運転中の美浜3号機の原子炉が自動停止する.このとき地震の影響により外部電源を喪失し、A非常用ディーゼル発電機が故障により自動起動せず、1系統のみの電源供給状態が15分継続して警戒事象となる.B非常用ディーゼル発電機が故障により停止して全交流電源喪失となり、30分継続して特定事象(原災法第10条)となる.その後、 余震発生により1次冷却材配管に大破断が発生し、全交流電源喪失によりECCS注入不可となり緊急事態事象

(原災法第15条)となるが、炉心への注水手段が回復し 炉心損傷に至らず事象は収束する.解析はこれらの想定 に基づき実施した(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1次冷却材圧力の挙動を一例として示す.解析結果では、主蒸気逃がし弁開放による 急速冷却により1次冷却材圧力は約4MPaまで低下する.その後、余震発生により1次冷却材配管に大破断 が発生し、1次冷却材圧力は0Mpaとなる.

#### 3. まとめ

福島第一原子力発電所事故を鑑みた緊急安全対策に 基づいた平成 30 年度の原子力防災訓練の事象進展解 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,炉心注入等のアクシデントマネジ メント策を実施することにより,炉心損傷に至らず事 象収束することを確認した.

#### 参考文献

なし

\* Ikuo Kawasaki<sup>1</sup>, Toshiya Takaki<sup>1</sup>, Akira Onoue<sup>2</sup>, Hiroyuki Ikeda<sup>2</sup>

<sup>1</sup> Institute of Nuclear Safety System, Incorporated, <sup>2</sup> Kansai Electric Power Co., Inc.

表1 想定した訓練シナリオ概要(美浜3号機)

地震発生、原子炉トリップ、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
原子炉冷却材漏えい発生(小破断)
B 非常用ディーゼル発電機故障 ⇒全交流電源喪失
30 分継続 ⇒特定事象(原災法第 10 条)
急速冷却開始(主蒸気逃がし弁開放)
タービン動補助給水ポンプ故障停止
蒸気発生器狭域水位0%未満
⇒特定事象(原災法第10条)
余震発生
原子炉冷却材漏えい量拡大(大破断)
*全交流電源喪失により ECCS 注入不可
⇒緊急事態事象(原災法第15条)
空冷式非常用発電装置起動
B非常用ディーゼル発電機復旧
恒設代替低圧注水ポンプ等による炉心注入
原子炉下部キャビティ注水ポンプ等による格納容器スプレイ
事象収束



2019年秋の大会

## 志賀原子力発電所における緊急時対応に備えた取り組みについて

Efforts for Emergency Preparedness at Shika Nuclear Power Station

\*四十田 俊裕<sup>1</sup>, 水門 大輔<sup>1</sup>, 大畠 章<sup>1</sup>, 小野 浩嗣<sup>1</sup>, 中曽根 久和<sup>1</sup>, 白水 大貴<sup>1</sup>

1北陸電力(株)

志賀原子力発電所における緊急時対応に備えた取り組みとして、昨年度(2018年度)、運用面の大きな改 善を講じ、有意な成果を得ることが出来た。それら改善事例を以下に示す。

#### キーワード:緊急時対応,共通状況図、コミュニケーション,原子力災害

#### 1. 緒言

志賀原子力発電所は、2011年3月の福島第一原子力発電所事故に係る教訓を踏まえ、発電所の緊急時対 応能力の向上に資するため設備面及び運用面の双方で強化を図っている。運用面に関して、米国の危機管 理で採用されているICS (Incident Command System)の構成要素を参考に,緊急時対応における指揮命 令系統、情報コミュニケーションの改善に取り組んだ事例を紹介する。

#### 2. 緊急時対応における指揮命令系統,情報コミュニケーションの改善

原子力災害事象などの緊急時には、所長をトップとした原子力防災組織を構成して対応するが、所長は 災害規模に応じ、二人の副本部長を幾つかの実行部門の総括指揮者(Incident commander)として、事故収 東戦略を総括する技術総括と所外組織連携やロジスティックを総括する情報総括を指名する。所長の直接 的な指揮人数が管理限界を超えないような体制とし、両総括は各任務の実行部門の総括指揮を担い、情報 コミュニケーションの乱立を防止するとともに、効果的なオペレーション管理を実行可能とした。

次に情報コミュニケーションツールの導入展開を進め、緊急時対応に係る全てのオペレーションをほぼ リアルタイムで、かつ可視化した状態で所外の要員も含めて情報登録、認知できる環境とするとともに、 対処にあたる要員,組織間での緊急時関連情報の共通認識を確実にするため,共通状況図(Common Operational Picture)を開発した。共通状況図は,発電所概況(図1),設備状況詳細,敷地マップ,緊急時 活動レベル(図2),事故収束対応戦略,事象進展予測の分類で構成する。



# 図1 共通状況図「発電所概況」(演習使用例)

図2 共通状況図「緊急時活動レベル」(演習使用例)

#### 3. 緊急時対応演習の実施

多様な起因事象,事故シーケンスの模擬演習を抜けなく実施するため,本店及び発電所合同の緊急時対 応演習を四半期毎に1回以上実施している。2019年3月20日に総合的な緊急時対応演習(国評価対象)を 実施し、事故収束対応戦略の立案や所内外の情報共有について、大きな改善効果を得ることが出来た。

今後も徹底した緊急時対応演習の実施及び改善に取り組み、万一の緊急事態発生に備えるとともに、そ のような事態に至らせないよう事故発生防止に係る発電所の運営管理に万全を期していく。

\*Toshihiro Aida<sup>1</sup>, Daisuke Suimon<sup>1</sup>, Akira Ohbata<sup>1</sup>, Kohji Ono<sup>1</sup>, Hisakazu Nakasone<sup>1</sup>, and Daiki Shiramizu<sup>1</sup> <sup>1</sup>Hokuriku Electric Power Co.

## 事故炉廃止措置時における安全機能の信頼性評価とリスク管理に関する検討 -閉じ込め機能の信頼性評価を踏まえて-

Study on Safety Function Reliability Evaluation and Risk Management during the Decommissioning of Accident-Damaged Nuclear Power Plant

- Based on the Results of Confinement Function Reliability Evaluation -

\*青木孝行<sup>1</sup>、 增子順也<sup>2</sup>、 根岸孝行<sup>3</sup>

1東北大学,2日本原子力発電株式会社,3原電エンジニアリング株式会社

福島第一原子力発電所(以下 1F という。)のような事故炉は、廃止措置時においても「止める」「冷やす」 「閉じ込める」の3つの安全機能が常に確保される必要がある。このため、当該安全機能の信頼性を評価し、 その結果を踏まえて事故炉廃止措置時における安全管理のあり方について検討した結果を報告する。

キーワード:事故炉,廃止措置,安全機能, PRA, 信頼性, 負圧維持システム, 外部放出頻度

#### 1. 緒言

IF のような事故炉は、廃止措置時においても「止める(再臨界防止)」「冷やす」「閉じ込める」の3つの基本安全機能を一定以上の信頼性のある状態に維持する必要がある。特に、燃料デブリ取出し時は、「閉じ込める」機能が重要となる時期であるが、この機能を確保するには原子炉格納容器(PCV)及び原子炉建屋(R/B)の 負圧維持システムの信頼性を高度に維持する必要がある。そこで、本検討ではBWR 事故炉の「閉じ込める」 機能に着目し、廃止措置時における PCV 及び R/B の負圧維持システムの信頼性を、確率論的リスク評価(PRA) 手法を用いて評価し、その結果を踏まえて安全管理のあり方について検討する。

#### 2.検討

PRA 手法を適用して BWR 事故炉の廃止措 置時における PCV 及び R/B の負圧維持シス テムの信頼性を評価した。

#### 2-1. 評価対象

公開されている PCV 及び R/B の負圧維持 システム<sup>III</sup>を参考に図1に示す仮想の負圧維 持システムを想定し、成功基準として PCV ガ ス管理系2系統のうちいずれか1系統と R/B ガス管理系1系統の合計2系統を、PCV 及び R/B ガス管理系全3系統のうちいずれか1系 統を必要とするケースをそれぞれベースケ ース、感度解析ケースとして評価した。

#### 2-2. 適用手法

我国のBWRの信頼性評価に広く適用されている標準的なPRA手法を適用する。

#### 2-3. 評価結果

(1) PRA による評価結果を表1 に示す。



#### 図 1 評価対象とした負圧維持システム

- (2)負圧維持機能喪失頻度に4桁の差分があることを確認した。このことから R/B ガス管理系のように、システムの単独故障により負圧維持機能が喪失するシステムにバックアップシステムを追加すれば負圧維持機能の信頼性は格段に向上すると考えられる。
- (3) 前処理装置等、多重化されていない機器の故障時に使用するバイパスラインを併設・運用すれば、各システムの信頼性は向上すると考えられる。 **ま1** 角圧維持システムの信頼性評価結果

#### 3. 結論

事故炉廃止措置時における「原子炉冷却システム」の信頼 性評価結果<sup>[2]</sup>と今回の「PCV 及び R/B 負圧維持システム」の 信頼性の評価結果から、冷却材への五ホウ酸ナトリウムの添 加等による再臨界対策を行えば、事故炉の廃止措置時にける 3つの基本安全機能の信頼性を運転プラント並みに確保する こと、すなわち、安全に管理できる状態にすることが可能と 考えられる。このため、早期にそのような状態を確立すべく、

表 ]	負止維持	システムの	の信頼性評	仙結果

	ベースケース(A)		感度解析ケース(B)	
	負圧維持機能 喪失頻度 (/作業期間)	寄与割合	負圧維持機能 喪失頻度 (/作業期間)	寄与割合
外部電源喪失	8.57E-07	2.2%	1.76E-12	<0.1%
負圧維持システム (運転中)の 機能喪失	3.88E-05	98.0%	7.96E-09	100.0%
合計	3.96E-05	100.0%	7.96E-09	100.0%

全力を傾注することが、事故炉廃止措置時におけるリスク管理上、極めて重要である。

#### 参考文献

 [1] 高守謙郎, "IRID の研究開発の状況 - 安全と実現性を高める概念設計と今後の技術開発 -", IRID シンポジウム 2018
 [2] 青木孝行, 杉原一洋, 諏訪秀和, 根岸孝行, 森田毅 "事故炉廃止措置時における安全機能の信頼性評価とリスク管理 に関する検討",日本原子力学会和文論文誌, Vol. 17, No. 2, 2018

\*Takayuki Aoki<sup>1</sup>, Junya Masuko<sup>2</sup>and Takayuki Negishi<sup>3</sup>

<sup>1</sup>Tohoku University, <sup>2</sup>The Japan Atomic Power Company, <sup>3</sup>Nuclear Engineering and Services Company

## VUCA フレームワークによる原子力発電所のリスクマネジメント

VUCA Framework for Risk Management of Nuclear Power Station

\*大鳥 靖樹<sup>1</sup>,牟田 仁<sup>1</sup>,中島 正人<sup>2</sup>

1東京都市大学,2(一財)電力中央研究所

本稿では、VUCA(Volatile, Uncertain, Complex Ambiguous)フレームワークに基づき、原子力発電所の事故への 対応などのリスクマネジメントの枠組みを提案している。

キーワード: VUCA, リスクマネジメント, 深層防護, 原子力発電所、想定外

#### 1. 緒言

VUCA<sup>1)</sup>とは、混沌とした世界をあらわす軍事用語で、Volatile(不安定)、Uncertain(不確実)、Complex(複 雑)、Ambiguous(曖昧)の先頭文字であらわした略語である。近年、経営やビジネスの世界でも使われるよ うになってきた用語であり、想定外の事象のマネジメントに適していると言われている。本稿では、VUCA フレームワークを援用して原子力発電所のリスクマネジメント方法の枠組みを提案する。

#### 2. リスクマネジメント法の提案

VUCAフレームワーク<sup>1</sup>)に基づく原子 力発電所のリスクマネジメント手法の 枠組みを図に示す。VUCAフレームの [V]と[S]を、原子力発電所の安全目標の ピラミッド<sup>2),3)</sup>の Upper と Intermediate level に対応させることにより、原子力の 安全に対しても適用が可能になると考 えている。提案する枠組は、事故の進展 状況に応じて VUCA のレベルを識別し て、[V],[S],[A],[M]の見直しを行いつつ 事故の収束に向けてマネジメントを行 っていく。未知領域、既知・未モデル化 領域の事象や、状況が時々刻々変化する



図 VUCA フレームに基づくリスクマネジメント法の概要

状況等でのマネジメントに有効であると考えている。ここで、VUCAのレベルは、「現状をどれだけ把握しているか」「行動効果をどれだけ予想できるか」という2つの軸に基づいて5つのレベルに分けられている。レベル0は、定期点検等のPDCAサイクルが有効とされている領域であり、レベル0~4が提案する方法が有効であると考えられる領域である。また、レベル4は前例のないunknown-unknownな状況に対応している。

#### 3. 結論

本稿では、VUCA フレームワークをベースとして、原子力発電所の事故時のリスクマネジメントの枠組み を提案した。今後、実務への適用を視野に入れて枠組みの見直し・再検討等を行っていく予定である。

#### 参考文献

- [1] 入江仁之、想定外でも迷わない!「すぐ決まる組織」の作り方 OODA マネジメント、フォレスト出版、2018 年 [2] The structure and application of high-level safety goals, OECD NEA, 2011.1
- [3] Berg, H.P., Journal of Polish Safety and Reliability Association Summer Safety and Reliability Seminars, Vol. 6, No. 1, 2015

\*Yasuki Ohtori<sup>1</sup>, Hitoshi Muta<sup>1</sup> and Masato Nakajima<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Tokyo City University, <sup>2</sup>Central Research Institute of Electric Power Industry.

## MAAP コードを使用した格納容器ベント実施時刻推定ツールの開発 (3) 敷地内被ばく線量 map の整備

Development of tool for containment vent timing prediction using MAAP database

(3) Development of on-site radiation dose map

\*能重 拓実<sup>1</sup>,板東 謙一<sup>2</sup>,藤原 大資<sup>1</sup>,白井 浩嗣<sup>1</sup>

<sup>1</sup>株式会社テプコシステムズ,<sup>2</sup>東京電力ホールディングス株式会社

原子力発電所の防災訓練及び事故対応の際に、緊急時対策所における格納容器ベント時刻推定を支援する ツールの整備を進めている。ここでは、当該ツールにベント後の敷地内被ばく線量マップ表示機能の開発 について紹介する。

キーワード:過酷事故対応、格納容器ベント、ベント時刻推定、MAAP コード、敷地内被ばく線量

1. 緒言 本ツールは、原子力発電所の過酷事故、若しくはその訓練の場において、格納容器ベント時 刻及びベント後の放射性物質放出量(ソースターム)の推定を支援するものである。ツールが保有す るデータベースには典型的な事故進展における主要プラントパラメータを事故進展フェーズ毎に分解 して収納しており、ユーザは最小限の入力情報を元に瞬時にベント操作に必要な情報を得ることがで きる。ツールが出力するソースタームは環境拡散評価コード DIANA に受け渡され、格納容器ベント 実施後の敷地外の線量影響に活用される。この従来機能に加え、本検討では格納容器ベント実施後の 敷地内線量影響評価機能を追加する。評価結果はベント実施後の屋外作業への影響把握に活用するこ とが考えられ、敷地内被ばく線量はマップ状に表示する仕様とする。

2. 被ばく線量評価方法 本機能では、フィルタードベントを経由した環境放出の際の、敷地内各作業 箇所の被ばく線量の評価を行う。ユーザは風速、大気安定度、及び屋外作業開始/終了時間を入力し、 それに対する積算の吸入摂取及び外部被ばく線量(グランドシャイン線、クラウドシャイン線、スカ イシャイン線)が内部計算される。グランド及びクラウドシャイン線評価では、保守的に建屋影響に よるプルーム拡散効果は考慮せず、且つプルームは各作業箇所(被ばく線量評価点)を直撃すること

を仮定している。また、スカイシャイ ン線の評価は簡易的に支配的なヨウ素 フィルタからの影響のみを考慮する。

3. 画面表示例 一例として、大 LOCA シナリオにおける敷地内被ばく線量マ ップを図1に示す。線量マップ上で作業 箇所を指定すると、事故シナリオに応じ た線量内訳が表示される。今後は複数号 機同時ベント時の合計線量表示や、線量 コンター図の表示機能など継続的な改 良を実施していく予定である。



図1 敷地内被ばく線量マップ(大LOCAシナリオ)

<sup>\*</sup>Takumi Noju<sup>1</sup>, Kenichi Bando<sup>2</sup>, Daisuke Fujiwara<sup>1</sup> and Hiroshi Shirai<sup>1</sup>

<sup>&</sup>lt;sup>1</sup> TEPCO Systems Corporation, <sup>2</sup>TOKYO ELECTRIC POWER COMPANY Holdings Inc.

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

## [2G15-19] Fire Protection Chair:Hiroaki Fujiyoshi(NFI) Thu. Sep 12, 2019 4:05 PM - 5:25 PM Room G (Common Education Bildg. 2F C22) [2G15] Development of Cable Tray Fire Modeling in Zone Code \*Koji Tasaka<sup>1</sup>, Koji Shirai<sup>1</sup>, Junghoon Ji<sup>1</sup>, Toshiko Udagawa<sup>2</sup> (1. CRIEPI, 2. WDB Co., Ltd.) 4:05 PM - 4:20 PM [2G16] Development of Cable Damage Criteria from High Temperature Gas Induced by High Energy Arc Fault \*Yasunori Nagata<sup>1</sup>, Koji Shirai<sup>1</sup>, Junghoon Ji<sup>1</sup>, Koji Tasaka<sup>1</sup>, Tsukasa Miyagi<sup>1</sup>, Mikimasa Iwata<sup>1</sup> (1. CRIEPI) 4:20 PM - 4:35 PM [2G17] Proposal of evaluation method to prevent from HEAF fire for low and high voltage electrical cabinets \*KOJI SHIRAI<sup>1</sup>, Koji Tasaka<sup>1</sup>, Junghoon JI<sup>1</sup>, Tsukasa Miyagi<sup>1</sup>, Mikimasa Iwata<sup>1</sup> (1. Central Research Institute of Electric Power Industry) 4:35 PM - 4:50 PM [2G18] Improvement of fireproof performance by sealing the fire-retardant sheet on glove box panels \*Kohei Kawasaki<sup>1</sup>, Kenta Shinada<sup>1</sup>, Naritoshi Okamoto<sup>1</sup>, Takayoshi Makino<sup>1</sup> (1. JAEA) 4:50 PM - 5:05 PM [2G19] Improvement of fireproof performance by sealing the fire-retardant sheet on glove box panels \*Kenta Shinada<sup>1</sup>, Kohei Kawasaki<sup>1</sup>, Takayoshi Makino<sup>1</sup>, Naritoshi Okamoto<sup>1</sup> (1. Japan Atomic Energy Agency) 5:05 PM - 5:20 PM

## ゾーンコードにおけるケーブル火災モデルの開発 (1) FLASH-CAT モデルの導入

Development of Cable Tray Fire Modeling in Zone Code

(1) Introduction of FLASH-CAT Model

\*田坂 光司<sup>1</sup>, 白井 孝治<sup>1</sup>, 池 正熏<sup>1</sup>, 宇田川 敏子<sup>2</sup> 「電中研, <sup>2</sup>WDB 株式会社

火災 PRA において、ケーブル火災の詳細解析を行う場合、ケーブルトレイ火源のモデル化が必要となる。 本報では、米国のケーブルトレイ火源モデル FLASH-CAT (<u>Fla</u>me <u>Spread</u> over <u>Horizontal</u> <u>Cable</u> <u>Trays</u>)を調 査し、改良中のゾーンコード BRI2002 に導入することで、FLASH-CAT の適用に関する留意点を抽出した。

キーワード: 火災 PRA, ゾーンコード, ケーブル火災, 発熱速度, FLASH-CAT

#### 1. はじめに

FLASH-CAT<sup>[1]</sup>とは、水平ケーブルトレイ(以下、トレイ)の暴露火災を想定し、 鉛直・水平方向に対する火炎伝播と火災成長を考慮することで、トレイ火源の経時 的な発熱速度を予測するモデルである。

#### 2. FLASH-CAT モデルの概要

図1に、FLASH-CATの模式図を示す。モデルの前提条件として、着火源はトレイの直下に存在し、鉛直方向の火炎伝播パターンはV字形を想定している。主な入カパラメータは、ケーブル重量と長さ、非金属材質の質量分率、トレイ毎の着火時間、上方火炎伝播角度,燃焼速度,水平火炎伝播速度、有効燃焼熱である。なお、トレイ火源の総合的な発熱速度Q(t) [kW]は、経時的な火炎伝播とケーブルの燃え尽きによるトレイ燃焼面積の増減を考慮した上で、式(1)から算出される。

 $\dot{Q}(t) = \dot{Q}_{burner}(t) + A(t) \cdot \dot{q}_{avg}^{"}$ 式(1) ここで、 $\dot{Q}_{burner}(t)$ は着火源の火災強度 [kW]、A(t)はトレイの燃焼面積 [m<sup>2</sup>]、  $\dot{q}_{avg}^{"}$ はケーブルタイプ毎の平均発熱速度 [kW/m<sup>2</sup>]を表す。なお、 $\dot{q}_{avg}^{"}$ は、 ケーブルトレイの着火時間や着火位置に依存する。

#### 3. モデル適用の留意点とモデル改良に関する考察

鉛直方向への火炎伝播に関して、トレイ毎の着火時間(燃焼開始時間)は、着 火源の燃焼開始から5分(1段目),9分(2段目),12分(3段目),14分(4段 目),15分(5段目),16分(6段目)…,のタイムセットで入力するため、着火 源の火災強度に応じたトレイの着火時間や火災成長を考慮しておらず、発熱速度 の予測結果に大きく影響する。また、水平方向への火炎伝播速度(VH)は、ケ ーブルタイプ毎に一定値で与えるため、必然的にトレイの両端まで火炎が伝播す ることになる。これらの扱いは実現象との大きな乖離になるため(図 2)、トレ イ毎の着火時間や水平火炎伝播速度については、より物理的な扱いが可能となる よう、現行モデルの改良が必要である。

#### 4. 結論

現行の FLASH-CAT は有益なモデリングアプローチと考えられるが、火炎伝播 に関するモデル改良に加えて、区画火災における適用性の検証が課題である。

#### 参考文献

[1] McGrattan K and others (2012), "CHRISTIFIRE Phase 1: Horizontal Trays", NUREG/CR-7010, Vol.1, US.NRC.

[2] P. Zavaleta, et.al, "Cable tray fire tests in a confined and mechanically ventilated facility", fire and materials, 2017[3] Pascal Z. and Tarek B. Fire Technology, 55, 233-255, 2019

\*Koji Tasaka<sup>1</sup>, Koji Shirai<sup>1</sup>, Junghoon Ji<sup>1</sup> and Toshiko Udagawa<sup>2</sup>

<sup>1</sup> CRIEPI, <sup>2</sup> WDB Co., Ltd.







## 高エネルギーアーク故障(HEAF)による高温ガスに対する ケーブルの損傷基準の開発

#### (1) 非難燃ケーブルの空気中アーク暴露試験

Development of Cable Damage Criteria from High Temperature Gas Induced by High Energy Arc Fault

(1) Arc Exposure Test in Atmosphere Condition for Non-Flame Retardant Cable

\*長田 泰典 ', 白井 孝治 ', 池 正熏 ', 田坂 光司 ', 宮城 吏 ', 岩田 幹正 '

1電力中央研究所

低・高圧電気盤の HEAF (High Energy Arc Fault) による高温ガスが噴出した際、周辺の機器(例えば、 ケーブル)に及ぼす影響を評価する必要がある。本研究では、垂直に設置した 2 つの銅電極棒の間にアー クを発生させ、非難燃ケーブルへの瞬時熱エネルギーとケーブル被覆材の損傷形態の関係を明らかにした。

キーワード:高エネルギーアーク故障, HEAF 火災,非難燃ケーブル,瞬時熱エネルギー,損傷基準

#### 1. はじめに

HEAF 発生時の電気盤周辺に対する影響範囲(ZOI: Zone of Influence)については、米国の HEAF 事例分 析に基づく画一的な評価指標<sup>[1]</sup>しか存在せず、国内の電気盤特性(アークエネルギー)に応じた ZOI 評価 手法の開発が求められている。本報では、空気中のアーク放電に非難燃 CV ケーブル(以下、非難燃ケー ブル)を暴露し、アーク発生後の瞬時熱エネルギーE<sub>ins</sub>を測定し、ケーブル被覆材の損傷状態を確認した。

#### 2. 試験条件

試験時の電圧は約 6.9 kV、周波数 50 Hz、電流は 10 kA~35 kA、通電時間は 0.1 s~1.0 s、アークエネルギ ーE<sub>arc</sub> の最大値は 20 MJ とした。ターゲットは非難燃ケーブル(導体サイズ 14 mm<sup>2</sup>、3 芯一括シース型)と し、アーク発生点からの離隔距離 0.3 m, 0.5 m, 0.9 m, 1.5 m に設置し、熱量計と合わせて空気中のアーク放 電に対して暴露した(ただし、離隔距離 0.3 m, 0.5 m は熱量計を設置せず)。その他、試験前後でケーブル 線間の絶縁抵抗値を測定(電圧 500 V)し、アーク暴露後のケーブル損傷状態の評価指標とした。

#### 3. 試験結果

図1に、本試験のE<sub>ins</sub>とE<sub>arc</sub>についてアーク発生点からの離隔距離dで 整理した結果とE<sub>ins</sub>の理論曲線を示す。本試験条件の範囲で暴露した全て の非難燃ケーブルは着火せず、線間の絶縁抵抗値についても、試験前後で 高い値(1000 MΩ以上)を維持する結果となった。

また、E<sub>ins</sub>の理論曲線と本試験データの間に見られる差異は、アークエ ネルギーの損失(熱以外の要素としての放出)によるものと考えられる。

#### 4. 結論





EinsとEarcの関係

ブル被覆材表面の一部溶融痕・炭化(Eins:175~1530 kJ/m<sup>2</sup>)の損傷は見られたが、空気中アーク暴露後の非 難燃ケーブルへの着火はなく、ケーブル線間の絶縁抵抗値にも変化がないことを明らかにした。

#### 参考文献

[1] US.NRC (2005), "High Energy Arcing Faults" Appendix M, NUREG/CR-6850, Vol.2

\* Yasunori Nagata<sup>1</sup>, Koji Shirai<sup>1</sup>, Junghoon Ji<sup>1</sup>, Koji Tasaka<sup>1</sup>, Tsukasa Miyagi<sup>1</sup> and Mikimasa Iwata<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Central Research Institute of Electric Power Industry

2019年秋の大会

## 低・高圧電気盤の HEAF 火災発生防止評価手法の提案

Proposal of evaluation method to prevent from HEAF fire for low and high voltage electrical cabinets

\*白井 孝治 ',宮城 吏 ',田坂 光司 ',池 正熏 ',岩田 幹正 '

1電力中央研究所

当所の大容量電力短絡試験設備を用いて、実規模大の低圧電気盤および高圧電気盤を対象とした内部アーク試験 を実施し、HEAF(高エネルギーアーク故障)火災に至る条件は、アーク放電時に放出されるアークエネルギー量 Earc に依存し、電気盤の種類により、そのしきい値が異なることを明らかにした。

キーワード: 高エネルギーアーク故障、HEAF 火災、電気盤、内部アーク試験、アークエネルギー

1. 目的 電気設備の故障による短絡等に起因してアーク放電が発生(HEAF)した場合、加熱された空気が電気 盤外あるいは隣接した電気盤内に噴出し、隣接機器が損傷するだけなく HEAF 火災に至る懸念がある。原子力発 電所内で HEAF 火災が発生した場合、周辺機器の安全性に大きく影響するため、実規模大の電気盤内部でアーク 放電を発生させる試験(内部アーク試験:図1)を実施し、HEAF 火災発生防止評価手法を提案する。

2. 内部アーク試験 図1に、代表的な各種高圧電気盤を対象と して、アーク継続時間をパラメータとした内部アーク試験結果 示す。 $E_{arc}$ (MJ)は通電時間 $t_{arc}$ に比例して増大し、しきい値を超え ると HEAF 火災に至ることがわかる。また、試験では三相短絡 電流条件における電圧や電流を測定し、アーク電圧  $V_{arc}$ (対地 電圧の三相合計値)や $E_{arc}$ を求めた。 $V_{arc}$ は概ね一定の値となり、 高圧電気盤の平均値は 1.33kV、低圧電気盤の平均値は、パワー センター (P/C) の場合 0.467kV、モータコントロールセンター (MCC) の場合 0.675kV となった。

<u>3. HEAF 火災発生防止評価手法</u> HEAF 火災の発生有無は E<sub>arc</sub> に依存することを踏まえ、HEAF 火災に進展しないアークエ ネルギーの設計値 E<sub>design</sub> (MJ)を設定すること(表1参照)によ り、評価式(1)を用いて HEAF 火災に至らないアーク発生時間 t<sub>design</sub> (s)が求められる。

 $t_{desgin} = E_{design} / (V_{arc} \times 0.9 \times I_{rms})$ ······(1) ここで、 $V_{arc}$ は内部アーク試験で得られたアーク電圧(kV)、 $I_{rms}$ (kA)は当該電気盤内において三相短絡故障によりアークが発 生した場合の短絡電流(実効値)である。

<u>4. 結言</u> 実規模大の各種低・高圧電源盤を用いた内部アーク 試験に基づき、HEAF 火災に進展しないアークエネルギー継 続時間を算定する HEAF 火災発生防止評価手法を提案した。

参考文献 1) 白井他, 電中研報告 O16001 (2017)

- 2) 宮城他,電中研報告 O18002 (2018)
- 3) 白井他, 電中研報告 O18003 (2018)

\*Koji SHIRAI<sup>1</sup>, Tsukasa MIYAGI<sup>1</sup>, Koji TASAKA<sup>1</sup>, Junghoon JI<sup>1</sup>, Mikimasa IWATA<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Central Research Institute of Electric Power Industry



図1 MCC の内部アーク試験



図2高圧電気盤のHEAF 火災試験結果

表1HEAF	火災に至らない	E <sub>arc</sub> の	しきい値
--------	---------	--------------------	------

電気盤タイプ	しきい値
高圧電気盤	25MJ
高圧電気盤(D/G 接続)	16MJ
低圧電気盤(P/C)	18MJ
低圧電気盤(MCC)	4.4MJ

## グローブボックス窓板の難燃シート貼付による火災損傷防止対策 (1) 火災による影響評価

Improvement of fireproof performance by sealing the fire-retardant sheet on glove box panels

(1)Influence of burning on glove box panels

浩平1,品田 健太1,牧野 崇義1,岡本 成利1 \*川崹 1日本原子力研究開発機構

核燃料物質を取り扱うグローブボックスの火災損傷防止対策として、アクリル樹脂製の窓板に不燃又は難 燃シートを貼り付ける対策を検討した。本研究では、不燃又は難燃シートをアクリル板に貼り付けた状態で 燃焼試験及び火災想定試験を実施し、火災損傷防止効果を評価した。

キーワード:グローブボックス、アクリル窓板、不燃シート、難燃シート、燃焼試験、火災損傷防止対策

#### 1. 緒言

原子力機構プルトニウム燃料施設では、グローブボックスの火災損傷防止を目的として、可燃性に区分さ れるアクリル樹脂製の窓板に透明な不燃又は難燃シートを貼り付ける対策を進めている。本研究では、不燃 又は難燃規格を有する不燃又は難燃シートを貼り付けたアクリル板について、米国規格 UL94-5V の試験方法 を参考とした燃焼試験及び小規模の火災想定試験を実施し、本対策の火災損傷防止効果を評価した。

#### 2. 試験方法

3. 試験結果·考察

試験片は不燃又は難燃シートを貼り付けたアクリル板の他、比較のため アクリル単板 (PMMA) 及び難燃性のポリカーボネート単板 (PC) を使用し た。UL94-5Vを参考として、水平固定した試験片の下方からバーナーにて断 続的に 5 秒間を 5 回接炎する断続燃焼試験及び垂直固定した試験片の側方 からバーナーにて連続的に90秒間接炎する連続燃焼試験を実施した。Fig.1 に連続燃焼試験の概略図を示す。また、火災想定試験は垂直固定した試験片 の下部側方に、金属容器(φ30cm)に収納した希釈エタノール(質量濃度62%、 総重量 1.5kg) を着火し 30 分間接炎した。これらの試験片の自己消火性(燃 焼時間 60 秒以下)、開孔の有無及び損傷範囲等を比較し、火災損傷防止効果 を評価した。



90秒 連続接炎 Fig.1 連続燃焼試験の概略図

# 連続燃焼試験の結果、バーナー離炎後の燃焼時間は PMMA が 60 秒を超過 したが、不燃又は難燃シート貼付アクリル板及び PC は 60 秒以下で自己消



損傷幅:48~53mm アクリル板







不燃シート貼付アクリル板 難燃シート貼付アクリル板 Fig. 2 連続燃焼試験の試験片損傷範囲

火災想定試験の結果、全ての試験片について着火しないことを確認した。 また、シートの剥離は、接炎近傍の部分的な剥離に留まっていることを確認 した。

く、シートの剥離は接炎近傍の部分的に留まっていることを確認した。

火したことを確認した。試験片の損傷範囲を Fig. 2 に示す。最大損傷幅は PMMA が 53 mm、PC が 62 mm であるが、不燃シート貼付アクリル板は 20 mm、難燃シート貼付アクリル板は 50 mm となり、PMMA、PC よりも損傷 幅が小さいことを確認した。また、全ての試験片について貫通する開孔は無

本研究により、不燃又は難燃シートをアクリル樹脂製の窓板に貼り付けることによって、接炎しても自己 消火し、アクリル板の損傷を軽減する効果を確認したことから、火災損傷防止対策として有効であると評価 する。

\*Kohei Kawasaki<sup>1</sup>, Kenta Shinada<sup>1</sup>, Takayoshi Makino<sup>1</sup> Naritoshi Okamoto<sup>1</sup>,

<sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency

## グローブボックス窓板の難燃シート貼付による火災損傷防止対策 (2)使用環境による影響評価

Improvement of fireproof performance by sealing the fire-retardant sheet on glove box panels (2) Influence of usage conditions on glove box panels

\*品田 健太<sup>1</sup>,川﨑 浩平<sup>1</sup>,牧野 崇義<sup>1</sup>,岡本 成利<sup>1</sup>

1日本原子力研究開発機構

核燃料物質を取り扱うグローブボックスの火災損傷防止対策として、アクリル樹脂製の窓板に不燃又は難 燃シートを貼り付ける対策を検討した。本研究では、グローブボックスの使用環境において想定される γ線 及び紫外線を照射し不燃又は難燃シートの性能への影響を評価した。

キーワード: グローブボックス、アクリル窓板、不燃シート、難燃シート、γ線、紫外線、火災損傷防止対策

#### 1. 緒言

原子力機構プルトニウム燃料施設では、グローブボックスの火災損傷防止を目的として、可燃性に区分さ れるアクリル樹脂製の窓板に透明な不燃又は難燃シートを貼り付ける対策を進めている。本対策においては、 グローブボックスの使用環境に存在する核燃料物質からのγ線や近傍にある蛍光灯からの紫外線に長期間曝 露される。このため、本研究では、不燃又は難燃規格を有するシートに対してグローブボックスの使用環境 において想定されるγ線又は紫外線を照射し、不燃又は難燃性能、視認性及び機械強度への影響について評 価した。

#### 2. 試験方法

γ線は、線源<sup>60</sup>Co用いて吸収線量をパラメータとした 0.2~2.8 kGy を 照射した。紫外線は、促進耐候性試験機を用いて紫外線量 2765 J/cm<sup>2</sup> を 照射した。γ線又は紫外線照射後における不燃シートの不燃性能は、建 築基準法の規定に基づく不燃材料の不燃性能試験(発熱性試験)、難燃 シートの難燃性能は、米国規格 UL94-V 試験を実施し評価した。視認性 は、可視光線透過率の測定及び目視による変色を確認し評価した。機械 強度は、JIS K7127 に基づく引張試験を実施し評価した。

#### 3. 試験結果·考察

γ線照射後の結果について、不燃シートは不燃性能、難燃シートは難 燃性能(分類 V-0)を満足することを確認した。また、難燃シートの UL94-V 試験における吸収線量と燃焼時間の関係を Fig.1 に示す。離炎後の燃 焼時間は 0.6~0.7sec と顕著な変化はない。γ線照射後の可視光線透過 率は照射前と同等の 89~92%、また変色もなく視認性への影響はないこ とを確認した。γ線照射後の引張破断応力は、未照射の試験片に対して 不燃シートは最大 3%低下、難燃シートは最大 5%低下であり顕著な変化 がないことを確認した。吸収線量と引張破壊応力の関係を Fig.2 に示す。





Fig.2 吸収線量-引張破壊応力の関係図

紫外線照射後の結果について、不燃シートは不燃性能、難燃シートは難燃性能(分類 V-0)を満足すること を確認した。また、紫外線照射後のシート色は僅かな淡黄色への変色を確認したが、可視光線透過率は照射 前と同等の 90% であり、視認性への影響はないことを確認した。

本研究により、使用環境において想定される範囲のγ線照射及び紫外線照射による不燃又は難燃シートの 性能への影響はないことを確認し、先の発表(1)の結果を踏まえて、本対策は有効であると判断した。

\*Kenta Shinada<sup>1</sup>, Kohei Kawasaki<sup>1</sup>, Takayoshi Makino<sup>1</sup>, Naritoshi Okamoto<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency

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

## [2G20-22] Tornado Safety

Chair:Yuzuru Eguchi(CRIEPI)

Thu. Sep 12, 2019 5:25 PM - 6:15 PM Room G (Common Education Bildg. 2F C22)

## [2G20] Investigation on validity of BRL formula by steel plate perforation test using high speed projectiles

\*Kosuke NAMBA<sup>1</sup>, Masuhiro BEPPU<sup>2</sup>, Shori HAMADA<sup>2</sup>, Koji SHIRAI<sup>1</sup>, Yuzuru EGUCHI<sup>1</sup> (1. CRIEPI, 2. National Defense Academy of Japan)

5:25 PM - 5:40 PM

## [2G21] Development of high strength lightweight net using aramid fiber for tornado missile

\*Kosuke Aizawa<sup>1</sup>, Masaru Ishimaru<sup>1</sup>, Shigetaka Maeda<sup>1</sup>, Taiichi Okada<sup>2</sup>, Megumi Hirose<sup>2</sup>, Yukihiro Kumagai<sup>3</sup>, ShingO Isaka<sup>3</sup> (1. JAEA, 2. DU PONT-TORAY, 3. Maeda Kosen) 5:40 PM - 5:55 PM

# [2G22] Development of high strength lightweight net using aramid fiber for tornado missile

\*Masaru ISHIMARU<sup>1</sup>, Kosuke AIZAWA<sup>1</sup>, Shigetaka MAEDA<sup>1</sup>, Taiichi OKADA<sup>2</sup>, Megumi HIROSE<sup>2</sup>, Yukihiro KUMAGAI<sup>3</sup>, Shingo ISAKA<sup>3</sup> (1. JAEA, 2. DU PONT-TORAY, 3. Maeda Kosen) 5:55 PM - 6:10 PM

2019年秋の大会

## 鋼板貫通試験による BRL 式の妥当性検討

Investigation on validity of BRL formula by steel plate perforation test using high speed projectiles

\*南波 宏介 1, 別府 万寿博 2, 濱田 匠李 2, 白井 孝治 1, 江口 譲 1

1電中研,2防衛大

板厚 4.5mm~12mm の SS400 鋼板に対し、質量 6kg~11.5kg の飛翔体を衝突速度 30~95m/s の範囲で衝突 させる鋼板貫通試験を実施し、貫通が生じる衝突条件を把握した。既往の鋼板貫通限界厚評価式である Ballistic Research Laboratory's Formula (以下、BRL 式)と実験結果を比較し、BRL 式の妥当性を検討した。 キーワード: 竜巻飛来物, 鋼板, 貫通, BRL 式

1. 緒言: 竜巻飛来物の衝突を受ける鋼板構造物の構造健全性評価では、構造物の部材厚が既往の鋼板貫通限 界厚評価式による算定値を満足することを確認している。一方、BRL 式の詳細な適用条件については明確に なっていない点があり、竜巻飛来物で想定される質量や速度域における評価式の妥当性を確認する必要があ ることから、二機関(電中研、防衛大)で飛翔体の質量や衝突速度を変化させた鋼板貫通試験を実施した。

#### 2. 試験概要

2-1. 試験条件:実験は二機関がそれぞれ所有する圧縮空気式試験設備を用いて実施した。図1に、試験設備の概要を示す。実験では、圧縮空気を用いて加速管内に飛翔体を射出し、加速管延長上に設置した鋼板中央に垂直方向から衝突させた。鋼板はロの字型の鋼製枠に固定され、鋼製枠の開口部(鋼板の有効寸法)は、一辺1000mm(電中研)または850mm(防衛大)である。飛翔体は質量6kg,8.4kg,11.5kgのものを使用し、飛翔体先端部は外径50mmの中実円柱または接触面が中空の剛な擬似パイプである。衝突速度は30~95m/sの範囲で実施した。なお、上記2種の先端部では鋼板の応答に影響が見られないことを確認している<sup>1)</sup>。

2-2. 評価方法:式(1)に BRL 式を示す。BRL 式では飛翔体質量 m (kg)、衝突速度 v (m/s)、飛来物直径 d (m)、

材質に関する定数 *K*(=1)を用いて、鋼板の貫通限界厚 さ*t*(m)を算出する。評価では、BRL 式により算出さ れる貫通限界厚と鋼板厚さを比較し、貫通の有無を判 定した。

$$t^{\frac{3}{2}} = \frac{0.5mv^2}{1.4396 \times 10^9 K^2 d^{3/2}} \tag{1}$$

3. 結果・考察: BRL 式による評価では、vに高速度カ メラを用いて飛翔体推移画像から算出した衝突直前 の衝突速度を、d および m に実験で使用した飛翔体諸 元から先端部外径(d=0.05m)、飛翔体質量(m=6kg, 8.4kg, 11.5kg)を適用した。図2に、BRL 式による鋼 板限界厚さの判定結果を示す。横軸は衝突速度の実測 値、縦軸は鋼板厚さの実測値である。いずれの試験に おいても、BRL 式は実験結果(貫通/非貫通)と一致 しており、BRL 式は適切に鋼板の貫通の有無を判定で きるものと考えられる。

1) 吉田,南波.先端形状の異なる飛来物の鋼板貫通に関する基礎的検討,日本原子力学会2018秋の大会,2P05,2018



\*Kosuke NAMBA<sup>1</sup>, Masuhiro BEPPU, Shori HAMADA, Koji SHIRAI and Yuzuru EGUCHI

<sup>1</sup>Central Research Institute of Electric Power Industry, <sup>2</sup>National Defense Academy of Japan

## アラミド繊維を用いた軽量・高強度な竜巻飛来物防護ネットの開発 (1)計画及び方針

Development of high strength lightweight net using aramid fiber for tornado missile

(1) Development plan and policy

\*相澤 康介<sup>1</sup>, 石丸 卓<sup>1</sup>, 前田 茂貴<sup>1</sup>, 岡田 泰一<sup>2</sup>, 廣瀬 めぐみ<sup>2</sup>, 熊谷 幸博<sup>3</sup>, 井坂 慎吾<sup>3</sup> <sup>1</sup>原子力機構,<sup>2</sup>東レ・デュポン,<sup>3</sup>前田工繊

軽量・高強度化を指向し、竜巻飛来物防護ネットにアラミド繊維を適用した。スケールモデルを用いたロー プ単体試験やネット形状静的載荷試験等を実施し、飛来速度 52m/s の乗用車の飛来物衝撃に対して、φ30mm のアラミド繊維製ロープをラッセルネットにより拘束した体系を構築することを開発方針とした。 キーワード: 竜巻飛来物、防護ネット、アラミド繊維

#### 1. 緒言

原子力施設における竜巻飛来物防護対策の一つとして、防護ネットの設置がある。軽量・高強度化を指向 し、アラミド繊維を用いた竜巻防護ネットの開発を進めている。本稿では、当該開発の計画・アプローチと ともに、アラミド繊維製ロープの単体試験及び複数のネット形状での静的載荷試験等の結果を踏まえたネッ ト仕様の最適化に係る開発方針を示す。

#### 2. 開発計画・アプローチ

竜巻飛来物の想定を飛来速度 52m/s の乗用車(想定衝撃荷重 2700kN)とした上で、防護ネットのロープ材 質をアラミド繊維とし、当該ネットの軽量化を実現する。なお、当該飛来速度は、竜巻最大風速 100m/s を条 件に、電力中央研究所開発の TONBOS コード[1]を用いて評価した結果である。ここでは、開発アプローチの 第1ステップとして、スケールモデルを用いたロープ単体試験やネット形状静的載荷試験を実施し、ネット 仕様の最適化に係る開発方針を策定する。第2ステップでは、小規模な動的試験を実施し、静的試験結果と の整合性を確認した上で、想定竜巻飛来物衝突を模擬した動的試験及びシミュレーションによりネット仕様 を決定する。

#### 3. ロープ単体試験及びネット形状静的載荷試験

アラミド繊維製ロープ単体の両端を固定し、ロープ中心に静的載荷 することで、当該ロープが、ロープ規格値(事前の引張試験により評 価された許容値)と同程度の応力で破断することを確認した。

また、「①ロープ編込み:無」、「②ロープ編込み:有」、「③ロープ編 込み:無+ラッセルネット拘束:有」の3ケースで静的載荷試験を行 い、ロープ間の応力伝達特性を把握した(試験例:図1参照)。矩形板 を用いてネット中心付近9点に静的載荷した結果を図2に示す。載荷 荷重増加に追従しネット変位も増大するが、ロープ交点がフリーであ る「①」では、ロープ交点が拘束された「②」や「③」と比較して、 同じ荷重に対して変位が大きく、破断点(データ右端点)が低い。ま た、「②」と「③」では、変位挙動及び破断点が概ね同一であった。こ れらの結果より、ロープ交点を拘束しない場合には応力伝達特性が劣 り、破断点が低くなるが、ラッセルネットにより拘束することで、ロ ープ編込みと同程度の応力伝達特性を確保できることが確認できた。

図1 静的載荷試験例



#### 4. 結論

試験結果より、ネット仕様の最適化に係る開発方針として、飛来速 度 52m/s の乗用車の衝突で想定される衝撃荷重に対して、ロープ規格 値に基づき、 φ 30mm のロープを 200mm ピッチで配置すること、ま た、ネット形状は、局所的な応力発生を緩和し、かつ製作性に優位な 「ロープ編込み:無+ラッセルネット拘束:有」とすることを目標とした。

#### 参考文献

[1] 電力中央研究所、"竜巻による物体の浮上・飛散解析コード TONBOS の開発"、N14002、平成 26 年 6 月

\*Kosuke Aizawa<sup>1</sup>, Masaru Ishimaru<sup>1</sup>, Shigetaka Maeda, Taiichi Okada<sup>2</sup>, Megumi Hirose<sup>2</sup>, Yukihiro Kumagai<sup>3</sup> and Shingo Isaka<sup>3</sup> <sup>1</sup>JAEA, <sup>2</sup>DU PONT-TORAY, <sup>3</sup>MAEDA KOSEN

## アラミド繊維を用いた軽量・高強度な竜巻飛来物防護ネットの開発 (2) 落錘試験及びシミュレーション

Development of high strength lightweight net using aramid fiber for tornado missile

(2) weight drop method and simulation

\*石丸 卓<sup>1</sup>, 相澤 康介<sup>1</sup>, 前田 茂貴<sup>1</sup>, 岡田 泰一<sup>2</sup>, 廣瀬 めぐみ<sup>2</sup>, 熊谷 幸博<sup>3</sup>, 井坂 慎吾<sup>3</sup> <sup>1</sup>原子力機構,<sup>2</sup>東レ・デュポン,<sup>3</sup>前田工繊

アラミド繊維を適用した竜巻飛来物防護ネットの実現性を確認するため、中規模ネット(¢10mmのアラ ミド繊維製ロープを使用)を試作し、落錘試験により、当該ネットが十分な強度を有する見込みを得た。ま た、実規模ネット(¢30mmのアラミド繊維製ロープをラッセルネットにより拘束した体系)での静的載荷シ ミュレーションにより、その仕様を確定した。

キーワード: 竜巻飛来物, 防護ネット, アラミド繊維

#### 1. 緒言

原子力施設における竜巻飛来物防護対策の一つとして、防護ネットの設置がある。軽量・高強度化を指向 し、アラミド繊維を用いた竜巻防護ネットの開発を進めており、 \$\phi 30mm のアラミド繊維製ロープを 200mm ピッチで配置すること、また、ネット形状は、「ロープ編込み:無+ラッセルネット拘束:有」とすることを 目標とした。本稿では、試作品を用いた落錘試験により、動的衝撃に対するネット強度を確認するとともに、 シミュレーションにより、当該ネット仕様の成立性を検証した。

#### 2. 中規模ネット試作及び落錘試験

実規模 (ネットサイズ:  $12m \times 12m$ 、ロープ径:  $\phi$  30mm、 ロープピッチ: 200mm) に対して、中規模 (ネットサイズ: 5m×3m、ロープ径:  $\phi$  10mm、ロープピッチ: 100mm) ネ ットを試作し、落錘試験 (図 1 参照) を実施した。当該試 験では、重錘 (約 1ton)の落下高さを調整し、その運動エ ネルギーを 24.5kJ (落下高さ: 2.5m)、34.3kJ (落下高さ: 3.5m)、44.1kJ (落下高さ: 4.5m)の3ケースとした。当該 試験において、ロープの破断が生じることはなく、アラミ ド繊維を用いた竜巻防護ネットが成立する見込みを得た。

#### 3. 実規模ネットにおける静的載荷シミュレーション

実規模ネットにおける、ネットの中央部及び端部 への想定竜巻飛来物衝突に係るシミュレーション 結果を図 2 に示す。なお、事前に実施した小規模 ネット(ネットサイズ:2m×1.2m、ロープ径: φ 6mm、ロープピッチ:100mm)による静的載荷試 験及び落錘試験により、ロープ破断時の耐荷重は 概ね一致し、かつ、その静的載荷シミュレーショ ン結果が保守的な結果となることが確認できたこ とから、今回のシミュレーションでは、飛来速度 52m/sの乗用車の衝突による荷重(2,700kN)を静 的載荷として考慮した。



図1 スケールモデル落錘試験



図2 実規模ネット静的載荷シミュレーション結果

ネットの最大作用力は、ロープの規格荷重(353kN)を下回っており、ネットサイズ、ロープ径及びロープ ピッチ等に係る仕様が妥当であることを確認した。

#### 4. 結論

試作品による落錘試験及び実規模ネットに係るシミュレーションの結果から、飛来速度 52m/s の乗用車の 衝突に対する防護ネットの仕様を、「φ30mm のアラミド繊維製ロープを 200mm ピッチで配置し、各ロープ をラッセルネットで拘束したもの」に確定した。

\*Masaru Ishimaru<sup>1</sup>, Kosuke Aizawa<sup>1</sup>, Shigetaka Maeda<sup>1</sup>, Taiichi Okada<sup>2</sup>, Megumi Hirose<sup>2</sup>, Yukihiro Kumagai<sup>3</sup> and Shingo Isaka<sup>3</sup>

<sup>1</sup>JAEA, <sup>2</sup>DU PONT-TORAY, <sup>3</sup>Maeda Kosen

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

## [2H01-04] Reactor Pressure Vessel

Chair:Katsuhiko Fujii(INSS) Thu. Sep 12, 2019 10:45 AM - 11:55 AM Room H (Common Education Bildg. 2F B21)

[2H01] FY2018 Investigation for Improvement of Evaluation Method of Irradiation Effects on Reactor Pressure Vessel and Core Internals \*Masato Yamamoto<sup>1</sup>, Tomohiro Kobayashi<sup>1</sup> (1. CRIEPI) 10:45 AM - 11:00 AM

- [2H02] FY2018 Investigation for Improvement of Evaluation Method of Irradiation Effects on Reactor Pressure Vessel and Core Internals \*Kenji Nishida<sup>1</sup>, Tomohiro Kobayashi<sup>1</sup> (1. CRIEPI) 11:00 AM - 11:15 AM
- [2H03] FY2018 Investigation for Improvement of Evaluation Method of Irradiation Effects on Reactor Pressure Vessel and Core Internals \*Tomohiro Kobayashi<sup>1</sup>, Kenji Nishida<sup>1</sup>, Masato Yamamoto<sup>1</sup> (1. CRIEPI) 11:15 AM - 11:30 AM
- [2H04] FY2018 Investigation for Improvement of Evaluation Method of Irradiation Effects on Reactor Pressure Vessel and Core Internals \*Yuichi Miyahara<sup>1</sup>, Kenji Nishida<sup>1</sup>, Siwei Chen<sup>1</sup> (1. CRIEPI) 11:30 AM - 11:45 AM

## 平成 30 年度原子炉圧力容器及び炉内構造物の照射影響評価手法の高度化 (1) Zion 発電所 1 号機圧力容器廃炉材の板厚方向破壊靭性分布

FY2018 Investigation for Improvement of Evaluation Method of Irradiation Effects on Reactor Pressure Vessel and Core Internals

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

\*山本 真人 1、小林 知裕 1

1電力中央研究所

米国で廃炉となった Zion 発電所1号機の圧力容器母材に対する破壊靭性試験により、表面近傍では中央 部より破壊靭性が高く、また内面から外面に向けては照射量に応じ破壊靭性が漸増する分布を確認した。 キーワード:原子炉圧力容器鋼、廃炉材、破壊靭性、マスターカーブ法、超小型 C(T)試験片

#### 1. 緒言

加圧熱衝撃(PTS)事象等に対する健全性評価部位である圧力容器内面近傍は、照射脆化監視試験片<sup>[1]</sup>の採取位置である板厚の 1/4 厚さと比べて破壊靭性の実力値が高い可能性がある。外形寸法 4×10×9.6mm の Mini-C(T)試験片を用いたマスターカーブ法(MC法)破壊靭性評価<sup>[2]</sup>により 15 有効炉年の商用運転後に廃却 された実機圧力容器母材<sup>[3]</sup>の板厚方向の破壊靭性分布を明らかにした。

#### 2. 実験

210mmの板厚を17層に分割し、T-L 方位の13層、L-S 方位の10層から各18個の Mini-C(T)試験片を製作した。延性-脆性遷移温度域の破壊靭性の評価指標である参照温度 T。を MC 法にて評価した。

#### 3. 結果

全ての層で有効な  $T_o$ が得られた(図 1)。T-L 方位、L-S 方 位で顕著な差は無かった。図中の破線は、照射量の板厚方 向減衰計算に基づく  $\Delta RT_{NDT}$ <sup>[1]</sup>の計算結果と 1/4 厚さ位置の  $T_o$ 実測値から推定した、 $T_o$ の分布である。1/4~3/4 厚さの 板厚中央部は破線と実測値がよく一致した。内外表面の近 傍で両者は乖離し、実測値の  $T_o$ が低い(靭性が高い)傾向 を示した。これは板厚方向の初期靭性分布によるものであ り、廃炉後の実機でも表面近傍で高い靭性が保たれていた ことを示す。PTS 事象で評価対象となる内面近傍では両者 の乖離は大きい。例えば 10mm 位置では最大 50℃程度の差 があり、監視試験結果から得られる 1/4 厚さ位置の靭性を 用いる現行の PTS 評価は大きな保守性を有することを示す。

#### 参考文献

[1] 日本電気協会規程 JEAC4201-2007(2013)

- [2] Yamamoto, et al., ASTM STP1576, STP157620140020 (2015)
- [3] Rosseel, et al., ORNL/TM-2016/240(2016)

\*Masato Yamamoto1 and Tomohiro Kobayashi1

<sup>1</sup>Central Research Institute of Electric Power Industry



本成果は、経済産業省資源エネルギー庁の平成 30年度原子力の安全性向上に資する共通基盤 整備のための技術開発事業(原子炉圧力容器及 び炉内構造物の照射影響評価手法の高度化)に より得られたものである。

## 平成 30 年度原子炉圧力容器及び炉内構造物の照射影響評価手法の高度化 (2) Zion 発電所1号機圧力容器廃炉材の板厚方向金属組織および硬さ分布評価

FY2018 Investigation for Improvement of Evaluation Method of Irradiation Effects on Reactor Pressure

#### Vessel and Core Internals

(2) Through-wall distributions of metallographic structure and hardness of decommissioned Zion Unit 1

reactor pressure vessel steel

\*西田 憲二1、小林 知裕1

1電力中央研究所

廃炉になった米国Zion1号機から採取された圧力容器母材の板厚方向の金属組織および硬さの分布を調べた。 材料の何れの位置においてもニッケル、マンガン、モリブデン等の元素が圧延方向に沿って筋状に濃化して いた。また、内表面近傍はクラッド溶接による熱影響部を有していた。硬さは内表面近傍が最も硬く 15mm より深くなると板厚方向の距離に応じて徐々に低下するが、化学組成は距離に依らず一定であった。

#### キーワード:圧力容器鋼、板厚方向分布、金属組織、ビッカース硬さ、廃炉材

1. 緒言

前報では、IAEA 標準材の JRQ 材の板厚方向各部における金属組織を詳細に調査し、板厚表面近傍と内部 では組織が異なることを報告した[1]。本研究では、米国で廃炉となった Zion 発電所 1 号機の圧力容器母材の 板厚方向各部から採取した材料を対象に金属組織および硬さの分布を調べた。

#### 2. 実験

Zion 発電所1号機の210mm厚さの圧力容器母材を板厚方向に対して17層に分割し、容器内表面側から1、2、3、4、5、7、13および17層目の計8材料に対して、金属組織観察、EPMA分析およびビッカース硬さ試験を行った。材料は銅を0.11wt%含むA533B鋼で、中性子照射量は、クラッド溶融境界で7.0×10<sup>18</sup> n/cm<sup>2</sup>(E>1 MeV)である。

#### 3. 結果

板厚表面近傍を含む全てのレイヤーで圧延方向に対し て平行で筋状に伸びた組織が観察された。また、最も内表 面のレイヤー1ではクラッド溶接による粗粒、細粒部から 成る溶接熱影響部が確認された。硬さはクラッド溶融境 界付近が最も硬く、15mm 深さまで急激に低下し、それよ り深い領域では外表面に向けて徐々に低下する傾向を示 した(図1)。EPMAによる分析から、全てのレイヤーの 筋状の組織にはニッケル、マンガン、モリブデン等の元素 が偏析しており、その程度は板厚中央部が外側よりも僅 かに大きかった。一方で、レイヤー毎の平均化学組成は板 厚方向深さに依らずほぼ一定であった。



本成果は、経済産業省資源エネルギー庁の平成30年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業(原子炉圧力容 器及び炉内構造物の照射影響評価手法の高度化)により得られたものである。

#### 参考文献

[1] 西本他, 日本原子力学会 2018 年秋の大会, 1C17 (2018).

\* Kenji Nishida<sup>1</sup> and Tomohiro Kobayashi<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Central Research Institute of Electric Power Industry

## 平成 30 年度原子炉圧力容器及び炉内構造物の照射影響評価手法の高度化 (3) Zion 発電所1号機圧力容器廃炉材の板厚方向各部におけるミクロ組織変化

FY2018 Investigation for Improvement of Evaluation Method of Irradiation Effects on Reactor Pressure

#### Vessel and Core Internals

(3) Through-wall microstructural changes of decommissioned Zion Unit 1 reactor pressure vessel steel

\*小林 知裕1、西田 憲二1、山本 真人1

1電力中央研究所

Zion 発電所1号機の原子炉圧力容器に対するアトムプローブ分析から、容器内表面付近から外表面付近にかけて、鉄を主体にニッケル、マンガン、シリコンおよび銅を含む溶質原子クラスターが形成していることが分かった。クラスターの平均直径は2.8~2.9 nm であり、ほぼ同程度であったが、クラスター数密度および体積率は、照射量の高い内表面側に近づくにつれ高くなる傾向を示した。

#### キーワード: 圧力容器鋼、Zion 発電所1号機、廃炉材、アトムプローブ、板厚方向減衰

#### 1. 緒言

原子炉圧力容器を模擬して試験炉照射された JRQ 材に対するアトムプローブ(APT)分析から、容器の板 厚各部における脆化は、何れも溶質原子クラスター形成が主要因である[1]ことを報告した。本研究では、前 報[2]に引き続き米国で廃炉となった Zion 発電所 1 号機の圧力容器母材(Zion 材)の板厚各部から採取した 材料を対象に、APT 分析によりクラスター形成を評価すると共に、国内監視試験片および試験炉照射材との 比較から、中性子照射の板厚方向減衰がクラスター形成に及ぼす影響について検討した。

#### 2. 実験

210 mm 厚さの圧力容器母材を板厚方向に対して 17 層に分割し、容器内表面側から 1、2、3、4、5、7、13 および 17 層目の計 8 材料に対して、APT 分析を行い、クラスターの直径、数密度、体積率を評価した。これ らの材料の照射量は、容器内表面における照射量(7×10<sup>18</sup> n/cm<sup>2</sup>、E>1 MeV)と材料採取位置から、それぞ れ 6.4、5.8、5.3、4.8、4.4、3.6、1.7 および 1.0×10<sup>18</sup> n/cm<sup>2</sup>(E>1 MeV)と見積もられる。

#### 3. 結果

容器内表面付近から外表面付近の計 8 か所から採取した材料の何れも、鉄を主体にニッケル、マンガン、 シリコンおよび銅を含むクラスターが形成していた。クラスターの平均直径は 2.8~2.9 nm であり、ほぼ同程

度であったが、クラスター数密度および体積率は、照射量 の高い内表面側に近づくにつれ高くなる傾向を示した。 Zion 材および JRQ 材[1]について得られた、クラスター形成 の照射量および中性子束依存性は、国内監視試験片および 試験炉照射材で報告されている照射量および中性子束依存 性と同様の傾向であった。

本成果は、経済産業省資源エネルギー庁の平成30年度原子力の安全性向 上に資する共通基盤整備のための技術開発事業(原子炉圧力容器及び炉内 構造物の照射影響評価手法の高度化)により得られたものである。

#### 参考文献

小林他,日本原子力学会2017年秋の大会,2101 (2017).
 小林他,日本原子力学会2018年秋の大会,1C15 (2018).

\*Tomohiro Kobayashi<sup>1</sup>, Kenji Nishida<sup>1</sup> and Masato Yamamoto<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Central Research Institute of Electric Power Industry



図1 Zion 材について得られたクラスター体積率 と照射量(板厚方向位置)の関係

### 平成 30 年度原子炉圧力容器及び炉内構造物の照射影響評価手法の高度化

## (4) 試験炉照射されたオーステナイト系ステンレス鋼のミクロ組織変化と降伏強 度の相関

FY2018 Investigation for Improvement of Evaluation Methods of Irradiation Effects on Reactor Pressure Vessel and Core Internals

(4) Correlation Between Microstructural Changes and Yield Strength of Test Reactor Irradiated Austenitic

Stainless Steels

\*宮原 勇一<sup>1</sup>,西田 憲二<sup>1</sup>,陳 思維<sup>1</sup> 「電力中央研究所

高速炉および熱炉で照射されたオーステナイト系ステンレス鋼に対してアトムプローブ(APT)分析及び TEM 観察を行った。照射材の降伏強度の増分をオロワン機構に基づいて推定した結果、溶質原子クラスターの強 度因子は約 0.09 と見積もられた。

キーワード:オーステナイト系ステンレス鋼,試験炉照射,アトムプローブ,TEM,降伏強度

1. 緒言

前報<sup>[1],[2]</sup>までに高速炉と熱炉で照射されたステンレス鋼に対し、溶質原子クラスターの強度因子 α を 0.068 としたオロワン機構に基づいた降伏強度増分の推定結果について報告した。本報では、高速炉照射材と低照 射量の熱炉照射材の試験結果を追加し、溶質原子クラスターの強度因子を再評価した結果について報告する。

#### 2. 実験

高速炉(BOR-60)で照射されたステンレス鋼(CIR CP316, CIR CP304L)と熱炉(JMTR)で照射されたステンレス 鋼(JNES CP316L)に対し TEM 観察と APT 分析を行い、ブラックドットと完全転位ループ、フランクループお よび溶質原子濃化領域を定量的に評価した。溶質原子濃化領域の形状が球形に近い(ギニエ半径から求めた 体積率が濃化領域中の原子数から求めた体積率の2倍以下)もののみを溶質原子クラスターとして評価した。

#### 3. 結果

降伏強度増分の実測値と TEM 観察した欠陥による降伏強度増分の差分を溶質原子クラスターの寄与と見 做し、その差分が 100 MPa 以上のデータを用いて溶質原子クラスターの強度因子を推定した結果、主に Ni と

Si が濃化したクラスターの強度因子は約 0.09 となった。 この強度因子を用いた降伏強度増分の推定値と実測値の関係 を図 1 に示す。図中の矢印で示すデータは 2018 年度分の追加 データである。降伏強度増分の推定値と実測値は良い比例関係 を示しているが、2018 年度に追加した CIR CP316 材の 2 デー タ, JNES CP304L 材の 2 データ, JNES CP316L 材の 1 データ は、推定値が高い傾向となった。CIR CP316 材 2 データは未照 射材の降伏強度が 800 MPa 以上と高く、JNES CP304L 材の 2 データと JNES CP316L 材の 1 データは転位ループの数密度が 高く評価されたことが影響しているものと考えられる。

#### 参考文献

[1] 宮原他,日本原子力学会2017年秋の大会,2103 (2017).
 [2] 宮原他,日本原子力学会2018年秋の大会,1C16 (2018).

<sup>\*</sup>Yuichi Miyahara<sup>1</sup>, Kenji Nishida<sup>1</sup> and Siwei Chen<sup>1</sup> <sup>1</sup>CRIEPI



図1 降伏強度増分の推定値と実測値

本成果は、経済産業省資源エネルギー庁の平成 30 年度 原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術 開発事業(原子炉圧力容器及び炉内構造物の照射影響評価 手法の高度化)により得られたものである。 Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 502-1 Nuclear Materials, Degradation, Radiation Effects, and Related Technology

## [2H05-08] Irradiation Effect 1

Chair:Hideo Watanabe(Kyushu Univ.)

Thu. Sep 12, 2019 2:45 PM - 3:50 PM Room H (Common Education Bildg. 2F B21)

[2H05] Evaluation of microstructural change in electron-irradiated low alloy steels by nonlinear ultrasonic method \*Atsuko Kojima<sup>1</sup>, Katsuhiko Fujii<sup>1</sup>, Hitoshi Isida<sup>1</sup>, Koichiro Kawashima<sup>2</sup> (1. INSS, 2. Ultrasonic Materials Diagnosis Lab.) 2:45 PM - 3:00 PM [2H06] Atom probe analysis of solute clusters in low alloy steels irradiated under tensile-stress condition \*Katsuhiko Fujii<sup>1</sup>, Koji Fukuya<sup>1</sup>, Jun Uzuhashi<sup>2</sup>, Tadakatsu Ohkubo<sup>2</sup>, Kazuhiro Hono<sup>2</sup> (1. INSS, 2. NIMS) 3:00 PM - 3:15 PM [2H07] Influence of solute cluster on irradiation hearding in austenite steels \*Takaaki Mabuchi<sup>1</sup>, Takeshi Doi<sup>2</sup>, Ken-ichi Fukumoto<sup>1</sup>, Katsuhiko Fujii<sup>3</sup> (1. Univ. of Fukui, 2. KEPCO, 3. INSS)

3:15 PM - 3:30 PM

[2H08] Inhomogeneous Distribution of Ni and Si atoms in Solute Clusters in Irradiated Stainless Steels

> \*Dongyue Chen<sup>1</sup>, Kenta Murakami<sup>2</sup>, Kenji Dohi<sup>3</sup>, Kenji Nishida<sup>3</sup>, Liang Chen<sup>1</sup>, Naoto Sekimura<sup>1</sup> (1. The University of Tokyo, 2. Nagaoka University of Technology, 3. Central Research Institute of Electric Power Industry)

3:30 PM - 3:45 PM

## 非線形超音波法による電子線照射した低合金鋼のミクロ組織変化の評価

Evaluation of microstructural change in electron-irradiated low alloy steels by nonlinear ultrasonic method

\*小島 敦子<sup>1</sup>, 藤井 克彦<sup>1</sup>, 石田 仁志<sup>1</sup>, 川嶋 紘一郎<sup>2</sup>

1原子力安全システム研究所,2超音波材料診断研究所

高エネルギー電子線を照射した低合金鋼に対して、超音波非破壊材料評価法のうち水浸局部共振高調波法に より局部共振高調波振幅を測定した結果、照射量の増加に伴い高調波振幅が増加することが分かった。高調 波振幅の増加は硬さの増加と溶質クラスタの形成とよい相関を示した。

キーワード:原子炉容器鋼,中性子照射,照射脆化,非線形超音波,局部共振高調波

#### 1. 緒言

原子炉容器の照射脆化を非破壊的に評価する試みは 1990 年代から行われ、磁気的手法、熱起電力法、超音 波法等が試みられてきた。一方、原子炉容器の照射脆化の主な機構として、ナノメートル・サイズの溶質原 子クラスタとマトリックス損傷(格子間原子や空孔の集合体)の形成が考えられ、近年、3次元アトムプロ ーブ(APT)法により Cu リッチ析出物等の溶質原子クラスタの実証がなされている。前報<sup>111</sup>では、高エネル ギー電子線照射の有無により、水浸局部共振高調波法で測定した高調波振幅に差が生じることを報告した。 本研究では、電子線の照射量が異なる低合金鋼に対して、水浸局部共振高調波法による測定を実施し、照射 に伴うミクロ組織変化と高調波振幅との関係を調べた。

#### 2. 方法

供試材には、5MeVの電子線を290℃で照射した Cu 含有量が 0.12wt%の A533B 鋼で、照射量が異なる5 試料を用いた。表1に電子線照射量と試料厚さをまとめて示す。試料形状は短冊形状であり、板厚の差は2% 以下である。水浸局部共振高調波法にて3次高調波振幅の分布(3次高調波像)を測定した。3次高調波像の 取得領域に対して、硬さ測定と APT によるミクロ組織観察を実施した。

#### 3. 結論

硬さは照射量の増加とともに大きくなり、非照射試料からの最 大照射量である A-12 試料の硬さの増加量は 35HV0.5 であった。 また、APT 観察では、A-12 試料と A-7 試料でのみ溶質原子クラ スタの形成が確認された。A-12 試料では平均直径 2.4nm、数密度 2.5×10<sup>23</sup>/m<sup>3</sup>、A-7 試料では平均直径 2.0nm、数密度 2.0×10<sup>23</sup>/m<sup>3</sup>で あった。図1に、入射共振周波数 19.28MHz、励起電圧 0.4 V の条 件で測定した3次高調波像を示した。3次高調波像は、左から右 に向かって電子線照射量が大きい試料になるように配置した。照 射量の増加に伴い高調波の発生量が増加する傾向を確認した。ま た、溶質原子クラスタの形成が認められた A-12 試料と A-7 試料 において、強い3次高調波振幅が観察され、溶質クラスタ形成が 3次高調波振幅量の増加に影響していることが示唆された。

[1]藤井他、日本原子力学会 2019 年春の年、1M03、2019.

表1 試料の電子線照射量と厚さ

ID	照射量(dpa)	厚さ(mm)
A-14	0.0001	0.930
A-01	0.0009	0.917
A-06	0.0027	0.920
A-07	0.0090	0.920
A-12	0.0217	0.919



\*Atsuko Kojima<sup>1</sup>, Katsuhiko Fujii<sup>1</sup>, Hitoshi Ishida<sup>1</sup> and Koichiro Kawashima<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Institute of Nuclear Safety System, Inc., <sup>2</sup> Ultrasonic Materials Diagnosis Laboratory Ltd.

## 引張応力下照射で低合金鋼に形成する溶質クラスタのアトムプローブ分析

Atom probe analysis of solute clusters in low alloy steels irradiated under tensile-stress condition

\*藤井 克彦¹, 福谷 耕司¹, 埋橋 淳², 大久保 忠勝², 宝野 和博²

1原子力安全システム研究所,2物質・材料研究機構

照射により形成する溶質クラスタに対する引張応力負荷条件の影響を性能の異なるアトムプローブを用いて 調べた。最大 80%および 40%以下の検出効率で観察される溶質クラスタは、応力下ではともに疎な集積状態 であり、検出効率が溶質クラスタの性状の評価に大きく影響しないことが確認された。

キーワード:照射脆化、応力影響、溶質クラスタ、アトムプローブ検出効率

#### 1. 緒言

ステンレス鋼の照射組織変化に対する外部応力の効果については、転位ループやボイドの形成を促進する ことが高温照射下クリープ等の研究から知られており、応力誘起優先吸収機構(SIPA)や応力誘起優先核生 成機構(SIPN)等により説明される。しかし、低合金鋼の照射硬化のように溶質クラスタの形成を主とする 照射組織変化に対する外部応力の効果はほとんど調べられていない。我々はこれまでにイオン照射試験によ り低合金鋼の照射変化を調べ、引張負荷応力の増加に伴い硬化量は減少し、溶質クラスタおよび転位ループ のミクロ組織の発達も抑制されることを報告した[1]。ただし、溶質クラスタの観察に使用したアトムプロー ブの原子の3次元位置情報の検出効率が40%以下であり、引張応力下で形成する溶質クラスタの性状、例え ば、溶質原子のクラスタへの集まり方など、については必ずしも結論を得ることができなかった。そこで、 本研究では、原子の3次元位置情報の検出効率が最大で80%である最新のアトムプローブを用いて溶質クラ スタ観察を実施し、溶質クラスタの性状を比較検討した。

#### 2. 方法

京都大学イオン照射設備 DuET で引張応力下照射ステージを用いて、250MPa の引張応力下で Fe イオン を 290℃で 1dpa 照射した Cu 含有量 0.16wt%の A533B 鋼に形成した溶質クラスタをアトムプローブ分析し た。用いたアトムプローブは検出効率が最大 80%の CAMECA LEAP5000XS と 40%以下の EIKOS-X、 LEAP3000XHR、レーザー補助広角 3DAP である。

#### 3. 結論

各装置を用いたすべての測定において、Cu/Ni/Si/Mn が集積 した微細な溶質クラスタ、いわゆる Cu リッチ析出物が高密度 EIKOS に形成していることが確認された。図には LEAP5000XS と EIKOS-X で観察された溶質クラスタの例を示した。橙の点が Cu であり、青が Si、緑が Ni である。応力なしの方がより中心 に溶質原子が集積する傾向がある。検出効率によらず溶質原子 のクラスタリングについて同じ傾向が得られた。なお、 LEAP3000XHR とレーザー補助広角 3DAP でも同様な傾向が観 察されており、溶質クラスタの性状の評価に検出効率は大きく 影響しないことが確認された。



\*Katsuhiko Fujii<sup>1</sup>, Koji Fukuya<sup>1</sup>, Jun Uzuhashi<sup>2</sup>, Tadakatsu Ohkubo<sup>2</sup> and Kazuhiro Hono<sup>2</sup>

<sup>1</sup> Institute of Nuclear Safety System, <sup>2</sup> National Institute for Materials Science.

<sup>[1]</sup> K. Fujii, K. Fukuya, R. Kasada, A. Kimura, T. Ohkubo, "Effects of stress on radiation hardening and microstructural evolution in A533B steel," J. Nucl. Mater. 407 (2010) 151-156.

#### オーステナイト鋼の照射硬化に対する溶質クラスタの影響

Influence of solute cluster on irradiation hearding in austenite steels

\*馬渕貴魁彰<sup>1</sup> 土井武志<sup>2</sup> 福元謙一<sup>3</sup> 藤井克彦<sup>4</sup>

<sup>1</sup>福井大学(院)<sup>2</sup>現関西電力<sup>3</sup>福井大原子力研 <sup>4</sup>(株)原子力安全システム研究所

イオン照射したオーステナイト系ステンレス鋼モデル合金に超微小硬度試験および TEM、APT 観察を行 い、Ni-Si クラスタおよびフランクループに偏析する Ni-Si の照射硬化に対する影響の定量評価を行った。

キーワード: APT、TEM、照射誘起偏析

#### 1. 背景と目的

ステンレス鋼の照射硬化要因として、透過電顕(TEM)によりフランクループやブラックドットと などの欠陥集合体が寄与するとされてきた。近年アトムプローブ(APT)観察から、TEM で観察され る上記の歪みコントラストの欠陥集合体に対し、ナノサイズの Ni-Si クラスタ等が 10 倍以上の高密 度に形成することが報告され、損傷組織と照射硬化の相関則に対して再検討されている。本研究で は溶質クラスタおよびフランクループに偏析する溶質原子の照射硬化に対する定量評価を行った。

### 2. 実験方法

供試材には、Fe-18Cr-14Ni-0.8Siと Fe-19Cr-12Ni 合金を用いた。表面研磨・溶体化処理後、京都大 学エネルギー理工研 DuET 施設にて Fe<sup>3+</sup>イオンを加速電圧 6.2MeV、200℃の条件で 6.7dpa 照射し た。FIB 加工でイオン照射領域断面試料を作製して TEM 観察・APT 観察を行い、TEM 可視欠陥お よび Ni-Si クラスタの分布を測定した。また、超微小硬さ試験を実施し、溶質クラスタとフランク ループに偏析する溶質原子による硬化影響を定量評価した。

#### 3. 結果

超微小硬さ試験において Si 添加材では無添加材と比べ大きな硬化量が見られた(図 1)。また、APT 観察より Ni-Si クラスタとフランクループに偏析する Ni と Si を確認した。TEM 観察および APT 観 察より得られたフランクループ、ブラックドット、Ni-Si クラスタの直径と密度の結果からオロワ ンの式を用いてそれぞれの硬化影響を算出し、Ni-Si クラスタの障害物強度αを算出した。 また、フ ランクループに偏析する Ni,Si がフランクループのαを上昇させていると仮定し、偏析硬化係数β として評価した。この時 Ni-Si クラスタのαは過去の文献<sup>[1]</sup>より 0.068 と設定した。結果として Ni-Si クラスタの $\alpha$ は 0.084、Ni-Si クラスタの $\alpha$ を 0.068 とした時の $\beta$ は 1.36 となった(図 2)。これら の結果から Ni-Si クラスタの硬化因子は一要素としては弱く高密度形成により照射硬化として現れ、 フランクループへの Ni と Si 偏析は硬化への寄与を増大することが示された。



\*Takaaki Mabuchi<sup>1</sup>, Takeshi Doi<sup>2</sup>, Ken-ichi Fukumoto<sup>3</sup>, Katsuhiko Fujii<sup>4</sup>

<sup>1</sup>Fukui Univ, <sup>2</sup>Kansai Electric Power <sup>3</sup>Research institute for nuclear engineering, <sup>4</sup>Institute of Nuclear Safety System

照射ステンレス鋼のミクロ組織の定量化~ミクロ組織と機械的特性の相関に関する検討~,電力中央研究所 [1] 材料科学研究所,H29材料照射研究会発表資料

## Inhomogeneous Distribution of Ni and Si atoms in Solute Clusters in Irradiated Stainless Steels \*Dongyue CHEN<sup>1</sup>, Kenta MURAKAMI<sup>2</sup>, Kenji DOHI<sup>3</sup>, Kenji NISHIDA<sup>3</sup>, Liang CHEN<sup>1</sup>, Naoto SEKIMURA<sup>1</sup> <sup>1</sup> The University of Tokyo, <sup>2</sup> Nagaoka University of Technology,

### <sup>3</sup> Central Research Institute of Electric Power Industry

The inhomogeneous distribution of solutes in clusters may give hints to the formation of solute clusters on dislocation loops. In this work, attempts were made to develop methods for solute distribution analysis in Ni-Si clusters in atom probe tomography (APT). The formation of Ni-Si clusters on dislocation loops was better recognized via this method. **Keywords:** Stainless steel, Ni-Si clusters, Atom probe tomography.

#### 1. Introduction

Maximum separation method (MSM) is a popular method to extract information from atom probe tomography (APT) data, such as the number density and size distribution of solute clusters, as well as the average composition of each cluster [1]. In the case of stainless steels, Ni-Si solute clusters may grow to ~10nm or even larger when irradiation dose is high, and it was found that Ni and Si solutes are not homogeneously distributed in these large clusters [2]. The inhomogeneous distribution of solutes in clusters may give hints to the formation of solute clusters on dislocation loops. Furthermore, the understanding of solute distribution in clusters can improve the current prediction model of irradiation hardening, which ignores solute distribution in clusters.

In this work, attempts were made to develop methods for solute distribution analysis in clusters. Irradiated stainless steel with large size of Ni-Si clusters were taken as an example to assess the method. The results were compared with the loop size and orientation results by transmission electron microscopy (TEM).

#### 2. Experimental

In order to create large Ni-Si clusters for analysis, 316L model alloy of stainless steel was irradiated to 5dpa at 450°C by 3MeV Ni<sup>2+</sup>. Atom probe specimen was prepared by focused ion beam (FIB) technique. The distribution of solutes in clusters was analyzed by tuning the parameters (such as  $d_{max}$ ) of MSM in atom maps.



Fig.1 Anisotropic distribution of Si in a disk-shape cluster analyzed by maximum separation method (MSM). Si was selected as the atom for MSM, and  $d_{max}$  was tuned.

#### 3. Results and discussions

Fig. 1 shows the Si distribution in a disk-shape cluster in irradiated 316L model alloy. By tuning the  $d_{max}$  value of Si atoms to be smaller, the locations with higher Si concentrations in the cluster were extracted. In Fig. 1(c), when  $d_{max}$  was as small as 0.40nm, a ring-shape distribution of Si was revealed. Combining with the crystallographic orientation of the disk-shape cluster, it indicates that this solute cluster formed on a dislocation loop. It was also found that in a given cluster, the location of peak concentration can be different between Ni and Si atoms.

#### References

[1] Hyde, J. M.; Marquis, E. A.; Wilford, K. B.; Williams, T. J., Ultramicroscopy 2011, 111 (6), 440-447.

[2] Etienne, A.; Radiguet, B.; Cunningham, N. J.; Odette, G. R.; Pareige, P., J Nucl Mater 2010, 406 (2), 244-250.

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

## [2H09-14] Irradiation Effect 2

Chair:Hiroaki Abe(Univ. of Tokyo) Thu. Sep 12, 2019 3:50 PM - 5:30 PM Room H (Common Education Bildg. 2F B21)

[2H09] Molecular Dynamics Simulation of Displacement Cascades in  $\alpha$ -Fe \*Yuting Chen<sup>1</sup>, Xiaoyong Ruan<sup>1</sup>, Toshiki Nakasuji<sup>1</sup>, Kazunori Morishita<sup>1</sup>, Yoshiyuki Watanabe<sup>2</sup> (1, KYOTO UNIVERSITY, 2, OST) 3:50 PM - 4:05 PM [2H10] Effects on Mn addition on dislocation loop formation in ferritic alloys \*Li Ranran<sup>1</sup>, Hideo Watanabe<sup>1</sup>, Farong Wan (1. Kyushu Univ.) 4:05 PM - 4:20 PM [2H11] Hydrogen absorbing behavior in Zry-2 due to multi-ion irradiation \*Hideo Watanabe<sup>1</sup>, Katuhito Takahashi<sup>3,2</sup>, Yushiki Saita<sup>3</sup> (1. RIAM, Kyushu Univ., 2. NFD, 3. Kyushu Univ.) 4:20 PM - 4:35 PM [2H12] Effects of DPA and helium production on radiation damage microstructures etc. in irradiated austenitic stainless steels and ferritic steel \*Eiichi Wakai<sup>1</sup>, Shigeru Takaya<sup>1</sup>, Yuji Nagae<sup>1</sup>, Tetsuya Hirade<sup>1</sup>, Yoshinori Matsui<sup>1</sup>, Shuhei Nogami<sup>2</sup>, Akira Hasegawa<sup>2</sup>, Kasumi Aoto<sup>1</sup> (1. JAEA, 2. Tohoku Univ.) 4:35 PM - 4:50 PM [2H13] Effect of ion irradiation on dimensional changeg of concrete aggregates \*Kenta Murakami<sup>1</sup>, Nhut Vu Luu<sup>1</sup>, Hamza Samouh<sup>2</sup>, Ippei Maruyama<sup>2,3</sup>, Kiyoteru Suzuki<sup>4</sup> (1. Nagaoka Univ. of Tech., 2. Nagoya Univ., 3. Univ. of Tokyo, 4. MRI) 4:50 PM - 5:05 PM [2H14] Point defects production in ceria under high-energy electron irradiation by using *in-situ* cathodoluminescence \*Pooreun Seo<sup>1</sup>, AKM Saiful Islam Bhuian<sup>1,2</sup>, Jean-Marc Costantini<sup>3</sup>, Syo Matsumura<sup>1</sup>, Kazuhiro Yasuda<sup>1</sup> (1. Kyushu University, 2. Bangladesh Atomic Energy Commission, 3. French Atomic Energy Commission)

5:05 PM - 5:20 PM

## 分子動力学法によるα-Feのカスケード損傷過程シミュレーション 欠陥生成率の PKA エネルギー依存性

Molecular Dynamics Simulation of Displacement Cascades in α-Fe

Dependence of Defect Production on PKA Energy

\*陳 昱婷 ¹,阮 小勇 ¹,中筋 俊樹 ¹,森下 和功 ¹,渡辺 淑之 ²

1京大,2量研

照射によって引き起こされるカスケード衝突は、構造材料に非平衡な欠陥を作り出す。こうした欠 陥どうしが反応すると、やがて材料の機械的性質は大きく劣化する。本研究では、α-Feのカスケー ド損傷を分子動力学(MD)法によってシミュレートし、はじき出ししきいエネルギーの評価や欠陥生成 率の PKA エネルギー依存性を調べた。特に、統計的性質に注目した。MD 法によって評価した欠陥生成 数と Kinchin-Pease モデルの比率は、PKA エネルギーが数十 eV 程度の低エネルギーの領域ではほぼ定 数であったが、PKA エネルギーを増加させると、その比率は減少していった。また、しきいエネルギ ーは PKA の方向に強く依存することも明らかになった。

キーワード:照射損傷、非平衡欠陥生成数、しきいエネルギー、PKA エネルギー

1. 緒言

照射を受けた材料内ではカスケード損傷により多くの格子欠陥が生成し、材料 内の格子欠陥数は平衡欠陥数より数桁高くなる<sup>[1]</sup>。そのため、カスケード損傷に よる欠陥生成率等を正しく求める必要がある。本研究では、分子動力学(MD) 計算を行い、鉄のしきいエネルギー分布(結晶学的方位の依存性)やしきい エネルギーと欠陥生成数の関係を定量的に評価した。



#### 2. 方法

Mendeleev ポテンシャルに基づく分子動力学計算を行い、カスケード 損傷によるしきいエネルギーを評価した。しきいエネルギーの計算に おいては、PKA 方向を固定し、2 eV きざみで PKA エネルギーを変化させ た。原子がはじき出されるか否かのしきいのエネルギーを、はじき出し のしきいエネルギーとした。したがって、この評価のあいまいさは 2 eV である。初期温度は 0K とした(実際は 10<sup>-1</sup> K)。また、欠陥生成率の PKA

エネルギー依存性を求めるために、PKA エネルギーを固定し、ランダムな



図2 カスケード損傷による生 成欠陥数とKinchin-Peaceモデル の比のエネルギー依存性

#### 3. 結果

図1は各PKA方向に対するしきいエネルギーの分布を表す。[100]周辺のしきいエネルギーは低く、 [522][531]周辺は高い。あらゆる結晶方向に平均化した場合のしきいエネルギーの平均値は、一般にFeに 対して言われている40eVよりも高くなった。図2はカスケード損傷によって生成する欠陥数と Kinchin-Peaceモデルとの比率のエネルギー依存性を示す。低いエネルギーにおける比率は1に越えるが、 しきいエネルギーから100eVまでの領域では定数になり、さらに100eV超えるとエネルギーの増加に伴 い比率は減少した。

方向に対して 1000 個のカスケードを作り、欠陥生成数を評価した。PKA エネルギーは 0.01~10KeV とした。

#### 参考文献

[1] Nordlund K, Zinkle S J, Sand A E, et al., Nature communications, 2018, 9(1): 1084.

\*Yuting Chen<sup>1</sup>, Xiaoyong Ruan<sup>1</sup>, Toshiki Nakasuji<sup>1</sup>, Kazunori Morishita<sup>1</sup>, Yoshiyuki Watanabe<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Kyoto University, <sup>2</sup>National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

#### 2019 Fall Meeting

## Effects on Mn addition on dislocation loop formation in ferritic alloys

\*Ranran Li<sup>1,2</sup>, Hideo Watanabe<sup>1</sup> and Farong Wan<sup>2</sup>

### <sup>1</sup>Kyushu Univ., <sup>2</sup>Univ. of Sci. and Technol. Beijing, China

Abstract: In this study, small defects formed in Fe-1.4wt.%Mn alloy developed into large dislocation loops during the annealing at the high temperatures. The nature of dislocation loops was investigated at the different annealing temperature by HVEM and TEM. The vacancy-type dislocation loops in Fe-1.4wt.%Mn alloy were observed to form at the temperature of 450°C and above.

Keywords: Fe-1.4wt.%Mn, hydrogen, vacancy-type loops

#### 1. Introduction

Reduced activation ferritic/martensitic steels have been considered as one of the most promising candidate structural materials for future fusion reactors<sup>[1]</sup>. During irradiation, different defects such as dislocation loops, solute clusters, and microvoids can form in these steels, which have contributed to swelling, low-temperature hardening, etc<sup>[2,3]</sup>. However, in most studies, dislocation loops as one of the most common microstructures of irradiation in materials were focused on the interstitial-type loops in iron and ferritic alloys, and few studies given attention to the vacancy-type loops<sup>[4,5]</sup>.

#### 2. Experiment

In this work, two methods were used to discuss the formation temperature of the vacancy-type loops in Fe-Mn alloy.

(1) Fe-1.4wt.%Mn model alloy was pre-implanted with hydrogen ions at room temperature. Then, the nature of dislocation loops formed during the electron irradiation at the corresponding annealing temperature was investigated by the high voltage electron microscope (HVEM).

(2) Pure Fe, Fe-1.4wt.%Ni and Fe-1.4wt.%Mn model alloys were pre-implanted with hydrogen ions at room temperature. Then, the samples were annealed for 20 minutes at different temperatures range up to 550°C. The dependence of the formation temperature of the vacancy-type loops was examined by comparing the change of size and density of dislocation loops at different annealing temperature.

#### 3. Results and discussion



The figure 1 shows the microstructure evolution of Fe-1.4wt.%Mn alloy during electron irradiation. All of the loops were observed to grow at 400°C during the electron irradiation. Shrinking processes of small amount of dislocation loops under the electron irradiation were observed when annealed at 450°C and 500°C. It can be guessed that the vacancy-type dislocation loops in Fe-1.4wt%Mn alloy had formed at the annealing temperature of 450°C and above.

Comparing with the previous study, the formation temperature of vacancy-type loops will be decreased by adding manganese to bcc iron.

Fig.1 The evolution of loops under electron irradiation at different temperature in Fe–1.4wt.%Mn by HVEM

#### References

- [1] Y.F. Du, L.J. Cui, W.T. Han, et al., Acta Metall. Sin. (English Letters), 2018.
- [2] M. Herna'ndez-Mayoral, C. Heintze, E. On orbe, J. Nucl. Mater., (2016) 474, 88.
- [3] D. Gelles, J. Nucl. Mater., (2000) 283-287, 838.
- [4] H. Watanabe, S. Masaki, S. Masubuchi, et al. J. Nucl. Mater., (2013) 439(1-3): 268-275.
- [5] F.R. Wan, Q. Zhan, Y. Long, et al. J. Nucl. Mater., (2014) 455(1-3): 253-257.

2019年秋の大会

## 複合イオン照射によるジルカロイ2の水素吸収特性

#### Hydrogen absorbing behavior in Zry-2 due to multi-ion irradiation

\*渡邉 英雄1、高橋 克仁2,3、税田 淑貴2

<sup>1</sup>九州大学 応用力学研究所, <sup>2</sup>九州大学 総合理工学府, <sup>3</sup>NFD

高照射環境下におけるジルカロイ合金の水素吸収のメカニズム解明を目的として,既存のタンデム照射場 に~40KVのイオン源を新たに設置した.材料中に注入された重水素の放出挙動から,照射や冷間加工によ り導入した転位の影響について評価した.

キーワード:水素化物,水素イオン,昇温脱離分析 (TDS), ジルカロイ

1. 緒言 国内外の材料試験炉を用いた中性子照射は困難な状況にある。九州大学応用力学研究所では、実機 環境を模擬したイオン照射施設の改良を進めている.これまでのプラズマ壁相互作用を想定した2重照射場 に新たに~40KVのイオン源を設置し、ジルカロイ2に重イオン・水素イオンを照射し、水環境を模擬した 照射方法の検討を開始した.

**2. 実験結果** 図1 (a) に 10%冷間加工 (CW) 材に D<sub>2</sub>\*を 5keV, RT,  $3 \times 10^{21}$ ions/m<sup>2</sup>照射した後の TDS 結果, さ らに (b) D<sub>2</sub>\*を 5keV, 300°Cで  $3 \times 10^{21}$ ions/m<sup>2</sup>照射 (c) D<sub>2</sub>\*を 40keV, RT で  $3 \times 10^{21}$ ions/m<sup>2</sup>照射した後の TDS 結 果を示す. これまでに (2018 秋大会),大気中から吸収した水素の放出温度は 300~600°C付近であるが,D<sub>2</sub>\* 照射により 400°C~700°Cで HD, 700~900°C付近で D<sub>2</sub>の脱離を得ることを報告している. CW によって転位を すると,200~500°C付近と 600~1000°C付近の 2 つに重水素ガスの脱離を確認した.また,Ni<sup>3+</sup>イオン照射に より照射欠陥を導入した試料では,D<sub>2</sub>\*のみの照射では確認できなかったより低い温度での脱離ピークを確認 した.以上のことより,200~500°Cでの低温で起きる脱離は照射及び冷間加工により導入された転位にトラ ップされたものであること.また,700°C付近の放出ピークは,材料深部に侵入し形成された水素化物の放出 ピークであることが,組織観察から確認されており,本研究より,入射イオンの加速電圧の制御等により, 実機に近い水素吸収・脱離挙動を再現できる可能性があることがわかった.



\* Hideo Watanabe<sup>1</sup>, Takahashi Katsuhito<sup>2,3</sup>, Saita Yoshiki<sup>2</sup>

<sup>&</sup>lt;sup>1</sup>Research Institute for Applied Mechanics, Kyushu Univ.

<sup>&</sup>lt;sup>2</sup>Interdisciplinary Graduate School of Engineering Sciences, Kyushu Univ.

<sup>&</sup>lt;sup>3</sup>NFD

## オーステナイトステンレス鋼とフェライト鋼の照射損傷組織等に及ぼす DPA と He 生成量の効果

Effects of DPA and helium production on radiation damage microstructures etc. in irradiated austenitic stainless steels and ferritic steel

\*若井栄一<sup>1</sup>,高屋茂<sup>1</sup>,永江勇二<sup>1</sup>,平出哲也<sup>1</sup>,松井義典<sup>1</sup>,野上修平<sup>2</sup>,長谷川晃<sup>2</sup>,青砥紀身<sup>1</sup> <sup>1</sup>原子力機構,<sup>2</sup>東北大学

オーステナイトステンレス鋼とフェライト鋼における照射損傷組織等に及ぼすDPAとHe生成量の効果を 調べるため、JRR-3M 炉照射、及びサイクロトロンによるHe注入などを実施し、HeとDPA が照射損傷組織 などに及ぼす影響について、TEM 法や陽電子消滅寿命測定法(PALS)により定性的な挙動変化を評価した。

キーワード: dpa, He 生成量, オーステナイトステンレス鋼,フェライト鋼, 照射損傷組織,

#### 1. 緒言

オーステナイト鋼やフェライト鋼は様々な原子力材料として使用されている。これらの材料は照射によって微細組織や強度特性が変化し、DPAや He 生成量による影響を受けることが知られている[1]。本研究は様々な照射手法を用い DPAと He 生成量に関する照射損傷組織等の変化を明らかにすることを目的とした。

#### 2. 実験と解析

本研究の供用材には、主に 316FR 鋼と HCM12A 鋼を用いた。JAEA の JRR-3M 照射 (316FR 鋼の場合:約550°C、 0.2 dpa, 2 appmHe)等や東北大サイクロトロンによる He 注入(約550°C、約30 appm または 50 appm まで) を実施した。サイクロトロンでの He/dpa 値は、約5300 appm-He/dpa であり、He 注入速度は、0.3 appm-He/h または 3 appm-He/h で実施した。これらの材料において He と DPA がキャビティの形成に及ぼす影響を明ら かにするため、照射後、透過型電子顕微鏡 (TEM) や陽電子消滅寿命測定法 (PALS)等によって微細組織の解 析を実施した。

#### 3. 結果と纏め

図1に東北大学のサイクロトロンでHeを均一注入した 316FR 鋼と非注入材に関する PALS の結果を示す[2]。He 注入量の増加に伴って 30 appm 以上の注入材において陽 電子消滅寿命がかなり増加する傾向にあり、TEM で観察 したキャビティの形成と強い相関を持つことが分かった。 HCM12A 鋼では、低い He 注入量領域でも陽電子寿命が増 加する結果を得た。また、JRR-3 照射した 316FR 鋼では、 約 10 nm のキャビティが粒内に観察され、陽電子消滅寿 命がやや増加する結果が得られた。これらのメカニズム や関係する照射材のその他の測定結果の詳細を報告する。





#### 参考文献

 E. Wakai, et al., "Effects of helium production, displacement damage on mechanical properties and surface acoustic wave in austenitic stainless steels and martensitic steel", Nuclear Materials and Energy 17, 34-39.
 E. Wakai, et al., "Effects of helium production and displacement damage on microstructural evolution in helium-implanted austenitic stainless

steel and martenstic steel examined mainly TEM and positron annihilation lifetime measurement", JPS conference proceedings, IWSMT14, in press.

<sup>\*</sup>Eiichi Wakai<sup>1</sup>, Shigeru Takaya<sup>1</sup>, Yuji Nagae<sup>1</sup>, Tetsuya Hirade<sup>1</sup>, Yoshinori Matsui<sup>1</sup>, Shuhei Nogami<sup>2</sup>, Akira Hasegawa<sup>2</sup>, Kazumi Aoto<sup>1</sup> <sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency, <sup>2</sup>Tohoku Univ.,

## コンクリート骨材の寸法変化に対するイオン照射効果

Effect of ion irradiation on dimensional changeg of concrete aggregates \*村上 健太<sup>1</sup>, Luu Vu Nhut<sup>1</sup>, Hamza Samouh<sup>2</sup>, 丸山 一平<sup>2,3</sup>, 鈴木 清照<sup>4</sup> <sup>1</sup>長岡技術科学大学,<sup>2</sup>名古屋大学,<sup>3</sup>東京大学,<sup>4</sup>三菱総合研究所

コンクリート骨材として使用される α 石英や長石類に対するイオン照射試験を行った。骨材種別による膨 張量の最大値やフルエンス依存性を,照射/未照射界面における表面段差により評価した。

キーワード:照射効果,コンクリート,非晶質化,高経年化

#### 1. 緒言

コンクリート骨材として使用される α 石英や長石類は、供用期間中の中性子照射によって非晶質化し、 体積膨張することが知られている。膨張量と材料や照射条件に関するパラメータの関係は、既往研究間で かなりの違いがみられる。そこで、実験条件を精緻に制御できるイオン照射による膨張量評価を実施した。

#### 2. 実験

α石英,天然鉱物から採取された曹長石,及び正長石を供試材とした。試料は厚さ0.5mmの板状に加工 され,表面はバフ研磨されている。東京大学重照射損傷研究設備を使用して,試料表面温度を室温(約30℃), 50℃,150℃に調整しつつ,ビーム量を1.5×10<sup>12</sup> cm<sup>-2</sup>s<sup>-1</sup> に制御した3 MeV Si イオンを照射した。フル エンスは、α石英におけるイオン飛程平均の核的エネルギー沈着量が8,50,400 eV/atom となるよう照射時 間で制御した。試料の半面をマスクして、照射部分と未照射部分の境界線を明確にした。照射後試験 として、境界線付近における表面段差の測定と透過電子顕微鏡観察を実施した。段差測定には接触式 の段差測定装置と表面に薄い金コーティングをしてからのレーザ顕微鏡観察を併用した。透過電子顕 微鏡用試料は、集束イオンビーム加工装置によるリフトアウト法で作成した。

#### 3. 結果と考察

8 eV/atom まで照射された α 石英を透過電子顕微鏡で観察すると,照射部は完全に非晶質であった。 また,すべての試料で照射/未照射の界面に明瞭な段差が確認できた。段差の高さは実験前の予想よ り大きく,最大値は α 石英で約 400 nm,曹長石部分が 250 nm,正長石が 150 nm 程度である。イ オンの飛程と非晶質化した鉱物の密度から三次元的な膨張を仮定すると,このような大きな段差の形 成は説明できない。つまりイオン照射をうけた鉱物は,非晶質化した後に,体積膨張に伴う圧縮応力 を緩和するために表面方向へ一次元的に変形していくことが示唆された。

#### 謝辞

本件は、資源エネルギー庁「平成30年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発 事業(高経年化対策に資するコンクリート照射劣化に関する研究)」における成果の一部を取りまとめたも のである。イオン照射実験の一部は、東京大学原子力専攻の共同利用の一環として実施した。

<sup>\*</sup>Kenta Murakami<sup>1</sup>, Luu Vu Nhut<sup>1</sup>, Hamza Samouh<sup>2</sup>, Ippei Maruyama<sup>2,3</sup>, Kiyoteru Suzuki<sup>4</sup>

<sup>1</sup>Nagaoka University of Technology, <sup>2</sup>Nagoya University, <sup>3</sup>The University of Tokyo, <sup>4</sup>Mitsubishi Research Institute

## Point defects production in ceria under high-energy electron irradiation by using *in-situ* cathodoluminescecnce

\*Pooreun Seo<sup>1</sup>, A.K.M. Saiful Islam Bhuian<sup>1,2</sup>, Jean-Marc Costantini<sup>3</sup>, Syo Matsumura<sup>1</sup>, Kazuhiro Yasuda<sup>1</sup>
<sup>1</sup>Kyushu University, Fukuoka, Japan, <sup>2</sup>Bangladesh Atomic Energy Commission, Dhaka, Bangladesh, <sup>3</sup>CEA, University Paris-Saclay, Gif-sur-Yvette, France

#### Abstract

CeO<sub>2</sub> (ceria) is one of the remarkable materials as a surrogate for a nuclear fuel and transmutation target. We have investigated the production and charge state of point defects and F-centers in ceria by using *in-situ* cathodoluminescence (CL) spectroscopy under high-energy electron irradiation in a High Voltage Electron Microscope (HVEM). **Keywords**: ceria, point defects, F-center, high voltage electron microscope, cathodoluminescence

#### 1. Introduction

Understanding on the creation and charge state of point defects under irradiation is important for the safety evaluation of nuclear material. Ceria, a cubic fluorite-type of ceramics is a surrogate of PuO<sub>2</sub>, and is induced oxygen point defects by elastic-inelastic collision under high-energy electron irradiation. These defects, charged by electron trapping (Fcenters) emit visible light according to charge states (e.g.  $F^0$ ,  $F^+$ ,  $F^{2+}$ ) [1]. The production of F-centers was detected by *insitu* cathodoluminescence (CL) spectroscope during electron irradiation, which is interfaced with HVEM.

#### 2. Experimental

A single crystal ceria in thickness of 1 mm, and sintered bodies of poly crystal in thickness of 150  $\mu$ m were used. The HVEM in the Ultramicroscopy Research Center of Kyushu University was operated at energies ranging in 400 ~ 1250 keV and temperatures of 100 ~ 300 K. Electron beam with a flux of  $\varphi = 2.55 \sim 7.65 \times 10^{21} \text{ m}^{-2}\text{s}^{-1}$ , measured by in-beam Faraday cup, was used with a beam diameter of 30  $\mu$ m. The CL emission was collected in the HVEM by an optical fiber probe [2] and each spectrum was generally taken in 30 secs under averaged out over 5 recordings and repeated 5 times.

#### 3. Results and Discussion

Figure 1 shows *in-situ* CL spectra of a single crystal ceria obtained under 20 keV and 600 keV electron irradiation by using Scanning Electron Microscope (SEM)-CL and HVEM-CL, respectively. Three broad bands were obtained with 600 keV electrons, centered at photon energies of 1.6 eV, 2.7 eV and 4.1 eV, assigned to be impurities,  $Ce^{3+}$  ions and F-centers, respectively. However, only one band (2.8 eV) was obtained for 20 keV, whose transferred energy is lower than the threshold displacement energy (E<sub>d</sub>) of oxygen atom in ceria. Therefore, this band indicates  $Ce^{3+}$  ion and separates due to spin-orbit coupling. The F-center (4.1 eV) induced by 600 keV electrons is due to the



**Figure 1.** CL spectra are obtained at RT for 20 keV and 600 keV electrons in single crystal ceria. Gaussian fitting curves are also shown.

displacement damage of oxygen sublattice. The electron energy, beam-flux and temperature dependences on CL spectra are discussed with a model taking cross-section of oxygen displacement and emission process of CL into accounts.

#### References

[1] J.-M. Costantini, Y. Watanabe, K. Yasuda, M. Fasoli, J. Appl. Phys., 121 (2017) 153101.

[2] K. Furumoto, T. Tanabe, N. Yamamoto, T. Daio, S. Matsumura, K. Yasuda, Kinoshita, T. Mukai, Mater. Trans., 54 (2013) 854.
Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 502-1 Nuclear Materials, Degradation, Radiation Effects, and Related Technology

# [2H15-16] Fracture Behavior

Chair:Kenji Nishida(CRIEPI)

Thu. Sep 12, 2019 5:30 PM - 6:00 PM Room H (Common Education Bildg. 2F B21)

# [2H15] Long-Term SCC Initiation Tests of Alloy TT690 under Simulated PWR Primary Water Condition

\*Takumi Terachi<sup>1</sup>, Takuyo Yamada<sup>1</sup>, Makie Okamoto<sup>1</sup>, Koji Arioka<sup>1</sup> (1. INSS) 5:30 PM - 5:45 PM

# [2H16] Study on physical mechanism in aging phenomenon of fuel debris \*Seiya Suzuki<sup>1</sup>, Kimihiko Yano<sup>1</sup>, Nobuo Okamura<sup>1</sup>, Masayuki Watanabe<sup>1</sup> (1. Japan Atomic Energy Agency) 5:45 PM - 6:00 PM

# TT690 合金の PWR1 次系模擬水中長期 SCC 発生試験

Long-Term SCC Initiation Tests of Alloy TT690 under Simulated PWR Primary Water Condition \*寺地 巧<sup>1</sup>, 山田 卓陽<sup>1</sup>, 岡本マキエ<sup>1</sup>, 有岡 孝司<sup>1</sup>

1原子力安全システム研究所

ブラントノッチ CT 試験片を用い 360℃の PWR1 次系模擬環境下で TT690 合金(20%冷間加工材)の SCC 発生試験 を試みた。40,635 時間の試験後に表面長さ 20 µm 程度の微小な SCC の核が形成され、その後更に 4,882 時間試験 を継続した結果、開口が僅かに進み SCC 発生段階の前駆挙動が進行していることが確認された。

キーワード: TT690 合金, SCC 発生試験, PWR1 次系, 冷間加工材

## 1. 緒言

TT690 合金は加圧水型軽水炉 (PWR) の一次系における応力腐食割れ (SCC) への対策材として、圧力バウン ダリーなどの重要部位で用いられている。同材料は耐 SCC 性に優れた特徴を有し、これまでのところ実機プラン トにおける SCC 発生は報告されていない。しかし、強い冷間加工を加えることにより、SCC 進展の感受性を持つ ことが明らかとなっている[1]。また、400℃以上の高温大気中[2]や 360℃で変動応力を付与した加速試験[3]では、 明瞭な粒界亀裂の発生が報告されており、加速条件では SCC 発生感受性を持つことが分かっている。そこで本研 究では、大きな加速を伴わない条件で長時間の試験を行い、TT690 合金の SCC 発生感受性について検討した。

## 2. 実験

2 鋼種の TT690 合金について 10~50%の冷間圧延(CW)を加え、T-L 方位に切り出したブラントノッチ CT 試験片 を作成した。ノッチ底部は、予亀裂を導入せずに 0.5mm の曲率半径を持つラウンド型とし、ダイアモンドペース ト 1 $\mu$ m 仕上げとすることで、表面加工層の影響が出ないよう処理した。作成した試験片を PWR 模擬環境中 (500ppmB+2ppm Li+DH 30cc/kg H<sub>2</sub>O, 320~360°C)に浸漬し SCC 発生試験を試みた。本試験では便宜上、亀裂 が導入された場合に生じる K 値の概念を設定荷重の代表値として用い、標準的な試験では K 値 30MPa $\sqrt{m}$  相当と

なる定荷重を付与した。また、設備点検の必要性から、約5,000時間毎に 応力を下げて試験を中断し、亀裂の状態を観察した後に試験を再開した。

## **3. 結果・考察**

図1にTT690合金(20%CW)ブラントノッチ底部のSEM観察結果の代表 例を示す。本試験では、360℃のPWR1次系模擬環境下において40,635時 間経過した際に最大で長さ20µm 程度のSCCの核形成が認められた。そ こで更に試験を継続し、4,882時間経過後に試験片を腐食試験装置から取 り出して比較したところ、約29nmの微細な開口が観察された。このこと は、TT690合金のSCC発生感受性が低いことを示す一方で、SCC発生段 階の前駆挙動が継続していることを示唆している。

P.L. Andresen et al., Proc. 13<sup>th</sup> Environmental Degradation conf., (2007)
 K. Arioka, CORROSION, Vol.71, 4, (2015).

[3] P.L. Andresen et al., Proc. 16<sup>th</sup> Environmental Degradation conf., (2013). <sup>\*</sup>Takumi Terachi<sup>1</sup>, Takuyo Yamada<sup>1</sup>, Makie Okamoto<sup>1</sup> and Koji Arioka<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Institute of Nuclear Safety System, Inc.



図1 TT690 合金(20%CW)の PWR1 次系模擬環境下 (360℃×45,517 h, K=30 MPa√m相当)でブラント ノッチ底部表面に生じた SCC の核の SEM 像

# 燃料デブリの経年変化における物理学的メカニズムに関する研究

(2) ウラン系溶融固化体における周期的な温度変動による総クラック長さの変化

Study on physical mechanism in aging phenomenon of fuel debris ((2) Transition of total crack length by cyclic temperature fluctuation in solidified molten materials including uranium)

\*鈴木 誠矢<sup>1</sup>, 矢野 公彦<sup>1</sup>, 岡村 信生<sup>1</sup>, 渡部 雅之<sup>1</sup> <sup>1</sup>日本原子力研究開発機構

燃料デブリの経年変化挙動に関する知見を得るため、UO2または(U,Zr)O2とステンレス鋼(SUS)を材料に溶融固化体 を作製し、周期的な温度変動を加えた前後での総クラック長さの変化を調べた。UO2-SUS系では熱サイクルの回数が増 えるとともに総クラック長さが増加したが、(U,Zr)O2-SUS系では総クラック長さに顕著な変化がみられなかった。 キーワード:燃料デブリ,経年変化,物理学的メカニズム,UO2,(U,Zr)O2,熱サイクル,総クラック長さ

## 1. 緒言

福島第一原子力発電所における燃料デブリの取り出し開始は 2021 年度以降と想定されている。取り 出し作業期間及び取り出し後から最終処理までの期間は長期にわたる可能性があり、燃料デブリ性状の 経年変化を適切に予測してリスクを検討することが重要である。しかし、燃料デブリの経年変化に対す る気温変化の影響度など、物理学的メカニズムの影響度を定量的に評価するような既存の知見はない。 そこで前報<sup>[1,2,3]</sup>では、燃料デブリへの周期的な温度変動(熱サイクル)の影響を評価するための実験手 法を構築するとともに、熱膨張率などの物理的性質の観点から燃料デブリの代替材料とした Y<sub>2</sub>O<sub>3</sub>-SUS 溶融固化体試料を用いた試験により熱サイクルが多くなることにより総クラック長さが増加すること を確認した。本報では、燃料デブリの主成分と考えられる UO<sub>2</sub> または(U,Zr)O<sub>2</sub>を用いて作製した酸化物 -金属の溶融固化体試料に熱サイクルを加え、酸化物相の総クラック長さの変化を測定した。

## 2. 実験

燃料デブリが影響を受けると考えられる気候変動と自己発熱を考慮 し、燃料デブリの長期(数十年)にわたる熱サイクルの範囲を 200~250℃ と仮定した。そして、外部加熱ではあるが電気炉で再現した熱サイクル を溶融固化体試料に対して加えて、クラックの発生・伝播を促した。な お、溶融固化体試料は U 酸化物と溶融した SUS の比が 15:85[vol%]程度 となるように作製した(図1)。これらに切断・研磨処理等を施して、断 面の総クラック長さを測定した。測定は、顕微鏡により得られた酸化物 部の合成画像に対して画像処理ツールを用いて、モノクロ画像化、エッ ジ処理、2 値化処理、フィルタリングを施した後、クラックを自動的に選 別して総クラック長さを計測した。



図1 溶融固化体試料のイメージ図



図 2 単位面積当たりのクラック長 さに対する熱サイクルの影響

# 3. 結果

UO<sub>2</sub>-SUS 系(図 2 上)については、熱サイクル数を増やすにつれてク ラック長さが増加することを確認し、試料形状の違いによる影響はある ものの Y<sub>2</sub>O<sub>3</sub>-SUS 系と近い結果となった。(U,Zr)O<sub>2</sub>-SUS 系(図 2 下)に ついては、クラック長さの増加がみられず、熱サイクル数とクラック長 さについて特徴的な傾向は確認できなかった。本試験で用いた(U,Zr)O<sub>2</sub> には UO<sub>2</sub> と比べて初期に多数のクラックが存在し、それらにクラック進 展に必要なエネルギーが分散したため、更なるクラックの発生・伝播に 至らなかったと思われる。

## 4. 結言

今後は、本試験で見られた形状の違い及び既存クラックの有無の影響 に関するメカニズムの検討を進めていくとともに、化学的メカニズム等、 他のメカニズムとの相互作用を確認していく予定である。

## 参考文献

[1].BLAND, Will J.; ROLLS, David. Weathering: an introduction to the scientific principles. Routledge, 2016.
[2].KIMIYA, Kazukuni. Rock Weathering from a Geologial Standpoint. Journal of the Japan Society of Engineering Geology, 1991, 32.3: 120-129. [3].SUZUKI, YANO, WATANABE, KOIZUMI. Study on physical mechanism in aging phenomenon of fuel debris (1) Transition of total crack length by cyclic temperature fluctuation. Atomic Energy Society of Japan 2018 Fall Meeting (1F13).

\*Seiya SUZUKI<sup>1</sup>, Kimihiko YANO<sup>1</sup>, Nobuo OKAMURA<sup>1</sup>, Masayuki WATANABE<sup>1</sup>. <sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 503-1 Reactor Chemistry, Radiation Chemistry, Corrosion, Water Chemistry, Water Quality Control

# [2101-05] Corrosion Chemistry, Radiation Chemistry

Chair:Hidetoshi Karasawa(IAE)

Thu. Sep 12, 2019 9:30 AM - 10:50 AM Room I (Common Education Bildg. 2F D21)

[2101] Studies on Water Radiolysis under Irradiation of X-ray Simulating Bremsstrahlung

\*Taichi Matsumura<sup>1</sup>, Ryuji Nagaishi<sup>1</sup>, Ryo Kuwano<sup>1</sup> (1. Japan Atomic Energy Agency)
9:30 AM - 9:45 AM

[2102] Studies on Water Radiolysis under Irradiation of X-ray Simulating Bremsstrahlung

Ryuji Nagaishi<sup>1</sup>, \*Ryo Kuwano<sup>1</sup>, Taichi Matsumura<sup>1</sup> (1. JAEA) 9:45 AM - 10:00 AM

[2103] Evaluation of the effects of TiO<sub>2</sub> corrosion protection under the noble metal condition

\*Takahiro Hara<sup>1</sup>, Osamu Shibasaki<sup>1</sup>, Koji Negishi<sup>1</sup>, Seiji Yamamoto<sup>1</sup>, Masato Okamura<sup>1</sup>, Yusuke Horayama<sup>1</sup>, Junichi Takagio<sup>1</sup> (1. TOSHIBA ESS) 10:00 AM - 10:15 AM

[2104] Improvement of the Model for Evaluating the Corrosive Environment in a Nuclear Power Plant

\*Takashi Mawatari<sup>1</sup>, Yasushi Yamamoto<sup>1</sup>, Osamu Shibasaki<sup>1</sup>, Takahiro Hara<sup>1</sup>, Yusuke Horayama<sup>1</sup>, Junichi Takagi<sup>1</sup> (1. TOSHIBA ESS)

10:15 AM - 10:30 AM

[2105] Improvement of the Model for Evaluating the Corrosive Environment in a Nuclear Power Plant

\*Yusuke Horayama<sup>1</sup>, Takashi Mawatari<sup>1</sup>, Shibasaki Osamu<sup>1</sup>, Takahiro Hara<sup>1</sup>, Junichi Takagi<sup>1</sup> (1. TOSHIBA ESS)

10:30 AM - 10:45 AM

# 制動放射を模擬したエックス線照射による水の放射線分解の研究

# (1) 吸収線量と吸収スペクトルの測定

# Studies on Water Radiolysis under Irradiation of X-ray Simulating Bremsstrahlung

(1) Measurement of Dose and Photon Spectrum Absorbed in Water

\*松村 太伊知1, 永石 隆二1, 桑野 凉1

1日本原子力研究開発機構

原子炉、吸着塔、収納缶等の金属構造材表面ではβ線や二次電子から低・連続エネルギー化した制動放射 が発生して、これが水の分解を引き起こして構造材の腐食等に影響を及ぼしている。ここで、放射線分解す る水はその層の厚さによって異なる線質(エネルギー・スペクトル)の制動放射を吸収するため、放射線分 解実験を行う場合はこれを考慮した高度な線量評価が重要となる。そこで本報告ではシリーズ発表の1番目と して、制動放射の模擬としたX線の水への照射を高精度線量計とスペクトロメータを用いて測定して、水へ の吸収光子の入射最大エネルギー(管電圧)や水層の厚さに対する依存性を議論した。

キーワード:エックス線・水・吸収線量・吸収スペクトル・エネルギー吸収係数

#### <u>1. 緒言</u>

これまで入射線種(β線、γ線)、構造材の種類(SUS304、SUS316L)や厚さを変えながら水中の構造材 近傍の放射線環境の再現を計算科学手法によって行い、これらをもとに構造材近傍の光子・電子のエネル ギー分布評価<sup>[1]</sup>を行ってきた。ここで、二次的に発生した制動放射は発生源の放射線より低エネルギーで、 連続エネルギー(スペクトル)を有することが確認される。これが水に吸収される場合、スペクトルの低 エネルギー側から優先的に吸収され、これに伴い吸収された制動放射の線エネルギー付与(LET)が入射 した制動放射よりも高くなるため、吸収線量を評価するには、これを考慮した高度な測定が必要となる。

本研究では制動放射を模擬した X 線を石英管に入れた水に照射し、水の有無及び高さと、X 線の管電圧 を変えながら、照射装置内に導入した精密線量計と X 線スペクトロメータを用いてそれぞれ透過 X 線の線 量率とスペクトルを測定した。これらの結果をもとに、水が吸収した X 線の線量率及び線質を評価した。

### <u>2. 実験</u>

X線照射には富岡町の CLADS 国際共同研究棟に設置の X線照射装置(MBR-1520R-4、日立パワーソリ ューションズ)を用いた。管電圧は 35-150 kV、管電流は 20mA、フィルターは Al、Al+Cu フィルターを 用いた。精密線量計は RAMTECH Light(東洋メディック、電離箱式プローブ TN30013(PTW))を、X 線スペクトロメータは EMF123型(EMF ジャパン、CdTe 半導体検出器)を用いた。スペクトルの測定で は、水を透過した X線を黒鉛散乱体で 90 度散乱させて、これをレスポンス補正(コンプトン散乱法<sup>[2]</sup>、K 吸収端・90 度散乱)して直接線に変換した。放射線透過性に優れたカプトンフィルムを石英管の底面に張 った容器に水を入れ、その高さを 0-40 mm と変えながら透過した線量率及びスペクトルを測定した。

#### 3. 結果と考察

実験結果の一例として、図 1 に管電圧と水層の高さによる水 の透過率の依存性を示す。水無しでの線量  $D_0$ 、各水層の高さで の線量  $D_t$ とすると、透過率  $D_t/D_0$ は  $D_t/D_0 = I_t/I_0 = exp(\neg \mu_{tot} X)$ と表 すことができる。ここで、 $\mu_{tot}$ は水の線減弱係数、X は水層の高 さ(厚さ)である。X 線管から放出される X 線は加速電子の W ターゲットでの制動放射によって連続エネルギー分布を有して いるが、本測定データをもとに上式から導出された  $\mu_{tot}$ は水層に 吸収された単色の光子エネルギー(平均・代表値)を与え、こ れから線質(LET)を求めることができる<sup>[3]</sup>。

本報告では、縦軸(光子数・線量)によって異なるスペクト ルについて述べるとともに、水層厚さや管電圧が水に吸収され た X 線のエネルギーや LET にどのように影響するか議論する。

#### 参考文献

- [1] 松村太伊知, 永石隆二ら, 「放射線環境での構造材近傍のエネルギ ースペクトル評価」, 原子力学会 2018 年春の年会, 2M03 (2018) 他.
- [2] Balza Achmad, Esam M.A. Hussein, "An X-ray Compton scatter method for density measurement at a point within an object", Applied Radiation and Isotopes, 60, 805–814 (2004) 他.

<sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency (JAEA)







<sup>[3]</sup> 永石隆二, 桑野涼, 松村太伊知,「低透過性放射線による水の分解での水素 発生等の測定」,原子力学会 2019 年春の年会,1D06 (2019) 他.

<sup>&</sup>lt;sup>\*</sup>T. Matsumura<sup>1</sup>, R. Nagaishi<sup>1</sup>, R. Kuwano<sup>1</sup>

# 制動放射を模擬したエックス線照射による水の放射線分解の研究 (2)分子生成の線質効果の評価

Studies on Water Radiolysis under Irradiation of X-ray Simulating Bremsstrahlung

(2) Evaluation of Effect of Radiation Quality on Molecular Formation

永石 隆二<sup>1</sup>, \*桑野 涼<sup>1</sup>, 松村 太伊知<sup>1</sup>

1日本原子力研究開発機構

Co-60 γ線のような単一エネルギー(単色)をもつ光子とは異なり,制動放射や X 線といった連続エネルギー (スペクトル)の光子は,水の層の厚さ等によって水中に異なる線質(エネルギー・スペクトル)の光子を与える。 異なる線質の光子による水の分解は生成物の異なる収量(G 値)やパターンを与えることから,それら光子を用い た実験ではこの線質(LET)効果の評価が重要となる。 そこで本報告ではシリーズ発表の2番目として,X線照 射による水の分解の線質効果(分子生成物の生成挙動)を,1番目で測定した線量・線質データをもとに明らかに して,水の分解に及ぼす管電圧(入射最大エネルギー)や水層の厚さの影響について議論した。

キーワード:エックス線,水,放射線分解,分子生成物,放射線化学収量(G値),線質

## <u>1. 緒言</u>

β線や二次電子が金属構造材に当たって二次的に生じる制動放射はその入射放射線より低いエネルギーをもち, これに伴い線エネルギー付与 (LET) が一般的に高くなるため,水の分解による水素分子 (H<sub>2</sub>) や過酸化水素 (H<sub>2</sub>O<sub>2</sub>) といった分子生成物のプライマリ収量 (G 値) は増加する (線質 (LET) 効果)<sup>[1]</sup>。これまで,制動放射を模擬し た X 線を用いて管電圧 (入射最大エネルギー)の減少に伴う H<sub>2</sub>発生の増加等を観測してきた<sup>[2]</sup>が,より精度良く 観測 G 値を求めてその線質効果を評価するには,水層の厚さ等の違いによって水中に異なる線質 (エネルギー・ スペクトル)の光子が与えられることを詳細に調べられる,高度な線量測定との組み合わせが課題であった。

そこで本研究では、水のX線分解の実験を行い、前の報告(1)で得た線量・線質データをもとに、H2及びH2O2の観測G値を求めて、水の分解に及ぼす管電圧や水層の厚さの影響を線質パラメータのLET等の点から議論した。

### 2. 実験

X線照射には、CLADS 国際共同研究棟(富岡)に設置のX線装置(日立パワーソリューションズ、X線管装置 UI-1520R、Wターゲット)を用いた。管電圧は35-150 kVの範囲で変更可能で、吸収線量率は最大で3.0 kGy/h(水換算,管電流20 mA以下)である。LX線(8-10 keV),KX線(57-70 keV)といった特性X線の除去には、Alまた はAl+Cuの薄板フィルターを用いた。照射には、X線や電子線を含む放射線の透過性に優れたカプトンフィルム を照射(透過)面とした試料容器(照射面以外Tiまたは石英製)を作製して、これに水溶液試料を入れて用いた。 線量計には、化学線量計(フリッケ、セリウム)並びにフィルム線量計(ラジオクロミックFWT-60)を用いた。

#### <u>3. 結果・考察</u>

H2発生では海水塩分濃度相当のハロゲン化物イオンを溶解した水溶液,H2O2生成では電子捕捉剤の硝酸イオン を添加した水溶液と、それぞれ液深や溶存酸素の影響を受けずに、観測したG値がプライマリG値を与える水溶 液の条件<sup>[2,3]</sup>を選んだ。図1にH2発生の照射時間(a)並びに吸収線量(b)に対する依存性(試料高さ2.5 cm)を示す。 管電圧の増加に伴いX線の放射率が上昇するため、横軸を照射時間(a)にするとH2発生量Pの傾きは管電圧が高 いほど大きくなっているが、横軸を吸収線量(b)にするとその傾きはその水溶液でのプライマリG値を与えるため、

互いに似通ったものとなる。ここで、管電圧 150 kV での G 値 は Co-60  $\gamma$ 線の値(4.8×10<sup>8</sup> mol/J<sup>[3]</sup>)とほぼ同じで、管電圧 35 kV での G 値はそれより 30%程度増加している(本装置)。

本報告では、H<sub>2</sub>O<sub>2</sub>生成とともに、分子生成物の線質効果について述べて、さらに線質効果に及ぼす水層の厚さやフィルターの影響について議論する。

#### 参考文献

- [1] 永石隆二, 松村太伊知ら, 「燃料デブリ周囲へのエネルギー付与 に関する評価」, 原子力学会 2017 年秋の大会, 1F06-07 (2017) 他.
- [2] 永石隆二, 桑野涼ら, 「低透過性放射線による水の分解での水素 発生等の測定」, 原子力学会 2019 年春の年会, 1D06 (2019).
- [3] R. Nagaishi, "Evolution of water radiolysis studies for measures against post-severe accidents", RADIOISOTOPES, <u>66</u>(11), 601-610 (2017) 他.

Ryuji Nagaishi<sup>1</sup>, \* Ryo Kuwano<sup>1</sup>, Taichi Matsumura<sup>1</sup>



<sup>&</sup>lt;sup>1</sup> Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

# 貴金属共存環境における酸化チタン防食性能評価

## Evaluation of the effects of TiO2 corrosion protection under the noble metal condition

\*原 宇広<sup>1</sup>,柴崎 理<sup>1</sup>,根岸 孝次<sup>1</sup>,山本 誠二<sup>1</sup>,岡村 雅人<sup>1</sup>,洞山 祐介<sup>1</sup>,高木 純一<sup>1</sup> 「東芝エネルギーシステムズ

酸化チタン注入は応力腐食割れ(SCC)抑制技術のひとつであり、その光触媒効果を利用し、アノード電流を発生させること で水素注入することなく構造材の腐食電位を低下させ、SCC を抑制する。しかし、ラボ試験では通常水質条件(NWC)におい て貴金属処理した試験片に酸化チタン処理した場合、酸化チタンの電位低下効果が抑制されることが確認されている。本発 表では、より実機に則した環境での酸化チタン防食性能を評価した。

**キーワード:**BWR, TiO<sub>2</sub>, SCC, 腐食電位, 水化学

## 1. 緒言

貴金属注入後、一定期間運転したプラントにおいては、貴金属を施工した構造材表面に腐食生成物が付着する。これらの プラントに酸化チタン注入を適用した場合、腐食生成物の上に酸化チタンが付着することが想定される。そこで、本稿では上 記環境における酸化チタン効果の評価結果について報告する。

#### 2. 試験内容

NWC 水質で 500 時間プレフィルミングした SUS316L 試験片 に表 1 に示す条件で貴金属、被覆物、酸化チタンを順に塗布 後、280℃、NWC 環境下で腐食電位測定を行った。腐食生成物 の模擬物質には Fe<sub>2</sub>O<sub>3</sub>を使用した。

## 3. 結果および考察

図1に腐食生成物付着量別の腐食電位測定結果を示す。 貴金属上に腐食生成物を付着させた条件では、腐食生成物を 付着させない条件と比べて電位が低下することを確認した。ま た、腐食生成物の付着量が多い 1mg/cm<sup>2</sup> の場合、付着量が 0.25mg/cm<sup>2</sup> の場合よりも電位の低下幅が小さくなる傾向が見ら れた。これは絶縁性の高い腐食生成物により、酸化チタンで発 生したアノード電流が構造材に到達するのを阻害されるためだ と考えられる。

#### 4. 結言

貴金属が付着した材料表面に腐食生成物が付着する場合、 酸化チタンと貴金属が共存する環境においても腐食電位が低 下する結果が得られた。これは、水素注入なし環境で腐食電位 を増加させる貴金属の作用が、腐食生成物に被覆されることに より低減したことに起因すると考えられる。





#### 参考文献

[1] 柴崎ら、「貴金属存在環境での酸化チタンによるSCC予防効果」 日本原子力学会 2016 年春の年会

<sup>\*</sup>Takahiro Hara<sup>1</sup>, Osamu Shibasaki<sup>1</sup>, Koji Negishi<sup>1</sup>, Seiji Yamamoto<sup>1</sup>, Masato Okamura<sup>1</sup>, Yusuke Horayama<sup>1</sup>, and Junichi Takagi<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

# 炉内腐食環境評価モデルの実機適用に向けた高度化 (4) 炉内酸化チタン付着量分布評価

Improvement of the Model for Evaluating the Corrosive Environment in a Nuclear Power Plant (4) Evaluation of TiO2 Deposition Distribution on surfaces of structures in a Reactor Pressure Vessel

\*馬渡 峻史 ', 山本 泰 ', 柴崎 理 ', 原 宇広 ', 洞山 祐介 ', 高木 純一 '

## 1東芝エネルギーシステムズ

沸騰水型原子炉で懸念される応力腐食割れ(SCC)対策として、炉内腐食電位分布の解析評価に取り組んでいる。この解析評価に用いる「炉内腐食環境評価モデル」の高度化に際して、解析精度向上とともに、当社の SCC 対策技術である酸化チタン注入効果を評価するための解析を新たに追加・評価した。

キーワード:応力腐食割れ,腐食電位,熱流動,酸化チタン,付着量分布

## 1. 背景

応力腐食割れ(SCC)対策のため腐食電位を指標として腐食環境を 評価する「炉内腐食環境評価モデル」について、酸化チタン注入によ る腐食電位低減効果も評価可能なモデルを開発中である<sup>1)</sup>。新たに導 入した解析の1つが、構造物表面への酸化チタン付着量分布を評価す る「酸化チタン付着量分布解析」である。

## 2. 酸化チタン付着量分布解析モデルと評価結果

酸化チタンの付着速度は流れの影響を受けるため、流動解析(CFD) ソフトウェア ANSYS® Fluent® Release 18.2 を用いた解析モデルを構築 した。図1に示す様に、現在の解析モデルは3次元で熱流動および酸 化チタン付着を解析する圧力容器内と、1次元的に付着のみ評価する 再循環系統や炉心からなる。付着速度は、付着速度(物質移行)係数と 酸化チタン濃度の積により求め、付着速度係数は流れ場と炉心沸騰場 で異なる相関式<sup>2,3)</sup>を採用・拡張した。濃度や相関式中の流速等は壁面 隣接格子・流出境界面の値とそれを基にした算出値を用いた。

評価は定格運転時の 1100 MWe 級 BWR-5 を対象に、水質上の酸化 チタン注入速度上限 2 kg/h で、オンライン貴金属注入を参考に 48 時 間の注入を想定した。注入から 48 時間後の付着密度分布を図 2 に示 す様に、一部を除き、腐食電位低減効果が期待できる付着密度 15 µg/cm<sup>2</sup>を得られた。なお、付着密度が小さい箇所は低流速・低付着速 度箇所で、これは採用した付着速度係数相関式の流速依存性に因る。

#### 3. 結論

CFD を用いた酸化チタン付着量分布解析モデルにより、炉内の付 着密度分布を得た。今後、検証試験等により精度評価・向上を図る。



[1] 洞山ら, 炉内腐食環境評価モデルの実機適用に向けた高度化(1)全体計画,日本原子力学会 2018 年秋の大会
[2] 根岸ら,運転中酸化チタン注入技術の開発(1)乱流場での酸化チタン付着挙動の評価,日本原子力学会 2013 年秋の大会
[3] 根岸ら,運転中酸化チタン注入技術の開発(3)沸騰場での酸化チタン付着挙動の評価,日本原子力学会 2014 年春の年会

\*Takashi Mawatari<sup>1</sup>, Yasushi Yamamoto<sup>1</sup>, Osamu Shibasaki<sup>1</sup>, Takahiro Hara<sup>1</sup>, Yusuke Horayama<sup>1</sup> and Junichi Takagi<sup>1</sup>
 <sup>1</sup>TOSHIBA Energy Systems and Solutions Corporation
 KGN-2019-09,

 酸化チタン注入
 付着
 気水

 上谷水
 (7)
 (7)

 「なま
 (7)
 (7)

原子炉圧力容器

蒸気

タービンハ

図2 付着密度評価結果

HN-2019-2627

# 炉内腐食環境評価モデルの実機適用に向けた高度化 (5)炉内ラジオリシス解析の3次元化

Improvement of the Model for Evaluating the Corrosive Environment in a Nuclear Power Plant

(5) 3-D Analysis of the Water Radiolysis in the Reactor

\*洞山 祐介<sup>1</sup>,馬渡 峻史<sup>1</sup>,柴崎 理<sup>1</sup>,原 宇広<sup>1</sup>,高木 純一<sup>1</sup>

1東芝エネルギーシステムズ

沸騰水型原子炉(BWR)で懸念される応力腐食割れ(SCC)対策として、炉内腐食電位分布の解析評価に 取り組んでいる。評価の過程で重要となるラジオリシス解析について、流動解析の3次元体系へ統合し、炉 内ラジオリシス分布の3次元化を図った。

キーワード:応力腐食割れ,放射線分解,腐食電位,熱流動,HWC 1. 緒言 BWRのSCC対策として、腐食電位を指標とした腐食環境 を定量的に評価する「炉内腐食環境評価モデル」<sup>[1]</sup>を開発している。 腐食電位評価のためには、水の放射線分解により生成する化学種濃 度をラジオリシス解析により求めることが重要となる。しかし、既存 モデルは1次元体系で計算されていたため、例えば炉内の下部ダウ ンカマと呼ばれる部位では化学種濃度変化が急峻である一方でメッ シュが荒く、評価精度に課題があった。そこで、本モデルでは、ラジ オリシス解析を流動解析の3次元体系へ統合することでメッシュを 細分化させ、且つ炉内の任意の点における流速分布・温度分布・ラジ オリシス分布を同時に解くことを目指している。



図1 ラジオリシス解析の成立性確認フロー

2. 解析条件および評価結果 解析には流動解析ソフトウェア FLUENT<sup>®</sup>Release18.2 およびユーザーサブルー チン機能を用いて、化学種濃度の変化および輸送を計算する解析モデルを構築した。解析の手順は図1に示 すように、Step1:流れのない立方体領域(1辺0.1m、メッシュ数8000)において検証済みの1次元解析結果 を再現すること、Step2:Step1の領域に流動を加えた体系で検証済みの1次元解析結果を再現すること、Step3: 炉内3次元領域(メッシュ数約1000万)の流れ場で検証済みの1次元解析結果を再現すること、の順に成立 性を確認した。

Step1 では各化学種濃度推移は 1 次元解析結果(初期濃度:H<sup>+</sup>,OH<sup>-</sup> = 0.002951 mol/m<sup>3</sup>, O<sub>2</sub> = 0.235 mol/m<sup>3</sup>, ガンマ線吸収線量率 = 1 kGy/h の条件)をほぼ再現し、反応開始 0.1 秒後時点で全ての化学種濃度 について±5 %の範囲に収まっていた。次に Step2 において、流速 1 m/s を与えた結果、図 2 に示すように流出境界面における化学種 濃度推移は 1 次元解析結果(0.1 秒後)に対し-7~+4%の範囲に収 まっていた。Step2 の成立性確認をもって Step3 へ移行し、メッシュ 数を拡張させた炉内ラジオリシス解析評価を進めている。



ラジオリシス解析と1次元解析結果との比較

**3. 結言** 流動解析ソフトウェアを用いたラジオリシス解析により、炉内の3次元ラジオリシス分布を得る見 込みを得た。今後は、対象範囲の拡張、解析コードの検証等を進め、さらなる精度向上を図る。 FLUENT is a registered trademark or a trademark of ANSYS, Inc. or its subsidiaries in the United States or other countries.

参考文献 [1] N. Ichikawa, et al., Journal of Nuclear Science and Technology, Vol.40, No.8, p.583-590(2003)

\*Yusuke Horayama<sup>1</sup>, Takashi Mawatari<sup>1</sup>, Osamu Shibasaki<sup>1</sup>, Takahiro Hara<sup>1</sup>, and Junichi Takagi<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

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

# [2106-09] Ruthenium Chemistry, Corrosion Chemistry

Chair:Shunsuke Uchida(IAE)

Thu. Sep 12, 2019 10:50 AM - 11:55 AM Room I (Common Education Bildg. 2F D21)

# [2106] Development of Dose Rate Reduction Technology for Improving LWR Utilization

\*Koji Negishi<sup>1</sup>, Takahiro hara<sup>1</sup>, Yusuke Horayama<sup>1</sup>, Hiromi Aoi<sup>1</sup>, Inagaki Hiromitsu<sup>2</sup> (1. TOSHIBA ENERGY SYSTEMS AND SOLUTIONS CORPORATION, 2. Chubu Electric Power Co., Inc.) 10:50 AM - 11:05 AM

# [2107] Development of Dose Rate Reduction Technology for Improving LWR Utilization

Osamu Shibasaki<sup>1</sup>, \*Yumi Yaita<sup>1</sup>, Yusuke Horayama<sup>1</sup>, Hiromi Aoi<sup>1</sup>, Hiromitsu Inagaki<sup>2</sup> (1. TOSHIBA ESS, 2. Chubu Electric Power)

11:05 AM - 11:20 AM

# [2108] Development of Dose Rate Reduction Technology for Improving LWR Utilization

\*Osamu Shibasaki<sup>1</sup>, Takahiro Hara<sup>1</sup>, Yusuke Horayama<sup>1</sup>, Aoi Hiromi<sup>1</sup>, Hiromitsu Inagaki<sup>2</sup> (1. TOSHIBA ESS, 2. Chubu Electric Power)

11:20 AM - 11:35 AM

# [2109] XAFS Study of Ru in High Level Active Liquid Waste containing seawater \*Hiromu Ambai<sup>1</sup>, Sano Yuichi<sup>1</sup>, Masayuki Watanabe<sup>1</sup> (1. JAEA) 11:35 AM - 11:50 AM

# 軽水炉利用高度化に対応した線量率低減技術の開発 (5)沸騰場環境での燃料被覆管へのクラッド付着挙動評価

Development of Dose Rate Reduction Technology for Improving LWR Utilization

(5) Evaluation of Crud Deposition Behavior on Fuel Cladding Surface in Boiling Water

\*根岸 孝次1, 原 宇広1, 洞山 祐介1, 青井 洋美1, 稲垣 博光2

1東芝エネルギーシステムズ,2中部電力

新たな線量率低減技術の開発のため腐食生成物挙動評価モデルの精度向上を図っている。そのためモデル に反映すべきデータとして、燃料表面における腐食生成物の付着挙動を評価しモデルの精度向上に必要なパ ラメータを取得した。

キーワード:燃料被覆管、沸騰場、クラッド、コバルト、付着、腐食生成物

**結言** 軽水炉の作業員被ばくの線源となる Co-58 と Co-60 は、構造材料および燃料部材から溶出した Ni イオンや Co イオンが燃料被覆管表面に酸化物として析出し放射化されて生じる。配管線量率低減技術と して極低 Fe 高 Ni 運転を導入したプラントでは、炉水中の Fe に対して Ni が 1/2 以上となるため、Ni(Co)Fe<sub>2</sub>O<sub>4</sub> だけでなく Ni(Co)O も析出する。この Ni(Co)O は溶解性が高く、Co-58、Co-60 の主な発生源となっている。 極低 Fe 高 Ni 運転において、燃料被覆管表面での Ni(Co)O への Co 取込み挙動は線量率評価上重要な因子で

ある。本研究では、極低 Fe 高 Ni 運転の水質環境を模 擬し、燃料被覆管表面で析出した Ni(Co)O への Co 取 込み挙動に及ぼす水質の影響を評価した。

 実験 BWR 燃料被覆管(Zry-2)を試験片として ヒータピンに被せ、高温高圧ループと接続した小型オ ートクレーブ内に装填した。入口温度 280°C出口温度 286°C、圧力 7MPa、出口蒸気クオリティ<10%、平均 熱流束 150kW/m<sup>2</sup>、とし 100h の連続試験を実施した。 試験は、実機プラントの極低 Fe 高 Ni 運転を考慮し て、BWR 通常水質 (NWC)条件とし、Ni イオン濃度 をパラメータとした水質(表 1 #1、#2)と表 1 #2 に Zn 注入をした水質(表 1 #3)で実施した。試験後、付 着した金属量を蛍光 X 線分析により定量し、さらに 試験片の表面状態を SEM/EDX で観察した。

3. 結論 #1~#3 の試験で沸騰濃縮により析出し

表1 試験条件										
	溶存水素	溶存酸素	過酸化水素	Ni/Co/Zn						
	(ppb)	(ppb)	(ppb)	(ppb)						
#1	50	300	800	20/1/-						
#2	50	300	800	50/1/-						
#3	50	300	800	50/1/20						



た酸化物は SEM/EDX の元素分析結果から、NiO と推察した。金属付着量 (µg/cm<sup>2</sup>) を試験水中濃度 (µg/cm<sup>3</sup>) と試験時間(h) で割った値を付着係数(cm/h) とし、Co と Ni の付着係数の比を算出した(図 1)。試験結果 から NiO として付着する場合、Co/Ni 付着係数比は試験水中の Co/Ni 濃度比および Zn の有無によらずほぼ一 定であった。Ni/Co 付着係数の差は、Co は Ni との共沈により CoO として析出するが、CoO の溶解度が NiO より大きいことから、CoO が再溶解したと推定した。

なお、本研究は電力共通研究「軽水炉利用高度化に対応した線量率低減技術の開発(フェーズ2)」の成果の一部である。

\*Koji Negishi<sup>1</sup>, Takahiro Hara<sup>1</sup>, Yusuke Horayama<sup>1</sup>, Hiromi Aoi<sup>1</sup> and Hiromitsu Inagaki<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, <sup>2</sup>Chubu Electric Power Co., Inc.

# 軽水炉利用高度化に対応した線量率低減技術の開発 (6)酸化チタン適用時の放射能付着量評価

Development of Dose Rate Reduction Technology for Improving LWR Utilization

(6) The effect of  $TiO_2$  injection for Co-60 deposition

柴崎理<sup>1</sup>, \*矢板 由美<sup>1</sup>, 洞山祐介<sup>1</sup>, 青井洋美<sup>1</sup>, 稲垣博光<sup>2</sup>

1東芝エネルギーシステムズ,2中部電力

プラント水質管理による線量率低減技術の開発に取り組んでいる。応力腐食割れ(SCC)抑制技術である酸化チ タン施工が配管への放射能付着に与える影響について、評価を行った。BWR 通常水質環境下でのステンレス鋼へ の放射能付着試験において、酸化チタン塗布試験片の放射能付着量が低減する結果が得られた。 キーワード:酸化チタン、放射能取込、亜鉛注入、高 Ni 運転、水素注入

## 1. 緒言

軽水炉利用高度化に対応した、プラント水質管理による線量率低減技術の開発に取り組んでいる。SCC 抑制技術である酸化チタン施工が、配管表面の酸化皮膜性状と放射能付着量に与える影響を評価するため、酸化チタンを塗布したステンレス鋼に対する放射能付着試験を実施した。本稿では、酸化物成分毎の放射能付着量を評価した結果を報告する。

## 2. 試験内容

酸化チタンを塗布した SUS316L 試験片に対し、BWR 通常水質(NWC)環境下で放射能付着試験を行った。試 験条件は、試験温度 280°C、溶存酸素 140ppb、溶存水素 5ppb、H<sub>2</sub>O<sub>2</sub> 濃度 150ppb、Co-60 濃度 0.015Bq/cm<sup>3</sup>、Ni 濃 度 0.2ppb、試験時間 500 時間とし、酸化チタン塗布量は 0、30、100µg/cm<sup>2</sup>の 3 条件とした。試験後、表 1 に示す 処理を順次行うことにより試験片に生成した各酸化物成分を分離・回収し、各成分の放射能量測定を実施した。

#### 3. 結果

4. 結論

図1に各分離処理で得られた酸化物の放射 能付着量を示す。酸化チタン塗布試験片にお いて、放射能付着量が低減する結果が得られ た。しかし、本試験条件では、酸化チタン付 着量と放射能付着量低減効果の相関性は確認 されなかった。超音波処理により分離した成 分の放射能量が少ないことから、酸化チタンへの Co-60の取り込みは少ないと考えられる。放射能 付着量の大部分は、鉄酸化物を分離する陰極電解 時の分離物中に含まれることが確認された。

#### 表1 酸化物分離処理条件

-		処理条件	時間	温度	分離酸化物
5	超音波	50kHz、150W	2 min	室温	TiO <sub>2</sub> , Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub>
,	陰極電解	1,000A/m²、47g/L ギ酸溶液	1 hr	室温	Fe <sub>3</sub> O <sub>4</sub>
-	AP	3% KMnO4 + 10% NaOH	1 hr	95°C	Cr 酸化物
	AC	10%クエン酸アンモニウム	3 min	95°С	NiFe <sub>2</sub> O <sub>4</sub>

AP: Alkaline Permanganate AC: Ammonium Citrate



BWR 通常水質環境下において、酸化チタン塗布により、 ステンレス鋼への放射能付着量が低減する結果が得られた。

なお、本研究は電力共通研究「軽水炉利用高度化に対応した 線量率低減技術の開発(フェーズ2)」の成果の一部である。

Osamu Shibasaki<sup>1</sup>, \*Yumi Yaita<sup>1</sup>, Yusuke Horayama<sup>1</sup>, Hiromi Aoi<sup>1</sup> and Hiromitsu Inagaki<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, <sup>2</sup> Chubu Electric Power Co., Inc.

# 軽水炉利用高度化に対応した線量率低減技術の開発 (7)酸化チタン適用時の放射能付着に対する水質影響

Development of Dose Rate Reduction Technology for Improving LWR Utilization

(7) The effect of water condition for Co-60 deposition of TiO<sub>2</sub> applied material

\*柴崎 理<sup>1</sup>, 原 宇広<sup>1</sup>, 洞山祐介<sup>1</sup>, 青井洋美<sup>1</sup>, 稲垣博光<sup>2</sup>

1東芝エネルギーシステムズ,2中部電力

プラント水質管理による線量率低減技術の開発に取り組んでいる。応力腐食割れ(SCC)抑制技術である酸化チタン適用が放射能取り込みに与える影響について、評価試験を行った。酸化チタン塗布時においても従来と同様、 高Ni化、亜鉛注入等により放射能付着が低減する傾向が見られた。

キーワード:酸化チタン、放射能取込、亜鉛注入、高Ni運転、水素注入

## 1. 緒言

軽水炉利用高度化に対応した、プラント水質管理による線量率低減技術の開発に取り組んでいる。SCC 抑制技術である酸化チタン施工が放射能付着量に与える影響を評価した。酸化チタンの放射能付着影響を評価するため、 BWR 水質模擬環境下で放射能付着試験を実施した。本項では酸化チタンの放射能取り込みに対して、水素注入の 有無、亜鉛注入の有無、Ni 濃度の水質条件が与える影響についての評価結果を報告する。

## 2. 試験内容

酸化チタンを塗布した SUS316L 試験片に対し、表1に示す各

条件での放射能付着試験を実施した。試験条件は Co-60 濃度 0.015Bq/cm<sup>3</sup>、試験温度 280 、試験時間 500 時間、水質は BWR の通常水質 (NWC)、水素注入水質 (HWC) とした。試験終了後、 皮膜中の放射能付着量を評価した。

## 3. 結果

図1に酸化チタン塗布量100µg/cm<sup>2</sup>条件で実施した各 水質における放射能付着試験結果を示す。放射能付着量 は酸化チタン塗布により減少し、高Ni水質や亜鉛注入 により、さらに減少する傾向が見られた。一方、高Ni水 質と亜鉛注入の重なる水質条件下では、放射能付着量へ の効果が低下する傾向が見られた。なお、水質がHWC 環境の付着試験においても同様の傾向が見られた。

#### 4. 結論

酸化チタン塗布時においても従来と同様、高Ni水質、 亜鉛注入時の放射能付着量減少傾向が見られた。一方で 酸化チタン、亜鉛注入、高Ni濃度の3条件複合時には 放射能付着量への効果が低下する傾向が見られた。

なお、本研究は電力共通研究「軽水炉利用高度化に 対応した線量率低減技術の開発(フェーズ2)」の成果の一部である。

\*Osamu Shibasaki<sup>1</sup>, Takahiro Hara<sup>1</sup>, Yusuke Horayama<sup>1</sup>, Hiromi Aoi<sup>1</sup> and Hiromitsu Inagaki<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, <sup>2</sup> Chubu Electric Power Co., Inc.

表1 放射能付着試験条件

	単位	試験条件
酸化チタン塗布量	µg/cm <sup>2</sup>	0、30、100
Ni 濃度	ppb	0.2、2.0
亜鉛注入量	ppb	0、5
水質	_	NWC、HWC



AP: Alkaline Permanganate, AC: Ammonium Citrate

# XAFS による海水を含む高レベル放射性廃液中における Ru の化学形態の評価

XAFS Study of Ru in High Level Active Liquid Waste containing sea water

\*安倍 弘 ', 佐野 雄一 ', 渡部 雅之 '

1日本原子力研究開発機構

海水成分が湿式再処理工程における高レベル放射性廃液中の Ru の化学形態に与える影響を XAFS により 評価した。その結果、Ru 種による腐食性の違い、海水成分やγ線による Ru の化学形態の変化を捉えた。

キーワード:腐食、ステンレス鋼、高レベル放射性廃液、Ru、海水、放射線、XAFS

# 1. 緒言

福島第一原子力発電所の事故においては、使用済燃料プールに海水が投入された。当該使用済燃料を再処 理する場合には海水成分が同伴する可能性があり、その影響について事前に評価を行う必要がある。本研究 では、高レベル放射性廃液中で高い腐食性を有する Ru に着目し、その化学形態の変化について XAFS によ る評価を行うとともに、腐食反応と化学形態の関連性に関する考察を試みた。

# 2. 実験方法

試料は Ru や人工海水を硝酸溶液に添加して調製した。Ru の添加形態は、富士フィルム和光純薬製ニトロ シルルテニウム(III)硝酸塩(Ru-1)もしくはフルヤ金属製硝酸ルテニウム(III)溶液(Ru-2)とした。一部の条 件については、使用済燃料中の FP の放射能を模擬した <sup>60</sup>Co 線源によるγ線照射を実施した。上記溶液に対 し、Ru の K 吸収端を対象とした透過法による XAFS 測定を実施した。また、再処理工程機器の材料相当とし て SUS316L を対象に、XAFS 測定と同様の溶液を用いた電気化学試験等を実施し、Ru の腐食性を評価した。

#### 3. 結果・考察

Ru-1 と Ru-2 の XAFS 測定の結果、Ru-1 は単量体、Ru-2 は 4 量体であると考えられる(図 1)。SUS316L に 対する分極曲線が示すように、Ru-2 のカソード電流・腐食電位は Ru-1 に比べて大きく、Ru が 4 量体を成す 場合、単量体よりも腐食効果が高いことが明らかとなった(図 2)。4 量体の Ru は 4 価との報告もあり[1]、 試薬添加時から価数が変化している可能性がある。Ru-2 を含む硝酸溶液に海水成分や y 線照射が加えられた 場合、腐食速度が抑制される試験結果が得られているが[2]、化学形態としては Ru-O が Ru-Cl に置換される、 Ru-Ru の結合が分断されるといった変化が生じており、腐食反応と化学形態の関連性が推察される。



#### 参考文献

[1] J. R. Osman, et al., Inorg. Chem., Vol.37, No.7, p.1665-1668 (1998). [2]安倍 弘,他,日本原子力学会「2016 春の年会」1N12.

\*Hiromu Ambai<sup>1</sup>, Yuichi Sano<sup>1</sup> and Masayuki Watanabe<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency

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

# [2110-14] Accident Chemistry, Cesium Chemistry

Chair:Yumi Yaita(TOSHIBA ESS)

Thu. Sep 12, 2019 2:45 PM - 4:05 PM Room I (Common Education Bildg. 2F D21)

[2110] Evaluation of Short and Long-Term Behavior of Radioactive Nuclides Distributed in Fukushima Daiichi NPP \*Shunsuke Uchida<sup>1</sup>, Hidetoshi Karasawa<sup>1</sup>, Chiaki Kino<sup>1</sup>, Masanori Naitoh<sup>1</sup>, Masahiko Ohsaka<sup>2</sup> (1. IAE, 2. JAEA) 2:45 PM - 3:00 PM [2111] Evaluation of Short and Long-Term Behavior of Radioactive Nuclides Distributed in Fukushima Daiichi NPP \*Hidetoshi Karasawa<sup>1</sup>, Shunsuke Uchida<sup>1</sup>, Chiaki Kino<sup>1</sup>, macaroni Nato<sup>1</sup>, Masahiko Ohsaka<sup>2</sup> (1. IAE, 2. JAEA) 3:00 PM - 3:15 PM [2112] Evaluation of Short and Long-Term Behavior of Radioactive Nuclides Distributed in Fukushima Daiichi NPP \*Chiaki Kino<sup>1</sup>, Hidetoshi Karasawa<sup>1</sup>, Shunsuke Uchida<sup>1</sup>, Masahiko Ohsaka<sup>2</sup> (1. IAE, 2. JAEA) 3:15 PM - 3:30 PM [2113] Investigation of in-reactor cesium chemical behavior in TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident \*Kazuki Morishita<sup>1,2</sup>, Takashi Onishi<sup>1,2</sup>, Koji Maeada<sup>1,2</sup>, Masato Mizokami<sup>3</sup>, Kenichi Ito<sup>3</sup>, Shinya Mizokami<sup>3</sup> (1. IRID, 2. JAEA, 3. TEPCO HD) 3:30 PM - 3:45 PM [2114] Study on dissolution behavior of Cs chemisorbed compound onto stainless

[2114] Study on dissolution behavior of Cs chemisorbed compound onto sta steel into water

\*Junpei Imoto<sup>1</sup>, Shunichiro Nishioka<sup>1</sup>, Kunihisa Nakajima<sup>1</sup>, Eriko Suzuki<sup>1</sup>, Masahiko Osaka<sup>1</sup> (1. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM

# 福島第一原子力発電所での放射性核種の短/長期挙動の評価

1. 放射性核種の短/長期挙動評価手法

Evaluation of Short and Long-Term Behavior of Radioactive Nuclides Distributed in Fukushima Daiichi NPP

1. Primary procedures for evaluation of short and long-term radioactive nuclide behavior

\*内田 俊介<sup>1</sup>, 唐澤 英年<sup>1</sup>、木野 千晶<sup>1</sup>、内藤 正則<sup>1</sup>、逢坂 正彦<sup>2</sup> <sup>1</sup>エネ総研、<sup>2</sup>原子力機構

シビアアクシデント後の FP の短/長期挙動を一貫して評価可能なコードを作成し、事故後数 10 年の長期にお よぶ廃炉作業時の FP を中心とする放射性核種分布を評価して、これに基づく従事者の被ばくリスク及び放射 性核種の放出リスク評価手法を提案する。

キーワード:福島第一原子力発電所、核分裂生成物、廃炉作業、被ばく、環境放出

## 1. 緒言

福島第一原子力発電所(IF)の廃炉作業を確実、安全に遂行するためには、燃料デブリ(デブリ)の存在 箇所を同定し、これらを安全かつ確実に取り出して、最終的に安全に保管することで終結する。約40年にわ たるデブリ取り出し作業では、環境への放射性物質の飛散を最小限に抑え、同時に従事する作業者の放射線 被ばくを最小に抑制することが必須である。廃炉作業を進めてゆくうえで障害となるのが、セシウムをはじ めとする放射性の核分裂生成物(FP)である。事故後のFP分布を可能な限り正確に把握、その対応に万全 を尽くすことで、放射性物質の飛散、被ばく抑制に資することを目指す。

## 2. 短期 FP 挙動評価

事故後数日の FP 挙動は、シビアクシデント(SA) 解析コードによる熱流動解析との連成した評価が必須 である。原子炉容器(RPV)、格納容器(PCV)、原子炉建屋(R/B)を中心に、セシウムを主とした FP の挙 動を評価し、主要部位への蓄積、冷却水への混入、環境への放出などを定量化する。

## 3. 長期 FP 挙動評価

数ヶ月から数10年にも及ぶ長期的な挙動は、上記短期 FP 挙動評価の結果に立脚し、FP の壁面からの脱離、 再付着、水相への移行など、室温付近での物理化学的挙動評価に特化した長期 FP 挙動解析コードで解析する (図1)。



これまでの解析事例としては、SAMPSON コードを用いた短期 FP 挙動解析に、中期 FP 挙動解析として S/C 内での FP の壁面からの水滴による脱離と水中への移行および PCV 内壁からの同様の現象を解析した例が挙 げられる<sup>1)</sup>。また、長期 FP 挙動解析として、汚染水の Cs 放射能濃度評価にも適用済みである<sup>2)</sup>。

## 4. まとめ

1F 廃炉作業時の FP 分布評価のための短/長期 FP 挙動評価手法を提案した。本手法に基づいて、SA 解析コードの成果を用いて、プラント主要部での FP 分布の経時変化を求めることができる。また、次ステップとして、廃炉作業のリスク評価に適用して、従事者の被ばく、環境への放射性物質と汚染水発生のリスク抑制を 鼎立可能な廃炉作業の提言に資する

[参考文献] (1) 内田ほか、CAMS データによる FP 挙動解析結果の妥当性検証, 原子力学会 2018 年春の年会 1B19 (2) S. Uchida, et al., Nucl. Technol., 188(3), 252-265 (2014).

\*Shunsuke Uchida<sup>1</sup>, Hidetoshi Karasawa<sup>1</sup>, Chiaki Kino<sup>1</sup>, Masanori Naitoh<sup>1</sup> and Masahiko Ohsaka<sup>2</sup> <sup>1</sup>Institute of Applied Energy, <sup>2</sup>Japan Atomic Energy Agency.

# 福島第一原子力発電所での放射性核種の短/長期挙動の評価 (2)短/長期放射性核種挙評価における課題

Evaluation of Short and Long-Term Behavior of Radioactive Nuclides

Distributed in Fukushima Daiichi NPP

(2) Major subjects for evaluation of short and long-term radioactive nuclide behavior after severe accident

\*唐澤 英年<sup>1</sup>, 内田 俊介<sup>1</sup>, 木野 千晶<sup>1</sup>, 内藤 正則<sup>1</sup>, 逢坂 正彦<sup>2</sup>

<sup>1</sup>エネ総研,<sup>2</sup>JAEA

SA 解析コードで評価した原子炉内の FP 分布から、燃料デブリ取出し時の被ばくリスクに影響する核種を選 定し、その存在量と放射能を評価した。本発表では、長期放射性核種挙動評価で考慮すべき課題を摘出した。

キーワード: FP 分布, 被ばくリスク, 放射性核種, デブリ取出し

#### 1. 緒言

SA 解析コードで評価できる FP 分布は事故直後のものなので、燃料取出し時までには、沈着した FP の沈 着量や沈着状態の変化や冷却水への溶解などが考えられる。このため、RPV, PCV, 配管を含む R/B などの主 要部での FP 挙動を長期で評価できる FP マスバランス解析コードを開発している。今回は現在得られる情報 を基に燃料デブリに含まれる主な放射性核種量を概略評価し、長期の挙動評価に必要な課題を摘出した。

## 2. 主要な放射性核種とその挙動

揮発性 FP の Cs は燃料溶融時に全量放出されるが、溶融燃料が落下する下部プレナムやペデスタルに沈着 する<sup>[1]</sup>。この沈着 Cs は溶融燃料が落下して燃料デブリを形成する際に燃料デブリに取込まれると考えられる。 また、燃料デブリには中揮発性(Sr, Sb, Ba, Ru 等)や低揮発性(Eu, Sm, Pm 等)の FP が残存している。炉内に存 在する放射性核種の初期インベントリー<sup>[2]</sup>から上記の Cs 取込みと FP 放出を考慮した燃料デブリ内の放射能 を、表1に示す。ここで、Sb は Zr 中の不純物である。外部被ばくや内部被ばくの線量は、放射能に実効線量 率定数や実効線量係数を掛けて求められる。これにより、作業者の被ばくリスクを評価できる。なお、γ線 の実効線量率定数は Cs や Eu で大きく、α線の実効線量係数は Pu で大きい。

壁に物理吸着した Cs は、炭素鋼の 放射線酸化により Cs-Fe-O 系酸化物 を形成する可能性がある<sup>[3]</sup>。燃料デ ブリに取込まれた Cs や Sr は、冷却 水に選択的に溶解すると考えられる。 また、溶解した Cs や Sr はコンクリ ートに浸透することも考えられる<sup>[4]</sup>。 これら放射性核種の長期での化学形 態変化について議論する。

## 表1 燃料デブリ内の主要放射性核種の放射能(Bq/g-debris)

主な核種		Un	it 1	Un	it 2	Unit 3		
種類	核種	10年後	20年後	10年後	<b>20</b> 年後	10年後	20年後	
	Ba-137m	1.66E+09 1.32E+09 1.54E+09 1		1.22E+09	1.45E+09	1.15E+09		
	Sr-90	1.29E+09	1.01E+09	1.20E+09 9.44E+08		1.14E+09	8.95E+08	
	Pm-147	2.29E+08	1.63E+07	2.49E+08	1.78E+07	2.42E+08	1.73E+07	
FD	Cs-137	1.13E+08	9.00E+07	9.06E+07	7.18E+07	2.57E+06	2.04E+06	
rr	Eu-154	4.19E+07	1.87E+07	3.73E+07	1.66E+07	3.43E+07	1.53E+07	
	Sb-125	9.64E+06	7.81E+05	1.08E+07	8.72E+05	1.02E+07	8.32E+05	
	Sm-151	6.94E+06	6.42E+06	6.67E+06	6.17E+06	6.83E+06	6.32E+06	
	Ru-106	6.53E+06	7.47E+03	7.95E+06	9.12E+03	7.73E+06	8.87E+03	
マカチノ	Pu-241	1.50E+09	9.29E+08	1.39E+09	8.56E+08	1.56E+09	9.59E+08	
アクテノ イト	Am-241	3.67E+07	5.51E+07	3.18E+07	4.89E+07	3.61E+07	5.52E+07	
	Cm-244	2.02E+07	1.37E+07	1.75E+07	1.20E+07	0.00E+00	0.00E+00	
放射	Fe-55	2.58E+05	1.80E+04	2.93E+05	2.04E+04	2.75E+05	1.91E+04	
化	Sb-125	8.44E+05	6.84E+04	9.52E+05	7.68E+04	8.95E+05	7.27E+04	

#### 参考文献;

[1] 唐澤他、原子力学会 2019 年春の大会 2I01、[2] 西原他、JAEA-Data/Code 2012-0018(2012)、[3] 鈴木他、原子力学会
 2019 年春の大会 1D02、[4] 前島他、原子力学会 2019 年春の大会 2B19

\*Hidetoshi Karasawa<sup>1</sup>, Shunsuke Uchida<sup>1</sup>, Chiaki Kino<sup>1</sup>, Masahiko Naito<sup>1</sup>, and Masahiko Ohsaka<sup>2</sup>

<sup>1</sup>IAE, <sup>2</sup>JAEA

# 福島第一原子力発電所での放射性核種の短/長期挙動の評価 (3) 建屋内線量分布に関する現象論的考察(1号機)

Evaluation of Short and Long-Term Behavior of Radioactive Nuclides Distributed

## in Fukushima Daiichi NPP

(3) Phenomenologically estimation of dose rate in a building based on an accident scenario investigation

(Unit-1) \*木野 千晶<sup>-1</sup>, 唐澤 英年<sup>-1</sup>, 内田 俊介<sup>-1</sup>, 内藤 正則<sup>-1</sup>, 逢坂 正彦<sup>-2</sup> <sup>-1</sup>エネ総研, <sup>2</sup>JAEA

事故シナリオの観点から、福島第一原子力発電所炉内における放射性核種分布に関して現象論的に評価した。 本評価より、セパレータへのセシウムの化学吸着、RCW への中・低揮発性 FP の侵入などを指摘した。

キーワード:福島第一原子力発電所、シビアアクシデント、廃炉、FP 分布、SAMPSON

#### 1. 緒言

福島第一原子力発電所の燃料デブリ取り出しにおいては、放射性核種分布および付着形態を可能な限り精 緻に把握した上で、適切なアクセスルートの選定・作業スペースの確保が重要となる。本研究では1号機に 着目し、事故シナリオの観点から、事故直後に測定された建屋内線量分布に関して現象論的に評価する。得 られた知見に基づき、各領域における放射性核種の存在量・形態などについて議論する。

#### 2. 前提となる事故進展シナリオ

これまでの事故進展シナリオ分析・SA 解析結果よ り<sup>[1]</sup>、3月11日の19時頃にはRPVからPCVへのリ ークが発生したと推定している。3月12日6時頃に RPV破損が起こったと推定しており、この時刻まで 炉心内にデブリが高温化した状態で留まっていたこ とになる。また、SAMPSONを用いた感度解析結果 より、3月23日まで注水はほぼ成功していなかった という結論に達した。よって、PCV内はMCCIの影 響により高温のガスで充満していたと考えられる。



#### 3. 放射性核種分布の現象論的評価

燃料は完全に溶融したと考えられ、揮発性 FP はほぼ全量放出されたと推定している。炉心内は約 1000K まで高温化しており(Fig.1)、セシウムが化学吸着にてセパレータなどに付着している可能性がある。残りのセシウムは PCV もしくは S/P へ移行したと考えられる。ペデスタルへ移行したデブリから継続的にストロンチウムなど中・低揮発性 FP が放出され、RCW 配管系へ侵入した可能性がある。

[1] 茶木ほか、SAMPSON3 週間解析のための 1F 事故シナリオ推定(1号機)、原子力学会 2018 年春の年会

\*Chiaki Kino<sup>1</sup>, Hidetoshi Karasawa<sup>1</sup>, Shunsuke Uchida<sup>1</sup>, Masanori Naitoh<sup>1</sup> and Masahiko Ohsaka<sup>2</sup> <sup>1</sup>IAE, <sup>2</sup>JAEA.

# 東京電力福島第一原子力発電所事故におけるセシウムの化学的挙動に関する検討 (13)2号機オペレーティングフロアから採取された試料の化学分析

Investigation of in-reactor cesium chemical behavior in TEPCO's

Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident

(13) Chemical analysis of samples collected from the operating floor of the reactor building of Unit 2

\*森下 一喜 <sup>1,2</sup>,大西 貴士 <sup>1,2</sup>,前田 宏治 <sup>1,2</sup>,溝上 暢人 <sup>3</sup>,伊東 賢一 <sup>3</sup>,溝上 伸也 <sup>3</sup>

<sup>1</sup>国際廃炉研究開発機構,<sup>2</sup>原子力機構,<sup>3</sup>東京電力HD

福島第一原子力発電所2号機オペレーティングフロアから採取された養生シートに付着した物質に関して、 構成元素等の基礎的なデータを得るために化学分析を実施した。その結果、原子炉構造材由来と考えられる Fe, Mn, Cu等の元素、燃焼燃料に由来する Te, Cs 及びUが検出された。 **キーワード**:福島第一原子力発電所事故、γ線核種分析, ICP 質量分析

## 1. 緒言

福島第一原子力発電所の2号機原子炉内からの燃料取り出し作業に向けて、2号機建屋オペレーティング フロアの汚染状況等の調査[1,2]が行われた。この調査において、オペレーティングフロア上のウェルプラグ 上部から養生シートが採取[2]されている。原子炉圧力容器内部から放出された物質が、ウェルプラグの隙間 を通過して環境中に放出された可能性があることから、この養生シートに付着した物質を分析すれば、事故 時に放出された物質に係る情報が得られる可能性がある。そのため、養生シートに付着した物質を対象に、 形状や構成元素等の基礎的なデータを得ることを目的に、各種分析(SEM-EDS 及び TEM)が実施されてきた [3]。本報告では、養生シートを水及び硝酸に浸漬して得られたそれぞれの溶液を対象に、ICP 質量分析及び γ線核種分析を実施した結果について述べる。

## 2. 試験方法

養生シートを室温の水に 24 時間浸漬したのち,ろ別した。ろ別した試料を 100℃の硝酸に 1 時間浸漬し, ろ別した。これらの水及び硝酸浸漬により得られたそれぞれの溶液(以下「水浸漬溶液」及び「硝酸浸漬溶液」) を ICP 質量分析及び γ 線核種分析に供した。

#### 3. 試験結果

水浸漬溶液及び硝酸浸漬溶液の ICP 質量分析の結果,原子炉構造材由来と考えられる Fe, Mn, Cu, Sn 等の元素,天然同位体組成と異なる同位体組成の Te, Cs, U等が検出された。Te, Cs, Uについては燃焼燃料中の同位体組成の計算結果[4]に近い値を示したため,これらの元素は2号機原子炉内から放出されたものと考えられる。

試料を水及び硝酸に浸漬する前後で,試料のγ線量率は 低下し,水浸漬溶液及び硝酸浸漬溶液のγ線核種分析を行 うことで,γ線量率に寄与していた核種及びその量に関す る情報が得られた。γ線核種の分析結果の一例として,図1 に水浸漬溶液のγ線核種分析結果を示す。水浸漬溶液から は Cs-134, Cs-137 及び Am-241 が検出され,これらの核種 がγ線量率に寄与していたことが考えられる。



--謝辞-- 本研究は,経済産業省「平成27年度補正予算廃

炉・汚染水対策事業費補助金(総合的な炉内状況把握の高度化)」の研究の一環として実施した。

#### 参考文献

[1] 国プロ「原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発」2 号機原子炉建屋オペレーティングフロア調査計画について,東京電力(2014) [2] 2 号機原子炉建屋オペレーティングフロアフェンス撤去およびコアサンプル採取について(結果報告),東京電力(2014) [3] 1~3 号機原子炉格納容器内部調査関連サンプル等の分析結果,東京電力(2018) [4] 西原他,"福島第一原子力発電所の燃料組成評価", JAEA-Data/Code 2012-018 (2012)

\*Kazuki Morishita<sup>1,2</sup>, Takashi Onishi<sup>1,2</sup>, Koji Maeda<sup>1,2</sup>, Masato Mizokami<sup>3</sup>, Kenichi Ito<sup>3</sup> and Shinya Mizokami<sup>3</sup> <sup>1</sup>IRID, <sup>2</sup>JAEA, <sup>3</sup>TEPCO HD

# ステンレス鋼に化学吸着した Cs 化合物の水への溶出挙動に関する研究

Study on dissolution behavior of Cs chemisorbed compound onto stainless steel into water

\*井元 純平 ',西岡 俊一郎 ',中島 邦久 ', 鈴木 恵理子 ', 逢坂 正彦 '

<sup>1</sup>JAEA

福島第一原子力発電所における水相を介した Cs の長期的なソースタームの一つとして、圧力容器上部構造 材に化学吸着した Cs からの溶出挙動の考慮が重要と考えられる。そこで、ステンレス鋼に化学吸着させた Cs の室温における水への最長 50 日間の溶出試験を実施した。その結果、ステンレス鋼に化学吸着した Cs は長 期的に水に溶出することがわかった。

## キーワード:溶出挙動、ソースターム、化学吸着、セシウム、ステンレス鋼

## 1. 緒言

福島第一原子力発電所(1F)のシビアアクシデント時において、Cs は圧力容器上部構造材のステンレス鋼(SUS)に高温で反応することで化学的に吸着し、Cs-Fe-Si-O系のCs 化合物を生成することが報告されている[1]。化学吸着したCs は、1F で観察されているような長時間過飽和の水蒸気環境下に曝された場合、壁面 凝縮水などによって水相に溶出する可能性が考えられる。この溶出したCs は、水相を介したCs の長期的な ソースタームの1つとなる可能性がある。また、Cs の溶出挙動は構造材解体後の放射性廃棄物処理の観点か らも重要であると考えられる。しかし、SUS に化学吸着したCs が水へ長期的に溶出する挙動に関する知見は 皆無である。本研究では圧力容器上部構造材に化学吸着したCs の水への長期的な溶出挙動を明らかにするた め、SUS にCs を化学吸着させた試料を調製し、Cs の水への溶出試験を行った。

#### 2. 実験方法

溶出試験に供する試験片は、Ar-5%H<sub>2</sub>-5%H<sub>2</sub>O 混合ガス中で Si 濃度 0.5 wt.%の SUS304(約 5×10×2 mm)に CsOH 蒸気を 1000℃で 3 時間反応させることで調製した。

溶出試験は、各試験片を密閉容器内で20mLの純水中に30℃にて静置させることにより実施した。溶出時間は1時間、1日、1週間、2週間、30日、50日とした。各溶出時間試験片を浸漬させた溶出液中のCs量を誘導結合プラズマ質量分析計(ICP-MS)で測定することでCsの溶出量を算出した。また、試験片に残ったCs残存量は120℃の硝酸と塩酸混合溶液により試験片を溶解させ、ICP-MSを用いて溶解液中のCs量を測定することにより算出した。

## 3. 結果及び結言

1000℃で化学吸着させた試験片上のCsには、浸漬1時間で 急速に溶出する成分と、溶出時間が1200時間(50日)におい ても微量溶出し続ける成分が存在することが分かった(図1)。 この2種類の成分は、深さ方向で異なるCs分布が見られたこ と[1]から試験片内存在位置(表面と内奥)の影響、あるいは溶 出挙動の異なる化合物生成の影響等が考えられる。

本結果より、SUS に化学吸着した Cs は長期間に渡って水に 溶出し続けることから、水相を介した Cs の長期的なソースタ ームの1つになり得ること、また構造材の廃棄物処理において 考慮が必要なことが示唆された。今後は溶出試験後の試験片の 微細構造分析等により溶出機構を調査していく予定である。



への溶出量の経時変化

#### 参考文献

[1] F.G. Di Lemma et al., Nucl. Eng. Des., 305, 411-420 (2016).

\*Junpei Imoto<sup>1</sup>, Shunichiro Nishioka<sup>1</sup>, Kunihisa Nakajima<sup>1</sup>, Eriko Suzuki<sup>1</sup> and Masahiko Osaka<sup>1</sup> <sup>1</sup>JAEA Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 504-3 Fuel Reprocessing

# [2I15-18] Pyroprocessing

Chair:Hideya Suzuki(JAEA)

Thu. Sep 12, 2019 4:05 PM - 5:10 PM Room I (Common Education Bildg. 2F D21)

# [2115] Development of electrolytic reduction equipment for oxide fuel pyroprocessing

\*Yoshiharu Sakamura<sup>1</sup>, Masatoshi Iizuka<sup>1</sup>, Hirohide Kofuji<sup>2</sup> (1. CRIEPI, 2. JAEA) 4:05 PM - 4:20 PM

- [2116] Development of spent salt treatment technology using zeolite \*Koichi Uozumi<sup>1</sup>, Kenta Inagaki<sup>1</sup> (1. CRIEPI) 4:20 PM - 4:35 PM
- [2117] Development of hightly fielible technology for recovery and transmutation of minor actinide

\*kohei tada<sup>1</sup>, Hirohide Kofuji<sup>1</sup>, Tsuyoshi Murakami<sup>2</sup> (1. JAEA, 2. CRIEPI)
4:35 PM - 4:50 PM

# [2118] Development of highly flexible technology for recovery and transmutation of minor actinide

\*Masatoshi Iizuka<sup>1</sup>, Tsuyoshi Murakami<sup>1</sup>, Yoshiharu Sakamura<sup>1</sup>, Toshiyuki Nohira<sup>2</sup> (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. Kyoto University) 4:50 PM - 5:05 PM

# 酸化物燃料の電解還元装置開発 (1) 陰極隔壁を用いた 100 グラム規模での UO2 還元試験

Development of electrolytic reduction equipment for oxide fuels (1) 100 g-scale UO<sub>2</sub> reduction test using cathode shroud

> \*坂村 義治<sup>1)</sup>,飯塚政利<sup>1)</sup>、小藤博英<sup>2)</sup> <sup>1)</sup>電中研、<sup>2)</sup>原子力機構

実用性に優れる酸化物燃料の電解還元装置を開発している。陰極で析出するリチウム金属を効率的に利用するために、陰極の周囲にシュラウドを配置して電解を行い、約100 グラムの UO<sub>2</sub>を金属に還元した。

キーワード: 乾式再処理, 電解還元, 酸化ウラン, 金属ウラン

#### 1. 緒言

金属燃料高速炉・乾式再処理技術の開発では、酸化物燃料を金属燃料に転換するために、電解還元プロ セスの研究が行われてきた。これまで国内外で行われた試験において、溶融 LiCl-Li<sub>2</sub>O 中での電解により、 使用済酸化物燃料に含まれるアクチニドが金属に還元されることが確認されている。他方、電解還元プロ セスの実用化に向けての主要な課題として、高い処理速度と効率を実現する電解槽設計が求められている。

これまでの工学規模での電解試験において、陰極で還元反応が一様には進行せず、局所的に溶融塩の分 解(金属Li析出)が起こる現象が見られた。そこで、析出した金属Liを散逸させずに還元剤として有効に 利用するなど、装置上の工夫が必要である。また、陽極では、O2ガスを高い電流密度で発生させ、しかも 効率的に排気する電極構造が重要である。本研究開発では、そうした点を考慮して、工学規模への拡張を 見据えた電解還元試験装置を設計・製作し、UO2を約100g使用する試験を実施して装置性能を評価する。

## 2. 実験方法

内径 100 mm のステンレス坩堝に 1.0 wt%の Li<sub>2</sub>O を含む LiCl を約 1.2 kg 装荷して 650℃で溶融した。陰極は、直径 30 mm の円筒型ステンレス金網バスケットで、UO<sub>2</sub>粉末を 111.33 g 装荷した。そして、陰極に析出する液体金属 Li が 外部に流出しないように、陰極の周囲をステンレス金網シ ュラウドで取り囲んだ。陽極は、幅 15 mm の Pt 板で、陰極 をはさんで 2 つを配置した。陽極で発生する O<sub>2</sub> ガスは、上 部からカバーガスをポンプで吸引することにより排気した。

#### 3. 結果および考察

定電流電解により UO<sub>2</sub>を還元した。設定電流と陰極の電 位変化を図1に示す。電解中は金属Liが析出していると推 測され(金属Liは約-0.8 Vより卑な電位で析出)、電解後半 ではUO<sub>2</sub>残留量の減少に合わせて、電流を20→15 Aに下げ た。一方、電解中の陽極電位は約2.0 Vで、これはO<sub>2</sub>発生 電位と一致している。電解は、装荷したUO<sub>2</sub>の全量が還元 される理論値に対して2.05倍の電気量を通電して終了した (休止時間を除く通算の電解時間は5.0 h)。図2に、電解後 の陰極バスケットの外観と切断面の写真を示したが、UO<sub>2</sub> は完全に金属ウランに還元されていることが確認された。



図1 電解還元試験での設定電流とU02陰極電位



図2 電解還元後の陰極バスケット(直径30mm)

陽極の Pt には金属 Li による腐食は見られず、陰極シュラウドが所定の機能を果たしたものと考えられる。

本成果は、経済産業省資源エネルギー庁の委託事業「平成30年度高速炉の国際協力等に関する技術開発」によって 得られたものである。ウラン試験は、東芝エネルギーシステムズの大森孝氏、中村等氏らの協力により実施した。

\*Yoshiharu Sakamura<sup>1</sup>, Masatoshi Iizuka<sup>1</sup> and Hirohide Kofuji<sup>2</sup>, CRIEPI<sup>1</sup>, JAEA<sup>2</sup>

# 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 (6) ゼオライトカラムによる Sr 吸着試験および FP 移行モデルによる評価

Development of spent salt treatment technology using zeolite

(6) Zeolite column experiments to absorb strontium from simulating spent salt

and evaluation of column performance by mass transfer model

\*魚住 浩一<sup>1</sup>, 稲垣 健太<sup>1</sup>

1電力中央研究所

模擬 FP として Sr を含む模擬使用済塩を用いたカラム試験を実施し、Sr の一部がゼオライトに吸着された ことを確認した。また、カラム通過塩中の Sr 濃度変化へのフィッティングにより FP 移行モデルにおける 速度定数等のパラメータを最適化すると共に、塩浴への浸漬試験への適用によりその妥当性を検討した。

キーワード: 乾式再処理, 使用済塩, ゼオライトカラム, ストロンチウム, FP 移行モデル, 速度定数

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ゼオライトカラムを通 過させることで FP を吸着除去することが想定されており、これまでにアルカリ金属 FP の代表として Cs を含む模擬使用済塩を用いたゼオライトカラム試験を実施している<sup>[1]</sup>。そこで、アルカリ土類金属の代表 として Sr を含む模擬使用済塩を用いたカラム試験を2回実施すると共に、その吸着挙動を評価した。

2. カラム試験の実施 従来の試験<sup>[1]</sup>と同様に、粒径 2.2mm の A 型ゼオライト粒を充填した内径 11.1mm、 長さ 300mm のカラムを 2 つ直列に配置し、0.8~0.9wt.%の Sr を SrCl<sub>2</sub> として含む LiCl-KCl 共晶溶融塩(約 3.0kg)を、駆動用の Ar ガス圧を変えることで、平均 43cm/分あるいは 31cm/分の空塔速度で流動させた。 3. FP 移行に関するパラメータの最適化 ゼオライト粒子への FP 吸着挙動を 5 つの素過程に分けた移行モ デルに基づくカラム挙動評価コード<sup>[2]</sup>を改良したものを使用し、カラム試験におけるカラム通過塩中の Sr 濃度変化へのフィッティングにより速度定数等の不明なパラメータを最適化した。

## 4. カラム試験結果および浸漬試験結果との比較

平均空塔速度 31cm/分の試験におけるカラム出口での 塩中 Sr 濃度変化を、最適化したパラメータを用いての 計算結果と共に右図に示す。本図に示すように滴下開 始直後の Sr 濃度は供給塩中の値(0.84wt.%)よりも有 意に低く、Sr の一部がゼオライトにより吸着された。 また、2 回の試験結果へのフィッティングにより得ら れた速度定数は同程度の値となったほか、Sr を含む溶 融 LiCl-KCl塩浴中にA型ゼオライト粒を浸漬した際の Sr 吸着量変化も概ね再現されたことから、本モデルお よび各パラメータの妥当性が示された。



図 カラムを通過した塩中の Sr 濃度変化

#### 参考文献

[1] K. Uozumi et al., Nucl. Technol, 188, 83 (2014). [2] K. Inagaki et al., J. Nucl. Sci. Technol., 51, 906 (2014).

\*Koichi Uozumi1 and Kenta Inagaki1

<sup>1</sup>Central Research Institute of Electric Power Industry

# 柔軟性の高い MA 回収・核変換技術の開発

# (7)液体 Ga 電極への回収増加に伴うアクチニド回収/希土類分離挙動の解明

Development of highly flexible technology for recovery and transmutation of minor actinide

(7)Elucidation of An/Ln recovery and separation behavior with the increase of An recovery to liquid Ga cathode

\*多田 康平1,小藤 博英1,村上 毅2

1日本原子力研究開発機構,2電力中央研究所

液体ガリウム(Ga)を陰極材料として用いた電解によるアクチニド(An)回収挙動及びAn/希土類(Ln)分離挙動 調査の一環として、液体 Ga 中に飽和溶解度以上の U 及び Pu の回収を試みた。An 回収量を増加することで Pu-Ga 合金を主成分とする固相が液体 Ga 電極中に析出したが、An/Ln 分離性能への影響はなかった。

#### キーワード:乾式再処理,電解精製,液体 Ga 電極,SEM/EDX

## 1. 緒言

Am 等のマイナーアクチニド(MA)を高濃度に含有する金属燃料を用いた核変換のため、乾式再処理技術を 利用した MA 回収の研究を実施している。従来使用してきた液体カドミウム(Cd)電極では、原料によっては、 製品中の Ln/An の比率が高くなり、燃料-被覆管化学的相互作用による被覆管損傷等、安全上の問題が懸念 される。そこで、Ln の除染性能を大幅に向上させるべく、液体 Ga を電極材料として利用した革新的な MA 回収方法を提案している[1]。液体 Ga への U、Pu の飽和溶解度は、液体 Cd の場合よりも低いため、U、Pu の回収量を増加させると、液体 Cd を使用した場合よりも少ない回収量から液体 Ga 電極中に固相を形成する 可能性がある。本研究では、液体 Ga 電極への回収増加に伴う An 回収/Ln 分離挙動調査の一環として、液体 Ga 電極に飽和溶解度以上の U、Pu を回収する試験を実施し、Ga 電極内部を SEM/EDX で観察すると共に、 電解前後の溶融塩及び Ga 電極中の An/Ln 濃度比から分離係数(SF)を評価した。

#### 2. 実験

電解試験は、陽極として Cd-0.1wt%Li 合金(約 18g)、陰極として液体 Ga(約 2g)、参照電極として Ag/AgCl 電極を用い、高純度 Ar 雰囲気下で実施した。U(0.04wt%)、Pu(0.82wt%)、Am(0.04wt%)、並びに Ce(0.81wt%)、 Nd(0.79wt%)、Gd(0.84wt%)、La(0.81wt%)を含む LiCl-KCl 共晶塩(約 200g)をアルミナ製坩堝内にて 500℃で溶 融し、5mA で定電流電解を実施した。通電量は液体 Ga 中に U 及び Pu を飽和溶解度の約 2 倍まで回収する ために必要な量とした。試験後、冷却固化した Ga 電極と溶融塩の一部を酸溶解し、ICP-AES 及び γ スペクト ロメトリーによる元素分析を実施した。また、冷却固化した Ga 電極断面を SEM/EDX により観察した。

## 3. 結果

Ce に対する各元素の SF を表1に示す。SF は(1)式に基づいて計算した。得られた各元素の SF は、U、Pu を飽和溶解度未満に回収した条件と比較して同程度であることから、飽和溶解度以上に回収しても分離性能 に影響を与えないことがわかった。電解後の Ga 電極の溶融塩との接触面の SEM/EDX 分析では、An の回収 を阻害するような固体析出相の堆積等は観察されなかった。一方、Ga 電極内部の SEM/EDX 分析では、1µm ~10µm 程度の粒状の固相を確認し、その固相の主成分が Pu-Ga 合金であることが分かった。前報[1]と比較 すると、Pu の液体 Ga 電極への回収量が 1.3 倍から 2 倍へ増加する場合、電極内部の析出相のみが成長する と推察される。本結果より、液体 Ga 電極を用いて飽和溶解度以上の範囲で An の回収量が増加しても、回収 を阻害する形態の固体析出相は形成されず、An/Ln 分離性能にも影響しないことが明らかとなった。

分離係数(SF) = $\frac{C_{M \text{ in } Ga}}{C_{M \text{ in } salt}} \cdot \frac{C_{C}}{C_{C}}$	<u>in salt</u> (C:モル分率、M:対象元素) e in Ga	(1)
--	---	-----

表1 An を液体 Ga 中に回収した時の Ce に対する分離係数											
液体 Ga 中への回収量 SF(U) SF(Pu) SF(Am) SF(Ce) SF(Nd) SF(Gd) SF(La)											
飽和溶解度以上	548	228	110	1	0.61	0.12	0.13				
飽和溶解度未満[2]	>448	>215	>140	1	-	-	-				

[1] 多田康平ら「柔軟性の高い MA 回収・核変換技術の開発」日本原子力学会 2018 年秋の大会予稿集 2J21(2018) [2] マイナーアクチニド/希土類分離性の高い乾式処理プロセスの開発成果報告書,電力中央研究所, p.67-103(2015.3) ※本件は文部科学省原子力システム研究開発事業「柔軟性の高い MA 回収・核変換技術の開発」の成果である。

\*Kohei Tada<sup>1</sup>, Hirohide Kofuji<sup>1</sup>, Tsuyoshi Murakami<sup>2</sup>. <sup>1</sup> JAEA, <sup>2</sup> CRIEPI.

# 柔軟性の高い MA 回収・核変換技術の開発 (8) 乾式再処理で発生する廃棄物発生量低減方法の検討-1

Development of highly flexible technology for recovery and transmutation of minor actinide

(8) Investigations for waste reduction in pyroprocessing-1

\*飯塚 政利<sup>1</sup>,村上 毅<sup>1</sup>,坂村 義治<sup>1</sup>,野平 俊之<sup>2</sup>

1電力中央研究所,2京都大学

乾式再処理における使用済塩化物溶媒からの FP 元素回収技術の開発を目的として、723K の溶融 LiC1-KC1 中におけるアルカリ土類および希土類元素の電解回収挙動、およびヨウ素などのハロゲンの酸化挙動を調べた。

キーワード:金属燃料高速炉,乾式再処理, MA 核変換,廃棄物低減,電解回収,ヨウ素

## 1. 背景

高速炉燃料サイクルに金属燃料-乾式再処理技術を取り込むことにより、幅広い高速炉導入/Pu 需給シナ リオに柔軟に対応しつつ、廃棄物有害度低減効果を最大化する MA 回収・核変換システムを構築するための研 究開発を進めている。乾式再処理で発生する使用済溶融塩化物溶媒については、電気分解で回収した FP 元素 を酸化物に転換してガラスに含有させることによる高レベル廃棄物固化体発生量の抑制、およびヨウ素の分 離回収を狙っている。ここでは、723K の溶融 LiCl-KCl (58.8:41.2 in mol) 中にアルカリ土類や希土類塩 化物、あるいは Li ハロゲン化物 (I, Br) を加えた系において、液体 Ga 電極へのアルカリ土類 FP 元素回収 挙動、代替電極材料への希土類 FP 元素回収挙動、陽極におけるヨウ素をはじめとするハロゲンの酸化挙動、 について調べた結果を報告する。

## 2. 結果と考察

・アルカリ土類元素(Sr または Ba) を含む溶融塩中で液体 Ga 陰極を用いて定電流電解を行ったところ、低い電位領域でこれらの元素が回収されるものの、電解電流の大部分は溶媒構成元素である Li の還元に使われるため、Sr と Ba の回収に対する電流効率は 2~3 %と低いことがわかった。他の試験により、Ga は回収 FP の酸化物転換の際に酸化されて廃棄物に移行する可能性が高いことも判明したため、代替陰極材料候補として固体 Si 電極について希土類元素 (Nd、Gd、Sm、Eu)の回収挙動を電気化学測定および定電位電解により調べた。その結果、いずれの元素も電極 Si とシリサイドを形成して回収可能であることがわかった(図 1)。 ・LiI、LiBr を加えた LiC1-KC1 中での陽極反応について各種電気化学測定により調べたところ、ヨウ素は Br や Cl よりも低い電位で発生することから(図 2)、選択的に回収できる可能性があることがわかった。陽極から発生するガスをエタノール溶液トラップなどに回収した後に定量した結果、陽極におけるヨウ素発生の電流効率は 76.5%であった。また、電極の消耗や副反応を抑える観点から、グラッシーカーボン、タングステン、白金よりも金の方が陽極材料として優れていることがわかった。



※本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業「柔軟性の高い MA 回収・核変換技術の開発」の成果である。

\*Masatoshi Iizuka<sup>1</sup>, Tsuyoshi Murakami<sup>1</sup>, Yoshiharu Sakamura<sup>1</sup>, Toshiyuki Nohira<sup>2</sup> <sup>1</sup>Central Research Institute of Electric Power Industry, <sup>2</sup>Kyoto University. Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 504-3 Fuel Reprocessing

# [2119-22] Aqueous Separation and Reprocessing

Chair:Daisuke Akiyama(Tohoku Univ.)

Thu. Sep 12, 2019 5:10 PM - 6:15 PM Room I (Common Education Bildg. 2F D21)

# [2I19] Evaluation of DGA extractant impregnated adsorbent directed to establishment of MA separation sheet

\*Yusuke Horiuchi<sup>1</sup>, Tsuyoshi Arai<sup>1</sup>, Sou Watanabe<sup>2</sup>, Masayuki Takeuchi<sup>2</sup> (1. Shibaura Institute of Technology , 2. JAEA)

5:10 PM - 5:25 PM

# [2120] Development of a new extraction method for americium separation \*Hideya Suzuki<sup>1</sup>, Yasutoshi Ban<sup>1</sup>, Yasuhiro Tsubata<sup>1</sup>, Shinobu Hotoku<sup>1</sup>, Nao Tsutsui<sup>1</sup>, Tatsuya Kurosawa<sup>1</sup>, Mitsunobu Shibata<sup>1</sup>, Tomohiro Kawasaki<sup>1</sup>, Tatsuro Matsumura<sup>1</sup> (1. Japan Atomic Energy Agency)

5:25 PM - 5:40 PM

# [2121] Adsorption separation of uranium and thorium by monoamide-immobilized hydrogel from nitric acid solution

\*Masahiko Nakase<sup>1</sup>, Tomoo Yamamura<sup>2</sup>, Kenji Shirasaki<sup>3</sup>, Mitsuie Nagai<sup>3</sup>, Tohru Kobayashi<sup>4</sup>, Daiju Matsumura<sup>4</sup>, Yukako Aoyama<sup>1</sup>, Sotaro tachioka<sup>1</sup>, Kenji Takeshita<sup>1</sup> (1. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology, 2. Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University, 3. Laboratory of Alpha-Ray Emitters, Institute for Material Research, Tohoku University, 4. Material Sciences Research Center, Japan Atomic Energy Agency)

5:40 PM - 5:55 PM

# [2122] Feasibility study for LWR MOX spent fuel reprocessing using PUREX process

\*Takeshi Tsukada<sup>1</sup> (1. CRIEPI) 5:55 PM - 6:10 PM

# MA 分離シート構築を指向した DGA 系抽出剤含浸吸着材の評価

Evaluation of DGA extractant impregnated adsorbent for establishment of the MA separation scheme

\*堀内 勇輔 ',新井 剛 ²,渡部 創 ³,竹内 正行 ³,

1芝浦工業大学大学院,2芝浦工業大学,3日本原子力研究開発機構

**抄録**: 高レベル放射性廃液からの MA(Ⅲ)分離・回収技術として, DGA 系及び NTA アミド抽出剤を含浸し た吸着材を用いた分離フローに着目した。本研究では、本プロセスへの適用を指向した DGA 系抽出剤である TEHDGA を合成し、基礎性能評価を行った。

<u>キーワード</u>: 高レベル放射性廃液, マイナーアクチノイド, 抽出クロマトグラフィ法, TEHDGA

## 1. 緒言

高レベル放射性廃液(<u>High Level Liquid Waste</u>: HLLW)中から長半減期核 種かつ発熱性核種であるマイナーアクチノイド(<u>Minor Actinide</u>: MA)を分 離し核変換に資することは,放射性廃棄物減容化の観点から極めて重要で ある。そこで, DGA 及び HONTA 抽出剤含浸吸着材を用いた MA+Ln 共 回収, MA/Ln 分離の2工程から構成される抽出クロマトグラフィによる MA 回収フローに着目した。これらの抽出剤はリン酸系抽出剤と比較する と,二次廃棄物の低減や抽出・逆抽出性能の向上が期待される[1]。本研究



Fig. 1 Structure of TEHDGA

では, Fig.1 に示した <u>T</u>etra-2-<u>E</u>thylhexyl <u>D</u>i-<u>G</u>lycolic <u>A</u>mide(以下, TEHDGA と略記)を合成した. また,得 られた TEHDGA を用いて TEHDGA 含浸吸着材を作製し,吸脱着特性等の基礎性能評価を行った。

#### 2. 実験方法

TEHDGA 含浸吸着材は、多孔質シリカ粒子(平均粒径約 50 µm, 平均細孔径約 50 nm)に対しスチレン-ジビ ニルベンゼン共重合体を被覆した担体に、自製の TEHDGA 抽出剤を含浸担持させることで作製した。ここで スチレン-ジビニルベンゼンの架橋度は 5 %, TEHDGA 抽出剤の含浸率は 20 wt%とした。バッチ式吸着試験 試験は、TEHDGA 含浸吸着材と試験溶液を固液比 1:20 になるように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1時間振とうした。試験前後の水相中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、吸着性能の評価指数とした。

#### 3. 結果及び考察

Fig. 2 に TEHDGA 含浸吸着材による試験溶液の硝酸濃度と各 Ln(III) の吸着分配係数の相関を示す。Fig. 2 より,高硝酸濃度域において TEHDGA 含浸吸着材は何れの Ln(III)に対しても高い吸着分配係数を示 した。これは,希土類元素が NO3<sup>-</sup>とニトラト錯体を形成し TEHDGA に 配位することで吸着反応が進行したためと考えられる。本会では,硝酸 水溶液中に浸漬した TEHDGA 含浸吸着材を対象とした熱分析による抽 出剤の漏出挙動及びカラム試験による繰り返し溶離による吸着材の性 能評価を行ったので報告する。



Fig. 2 Adsorption behavior of Ln(III)

#### 参考文献

[1] 原子力委員会研究開発専門部会第三回分離変換技術検討会:日本原子力研究開発機構における分離技術に関する研究開発の現状について

\*Yusuke Horiuchi<sup>1</sup>, Tsuyoshi Arai<sup>2</sup>, Sou Watanabe<sup>3</sup>, Masayuki Takeuchi<sup>3</sup>,
<sup>1</sup>Shibaura Institute of Technology Graduate school, <sup>2</sup>Shibaura Institute of Technology, <sup>3</sup>Japan Atomic Energy Agency

# マイナーアクチノイド分離のための新しい抽出法の開発

Development of a new extraction method for minor actinide separation
\*鈴木 英哉, 伴 康俊, 津幡 靖宏, 宝徳 忍, 筒井 菜緒,
黒澤 達也, 柴田 光敦, 川崎 倫弘, 松村 達郎
日本原子力研究開発機構

マイナーアクチノイド(MA)に対する優れた選択能と高い実用性を持つ抽出剤アルキルジアミドアミン (ADAAM)を用い、高レベル廃液(HLLW)からの Am 分離について検討した。ドデカンで希釈した ADAAM によって模擬 HLLW 中より Am, 軽希土類、及び Mo が抽出された。次に、ジエチレントリアミン五酢酸 (DTPA)を含む混合溶液で逆抽出を行うことで、Am のみを高い割合(約 95%)で回収することに成功した。

キーワード:分離変換、MA分離、HLLW、溶媒抽出、抽出剤、ADAAM

#### 1. 緒言

現在、日本原子力研究開発機構では分離変換技術の確立を目指して、HLLW 中から MA を回収するための新しい分離技術の研究開発を行っている[1]。Am 等の長半減期の MA を核変換によって短半減期化あるいは安定核種化するには、HLLW 中か



ら MA を分離・回収する必要がある。また、核変換用燃料中の高発熱性キュリウム(Cm)の含有率を減らすことで、燃料製造及び輸送時の負担が軽減される。しかしながら、3 価の MA と性質が類似している 3 価の 希土類元素(RE)との分離は極めて難しく、Am と Cm との相互分離はさらに困難である。本研究では、1 種類の抽出剤 ADAAM(図 1)を用い、HLLW 中から直接 Am のみを抽出分離する方法について検討した。

## 2. 実験

トレーサー量の<sup>241</sup>Am、<sup>244</sup>Cm、RE、その他 FP(表 1)を含む模擬 HLLW(水相)と抽出剤を溶解したドデカ ン溶液(有機相)の等容量を振とう器を用いて混合し、抽出平衡に達した後、遠心分離により相分離した。水 相、及び有機相のα線をそれぞれ計測し、<sup>241</sup>Am、<sup>244</sup>Cm を定量した。その他の金属イオンは ICP-MS、また は ICP-AES を用いて濃度を測定し、抽出率、及び逆抽出率を求めた。

#### 3. 結果·考察

#### 表 1. ADAAM による模擬 HLLW 中からの各金属の抽出率 [%]

元 素	Am	Cm	La	Ce	Pr	Nd	Sm	Eu	Sr	Y	Zr	Мо	Ru	Rh	Pd	Cs
抽出率	77.8	34.1	98.2	97.3	94.9	87.3	26.9	6.17	0.01	0.27	2.06	67.2	9.33	0.18	0.53	0.07

0.2 M ADAAM をドデカンに溶解した有機相を用いて、1.5 M 硝酸、0.1 M HEDTA、0.5 M H<sub>2</sub>O<sub>2</sub>を含む模擬 HLLW からの抽出試験を実施した。そ の結果、Am, La, Ce, Pr, Nd, Mo が抽出されることがわかった(表 1)。次に、 抽出された金属イオンを含む有機相と、5~50 mM DTPA、0.3 M マロン酸、 1.5 M 硝酸アンモニウム混合溶液(水相)を接触させ逆抽出を行った。結果 を図 2 に示す。20 mM DTPA において、La~Nd, Mo は有機相中に残り、 Am の約 95%が水相中に移行した。本技術を多段抽出に適応させることで、 HLLW から直接 Am のみを分離・回収できることが示唆された。

## 参考文献

[1] Y. Ban, et al., Solvent Extr. Ion Exch. 2019, 37, 27-37

<sup>\*</sup>Hideya Suzuki , Yasutoshi Ban, Yasuhiro Tsubata, Sinobu Hotoku, Nao Tsutsui, Tatsuya Kurosawa, Mitsunobu Shibata, Tomohiro Kawasaki and Tatsuro Matsumura. Japan Atomic Energy Agency



# モノアミド搭載型ハイドロゲルによる硝酸溶液からのウラン,トリウムの吸着分離

Adsorption separation of uranium and thorium by monoamide-immobilized hydrogel from nitric acid solution

\*中瀬 正彦<sup>1</sup>,山村朝雄<sup>2</sup>,白崎謙次<sup>3</sup>,永井満家<sup>3</sup>,小林徹<sup>4</sup>,松村大樹<sup>4</sup>

,青山友花子1,立岡壮太郎1,竹下健二1

1東工大先導原研,2京大複合原科研,3東北大学金研,4原子力機構

モノアミドであるジアリルアミド(DAA), N-イソプロピルアクリルアミド(NIPA), N,N'-メチレンビスアク リルアミド(BIS)をラジカル重合させゲル吸着剤を合成した. DAA の側鎖構造と U/Th 吸着性能挙動との相 関を明らかにし,元素分析によりゲル吸着剤中の構造水数への影響も示唆された.

キーワード:ウラン、トリウム、再処理、ゲル液抽出、溶媒抽出、分離科学

**結言** Th サイクルが再注目されているが、バックエンド技術成立性は検討が十分とは言えない. Th 燃料 再処理では溶媒抽出においてモノアミドが利用可能だが U/Th の分離係数が十分であり、また強烈な放射線 に起因する配位子劣化抑制も課題となる. そこで配位子を化学結合により取り込ませたゲル吸着剤を開発 し、様々な系への適用を進めている[1]. 今回、モノアミド配位子を重合して分離挙動、諸物性を調査した.
 **2. 実験方法** 合成スキームを Fig.1 に示す. 乾燥・粉砕ゲル 3mg と UO<sub>2</sub><sup>2+</sup>乃至は Th<sup>4+</sup>を含む水相 1 mL を

5mL 容器に加え,各温度で振 とう後水相を分取し, 0.5 mL を乾固後に内標準(Y)と硝酸 を加え ICP-AES で定量した. 元素分析は Flash EA1112 (Thermo Quest)を用いた.



3. 結果と議論 Fig.2 に UO<sub>2</sub><sup>2+</sup>吸着に及ぼす硝酸濃度と DAA-gel の側鎖構造による影響を示した. 全体の傾向としては溶媒抽出と同様に酸濃度が高いほど吸着が促進された. 溶媒抽出で長鎖 DAA(C12)を用いた際は界面活性効果の増大,水相白濁,ミセル乃至は第三相形成が示唆されたがゲルでは一切見られなかった. これは配位子に化学的に担持されているためである. 配位子を搭載していない NIPA-BIS ゲル自身でもアクチノイドイオンの吸着が見られ,複数の要因の競争的な働きにより酸濃度依存性が複雑化したと考えられる.

ー連の元素分析では DAA/NIPA-Bis ゲルの合成 時の仕込み量論比に対して何分子かの構造水の存 在を仮定することで理論値と良く一致した.搭載 している配位子の側鎖構造によるゲル内の親疎水 性環境の変化が構造水数に影響を及ぼすことが示 唆される. UO2<sup>2+</sup>と Th<sup>4+</sup>への理解は他のアクチノ イドの理解に繋がるため,溶液とゲル中でのイオ ンの状態も今後精査する.発表では Th<sup>4+</sup>について も溶媒抽出,吸着挙動との比較と考察も加える.





4. 引用文献 [1] M. Nakase et al., Separ Sci Technol, Vol 54, No 12, 1952–1959 (2019).

5. 謝辞 学振科研費挑戦的研究(萌芽)(18K19043). 東北大学金研 α 放射体実験室利用共同研究, 17K0086,18K0108,19K0002 で推進されている.

\*Masahiko Nakase<sup>1</sup>,Tomoo Yamamura<sup>2</sup>,Kenji Shirasaki<sup>2</sup>,Mitsuie Nagai<sup>3</sup>,Tohru Kobayashi<sup>4</sup>, Daiju Matsumura<sup>4</sup>, Yukako Aoyama<sup>1</sup>, Sotaro Tachioka<sup>1</sup>, and Kenji Takeshita<sup>3, 1</sup>Tokyo Institute of Technology, <sup>2</sup>Kyoto University, <sup>3</sup>Tohoku University, <sup>4</sup>Japan Atomic Energy Agency.

# 軽水炉使用済 MOX 燃料への PUREX 再処理法の適用性検討 (1) 分配工程の成立性検討

Feasibility study for LWR MOX spent fuel reprocessing using PUREX process

(1) Feasibility study on distribution process

\*塚田 毅志1

1電力中央研究所

軽水炉 MOX 燃料を通常の UO2 燃料と混合して現行 PUREX 再処理プロセスにて再処理する場合を想定し、 Pu 分配工程の成立性を計算コードの解析により評価した。UO2 燃料と MOX 燃料の混合割合 UO2:MOX=4:1 程度までの混合が可能であり、さらに、供給する還元剤(U<sup>4+</sup>)の濃度を増加させることにより、安全裕度を確 保した分配工程が成立することを示した。

キーワード: 軽水炉 MOX 燃料、PUREX プロセス再処理、分配工程、Pu 濃度、安全裕度

## 1. 緒言

通常の軽水炉使用済 UO2 燃料の再処理より発生するプルトニウム(Pu)は、高速炉の導入が見通せない中で は、当面は軽水炉 MOX 燃料として利用することとしている。あわせて、発生する使用済 MOX 燃料の処理 方法も検討しておく必要がある。使用済 MOX 燃料処理方法のオプションの一つとして、現行の PUREX 法 により再処理を行う場合を検討した。特に、軽水炉 MOX 燃料を通常の UO2 燃料と混合処理する場合におけ る Pu 分配工程の成立性を計算コードの解析により評価した。

#### 2. 検討方法

UO2燃料と MOX 燃料の混合割合が 9:1~2:1 の場合を想定し、同時に、分配塔へ供給する還元剤である U<sup>4+</sup>の供給濃度を増加(105~200g/l)させることとを組み合わせた運転条件に対して、Pu 分配塔内の Pu<sup>4+</sup>の濃度分 布を解析した。分配工程の成立性の判断として、安全裕度(Pu<sup>4+</sup>が U と分離されることなく流出するまでの距離)を考慮して、分配塔における含 U 溶媒中の Pu<sup>4+</sup>濃度が回収率 99.999%相当濃度(1.0<sup>-5</sup>g/l 程度)となるカラム 高さ(Pu<sup>4+</sup>還元位置) を指標として評価した。

## 3. 検討結果および考察

運転裕度を考慮して、Pu<sup>4+</sup>還元位置の 上昇を、UO2燃料のみの標準条件と比較 して 100cm 程度とするのが適当と判断 した。根拠としては、UO2燃料のみにお いて Pu 濃度が 2 倍となった場合の移動 距離が 250cm 程度であるため、その半 分以下の移動距離までは許容できると した。

UO2 燃料と MOX 燃料の混合割合が 9:1~2:1 において、還元剤 U<sup>4+</sup>濃度を変 化させた場合の Pu<sup>4+</sup>還元位置の推移を 図 1 に示す。これらの運転条件の内、 Pu<sup>4+</sup>還元位置の上昇が 100cm 程度とな る運転条件を表に示す。

UO2 燃料と MOX 燃料の混合割合 UO2:MOX=4:1 程度までの混合が可能 であり、供給する還元剤 U<sup>4+</sup>の濃度を現 行の 105g/1 から 200g/1 程度まで増加さ せることにより、Pu<sup>4+</sup>還元位置をカラム 下部(移動距離 100cm 程度)にとどめて おくことが可能であることがわかっ た。

**UO**2燃料と MOX 燃料の混合方式、臨 界に関する検討等がさらに必要であ る。



図1 含 U 溶媒中 Pu<sup>4+</sup>濃度が回収率 99.999%相当濃度となるカラム高さと 運転条件の関係、および、推奨される運転条件(表)

\*Takeshi Tsukada1

<sup>1</sup>Central Research Institute of Electric Power Industry

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

# [2J01-05] Subcriticality Evaluation

Chair:Tomohiro Endo(Nagoya Univ.) Thu. Sep 12, 2019 9:30 AM - 10:50 AM Room J (Common Education Bildg. 2F D22)

# [2J01] A Study for Reactor Noise Measurement in Power Operation at Kyoto Univ. Reactor Part.2

\*Sin-ya Hohara<sup>1</sup>, Atsushi Sakon<sup>1</sup>, Kunihiro Nakajima<sup>2</sup>, Kazuki Takahashi<sup>2</sup>, Tadafumi Sano<sup>1</sup>, Kengo Hashimoto<sup>1</sup> (1. Atomic Energy Research Institute, Kindai Univ., 2. Graduate School of Sci. and Eng., Kindai Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM

[2J02] Applicability of the Extended Kalman Filter Technique to Reactivity Monitoring at KUCA

\*Masao Yamanaka<sup>1</sup>, Cheol Ho Pyeon<sup>1</sup> (1. Kyoto Univ.)

# 9:45 AM - 10:00 AM

# [2J03] Improvement of reactivity estimation method based on behavior of power in subcritical quasi static state

\*Yuichi Yamane<sup>1</sup> (1. JAEA) 10:00 AM - 10:15 AM

# [2J04] Development of a handy criticality analytis tool HAND for fuel debris retrieval

\*Kenichi Tada<sup>1</sup>, Takao Sakino<sup>1</sup> (1. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM

[2J05] Development of multi-species material randomization using Monte Carlo solver Solomon

\*TARO UEKI<sup>1</sup> (1. JAEA) 10:30 AM - 10:45 AM

# 京都大学原子炉における出力時原子炉雑音測定のための研究 その2

A Study for Reactor Noise Measurement in Power Operation at Kyoto Univ. Reactor Part.2

\*芳原 新也 <sup>1</sup>,左近 敦士 <sup>1</sup>,中嶋國弘 <sup>2</sup>,高橋和暉 <sup>2</sup>,佐野忠史 1,橋本憲吾 <sup>1</sup>

1近畿大学原子力研究所

<sup>2</sup>近畿大学大学院総合理工学研究科

京都大学原子炉(KUR)の起動系(FC#1、FC#2)を用いて原子炉雑音測定を、5段階の異なる未臨界反応 度に対して実施した。測定の結果、KUR 起動系を用いた原子炉雑音実験においては KUR 炉心由来の核雑音 が観測出来ないこと及び原子炉雑音とは別に電気系統由来と推測される雑音が混入することがわかった。

**キーワード**:原子炉雑音, Feynman-α解析, 京都大学原子炉, 核分裂計数管

#### 1. 緒言

高出力炉の雑音解析は、1960年代から 1970年代にかけて世界的に多くの研究者が取り組んだ研究対象であり、我が国においても斎藤、須田、森島、山田らの優れた研究があるが、当時の炉雑音解析研究は、原子炉の異常診断や出力安定性診断のための技術開発を主たる目的としており、炉物理特性量の測定を目的とした炉雑音解析は僅かであった。本発表では昨年の発表<sup>[1]</sup>に引き続き、京都大学原子炉 KUR 中性子計装系における KUR 炉心の核雑音測定可能性の調査を行ったので、その結果を報告する。

## 2. 実験条件及び結果

測定は、京都大学原子炉 KUR の起動系(FC#1、FC#2)を用いて 2018 年 10 月 2 日に実施した。中性子計 装系信号は KUR の運転盤において二値化された後に、時間記録器(HSMCA4106LC/ANSeeN Inc.)により記 録した。測定は KUR 炉心の 5 段階の異なる未臨界反応度(-2.949, -2.100, -1.153, -0.619, -0.326 % Δ k/k)

に対して実施した。測定結果を 25msec 毎の計数率により確認 した結果、突発的な計数率増加が確認され、この計数率増加現 象が KUR 原子炉室への入室に関連していることが判明した。 上記の突発的な計数率増加イベントを除いた時系列データに より Feynman-α解析 (バンチング法)を行った結果、図1に示 すように、二重のα値が確認されたが、FC#1と FC#2 による共 分散解析を行った結果、KUR 炉心由来のものではなく、検出器 固有の現象であることがわかった。



#### 3. 結論

京都大学原子炉 KUR 中性子計装系における KUR 炉心の核雑音測定可能性の調査を行った結果、Feynmanα/バンチング法により、高速時間領域において二重のα値が観測されたが、観測α値は KUR 炉心由来のも のではなく、検出器固有の現象であることがわかった。また、解析過程において KUR 気密扉開閉由来と推測 される外来雑音の存在も確認することが出来た。このことから、現状の KUR の中性子計装系は、パルスモー ドによる長期連続の原子炉雑音測定に適していないことが判明した。

#### 参考文献

[1] "京都大学原子炉における出力時原子炉雑音測定のための研究", 芳原新也, 中嶋國弘, 高橋和暉, 左近敦士, 橋本憲吾, 2018 年日本原子力学会秋の大会 2M07 (2018)

\*Sin-ya Hohara<sup>1</sup>, Atsushi Sakon<sup>1</sup>, Kunihiro Nakajima<sup>2</sup>, Kazuki Takahashi<sup>2</sup>, Tadafumi Sano<sup>1</sup> and Kengo Hashimoto<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Atomic Energy Research Institute, Kindai Univ., <sup>2</sup>Graduate School of Sci. and Eng., Kindai Univ.

# KUCA における拡張カルマンフィルターの未臨界度監視への適用性

Applicability of the Extended Kalman Filter Technique to Reactivity Monitoring at KUCA

\*山中 正朗<sup>1</sup>, 卞 哲浩<sup>1</sup>

1京都大学複合原子力科学研究所

KUCA-A 架台における未臨界体系にパルス中性子を打ち込み、制御棒の挿入過程における未臨界過渡実験を実施した。本研究では、本過渡実験における未臨界度の変化を拡張カルマンフィルター(EKF)により推定することで、EKF を用いた未臨界度監視への適用性を検討した。

キーワード:拡張カルマンフィルター、未臨界度監視、パルス中性子法、京都大学臨界集合体実験装置

1. 緒言 本研究では、加速器駆動システムの未臨界度のオンライン測定を念頭に、拡張カルマンフィルター (EKF)の未臨界度監視への適用性を検討した。未臨界度のオンライン測定手法として逆動特性法が広く知られ ているが、測定に用いられる検出器は検出器効率が変化しないこと、また、中性子束の高次モードの影響を 受けないことが前提条件となっている。本研究における未臨界度のオンライン測定とは測定で得られた計数 率から即発中性子成分のみを抽出し、EKFによって未臨界度を推定することである。

2. 実験および計算 KUCA において通称 EE1 炉心と 14 MeV パルス中性子源(100 Hz 周期)を用いて、制御棒の挿入によって未臨界度を変化させたときの過渡実験を行った。検出器には炉心外周に設置された BF3 検出器を用いた。本過渡実験では、Case 1 の制御棒が挿入されていないクリーン炉心から時系列データの収録を開始し、約 650 秒後に最も制御棒価値の大きな C1 制御棒をモータ駆動によって挿入することで Case

2の未臨界体系に移行させた。さらに、約1860秒で検出 器付近のC3制御棒を挿入してCase3の未臨界体に変化 させた。即発中性子のみの計数率は、実験で得られた計 数率においてパルス打ち込みから0.006秒間マスクして 遅発中性子成分の計数率を取得し、計数率から差し引く ことで推定した。未臨界度の参照値は MCNP6.2 と ENDF/B-VII.1を用いた固有値計算により求めた。

3. 結果 図1に示すように実験で得られた計数から即発中 性子成分を抽出したときの計数率の時系列変化では、未臨 界度変化のシナリオに対応して計数率が減少した。EKF に おいて、一点炉動特性方程式で即発中性子のみを考慮した 状態空間モデルと即発中性子の計数率を用いて、計数率お よび反応度を1秒毎に推定した。図1のEKFにおける即発 中性子の計数率の推定は、実験で推定したものと一致した。 さらに、図2に示すように、EKFによる反応度推定値は概 ね再現していることから、即発中性子を用いた未臨界度の オンライン測定の適用性を示すことができた。今後、計数 率の推定においてパルス打ち込み後からの待ち時間を導入 することにより、実験で用いた検出器位置での反応度測定 における高次モード中性子束の影響を調査する。



\*Masao Yamanaka 1, Cheol Ho Pyeon1

<sup>1</sup>Insutitute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto Univ.

# 準定常状態の出力挙動に基づく反応度評価手法の改良

Improvement of reactivity estimation method based on behavior of power in subcritical quasi static state

# \*山根 祐一 原子力機構

未臨界状態の核燃料の反応度が変化した直後の準定常状態における出力挙動に基づいてドル単位の反応度 を評価する手法を改良した。これを一点炉動特性コード AGNES の計算で得られた出力の時系列データに適 用し、-10 ドル以上で精度よく反応度を評価できることを確認した。

キーワード:未臨界、反応度評価、一点炉動特性、準静的状態、燃料デブリ

## 1. 緒言

核燃料溶液の臨界管理されていない容器への流入の他、福島第一原発の燃料デブリへの適用を想定し、未 臨界の核燃料の反応度が変化した直後の準静的状態における出力挙動に基づいて反応度を評価する手法を開 発し、検証用の実験データを取得して評価を行ってきた<sup>[1][2]</sup>。

出力の時系列データとそれを最小二乗法を用いて再現したデータの誤差の一部が、反応度に応じて敏感に 変化することに着目して新たな手順を開発した。動特性計算で生成した出力の時系列データに擬似的なノイ ズを加えたデータに適用し、-10\$程度以上の範囲で良い精度で評価できることが確認できた。

この成果は、任意の未臨界体系における数値解析に依存しない反応度測定手法の整備に寄与するとともに、 核燃料施設や原子炉施設の安全性向上、核燃料物質を取り扱う際の臨界防止に役立つことが期待される。

#### 2. 反応度評価

#### 2-1. 解析したデータの条件

AGNES コードで動特性計算を行い、得られた出力の時系列データに 10%の擬似ノイズを加えたデータを 解析の対象とした。

#### 2-2. 改良後の評価手順

出力の時系列データの *i* 番目を $y_i$  で表す。この $y_i$ を用いて算出する $x_i$ との間に、準定常状態では $y_i = A + Bx_i$ が成り立つ<sup>[1]</sup>ことを以下で用いる。 $\rho_s$ をパラメータとして以下の手順を行うが、新手順では、③の誤差データが $\rho_s$ に応じて敏感に変化する ( $\rho_s$ が真値より小さいと下に凸、大きいと上に凸となる) ことを利用する。

①  $x_i = \exp(M_i/\alpha_v)$ を計算する。 $M_i$ は従来と同じ方法で $y_i$ から算出する。 $\alpha_v = 1/\rho_s - 1$ である。

- ② 最小二乗法を用いて A, B を計算する。ただしA =  $y_{\infty}$  (安定時出力)となるようにデータ数 N を決める (長くとる)。 5.E-08
- ③ 元データ $y_i$ と②の計算で再現されたデータA +  $Bx_i$ の誤差 $A + Bx_i y_i$ の初期数十秒(図 1 の concerned range)における直線性が最も良い $\rho_{\$}$ を求める。

#### 3. 結果

図1の例(初期 $\rho_{\$} = -100$ <sup>\$</sup>、900s から直線的に反応度を添加し、1000s 以降 $\rho_{\$} = -10.6$ <sup>\$</sup>を保った)では評価結果は-10.7<sup>\$</sup>となった。

## 参考文献

[1] 山根祐一、「一点炉動特性方程式に基づく未臨界状態における 出力の漸近的挙動」日本原子力学会 2017 春の年会予稿集、1F04



図 1. AGNES コードで生成した時系列データへの適用例

(2017). [2] 山根祐一他、「KUCA 未臨界炉心の反応度評価 (2) 準静的状態の出力挙動に基づく評価」日本原子力学会 2019 春の年会予稿集、2J02 (2019).

\*Yuichi Yamane

JAEA

# 簡易燃料デブリ臨界性解析ツール HAND の開発

## Development of a handy criticality analysis tool HAND for fuel debris retrieval

\*多田 健一1、崎野 孝夫1

## 1原子力機構

東京電力福島第一原子力発電所事故で生じた燃料デブリの臨界性の高速な解析を可能とするため、燃焼度、 含水率等をパラメータとして簡易に燃料デブリの臨界性を解析する計算ツール HAND を開発した。

キーワード: HAND, 燃料デブリ, 臨界性解析, SWAT4.0, MVP

## 1. 緒言

燃料デブリの臨界管理は東京電力福島第一原子力発電所の廃炉作業にとって重要な研究課題の一つである。 燃料デブリはその幾何形状や平均燃焼度、含水率などが不明なため、燃料デブリの臨界性の不確かさは大き い。そのため廃炉作業計画を作成するには、この不確かさを考慮するために非常に多くの条件を検討する必 要がある。また、廃炉作業計画作成の効率化のためには、炉物理の専門家以外も容易に臨界性を解析できる ことが望ましく、既存の臨界性解析コードでは不十分である。そこで本研究では、高速かつ誰でも簡易に燃 料デブリの臨界性解析を可能にするため、Excel のマクロプログラムを用いた簡易臨界性解析ツール HAND (Handy criticality ANalysis tool for fuel Debris)を開発した<sup>1)</sup>。HAND は誰もが容易に燃料デブリの臨界性を解析 できるように非常にシンプルな GUI 入力となっている。また直感的に理解できるように、計算結果は数値だ けでなくグラフでも表示される。本発表では、この HAND の概要とその計算例について紹介する。

#### 2. HAND の概要

HAND は燃料デブリの臨界性解析結果のデータベースであり、事前に様々な条件で解析しておいた燃料デ ブリの実効増倍率を Excel に保存している。HAND では、Excel のマクロプログラムを用いてこれらの結果を 出力することで、高速な燃料デブリの臨界性解析を実現している。HAND では

① 無限均質体系における燃料デブリの k<sub>∞</sub>が 1.00、0.98、0.95 となるパラメータ範囲の解析

② 球体系及び無限円柱体系において燃料デブリの keff が 1.00、0.98、0.95 となるパラメータ範囲の解析 の二つの解析を取り扱うことができる。現在の HAND では、実効増倍率が最も高くなる燃料と水の混合体の 解析しか出来ないが、今後はより現実的な条件下での解析を可能とするため、構造材が混合した体系の解析 にも対応する予定である。HAND で用いる燃料の組成は OECD/NEA の Phase 3C で用いられた 9×9 Type B 燃 料を用い、燃焼計算には SWAT4.0 を用いた。また、燃料デブリの臨界性解析には MVP を用いた。

## 3. HAND の計算例

図1に HAND の計算例を示す。図1に示す通り、HAND では入力画面において燃料のボイド率、燃焼度、 冷却期間、核分裂生成物の有無、含水率などを設定するだけで、自動的に燃料デブリの臨界性の解析や結果 のグラフ化を行うことができる。HAND を用いることで、炉物理の専門的な知識を持たない廃炉作業の計画 立案者や作業者が容易に燃料デブリの臨界性解析が可能となる。HAND を用いることにより、燃料デブリの

臨界性解析に必要な時間が短縮され ることから、廃炉作業の効率化が期待 できる。

## 参考文献

 K. Tada, "Development of a handy criticality analysis tool for fuel debris," *Proc. ICONE27* (2019).

\*Kenichi Tada<sup>1</sup>, Takao Sakino<sup>1 1</sup>JAEA



#### 2019年日本原子力学会

# 多種物質系乱雑化モデルの開発とモンテカルロソルバーSolomon での検証

Development of multi-species material randomization using Monte Carlo solver Solomon

\*植木 太郎 1

1日本原子力研究開発機構

分布不明の多種類の物質からなる系の臨界性評価に関して、各物質の平均体積割合の分割指定と異物質間の 組み合わせペアから構成される乱雑化モデルを開発し、モンテカルロソルバーSolomonで検証した。

キーワード: 分布不明, 多種物質系, 臨界性, 乱雑化, モンテカルロ, Solomon

**結言**空間分布の不確定さを表現する確率的乱雑化ワイエルシュトラス関数[1]を、3種類以上の物質からなる系に適用することは、多くの燃焼度を取り扱い可能とする点で、1F デブリの臨界管理上、有用である。
 **2.多種物質の乱雑化モデル** 平均体積割合を、M種の物質からなる系に対して、Vn、n=1,...,Mとする。これらの物質の混合を、MC2ペアの2種類物質混合の総体として表現することを考える。物質nのみからなる微小部

平均体積割合 $V_n$ , n = 1, ..., M,  $V_1 + V_2 + \dots + V_M = 1$   $V_{n,1} + \dots + V_{n,n-1} + V_{n,n+1} + \dots + V_{n,M} = V_n$   $V_{n,1} : ...: V_{n,n-1}: V_{n,n+1}: ...: V_{n,M} = V_1 : ...: V_{n-1}: V_{n+1}: ...: V_M$ 平均体積割合 $V_{j,k}$ 相当の物質jと平均体積割合 $V_{k,j}$ 相当 の物質kの組み合わせに確率的乱雑化を適用 $(j \neq k)$ 図1 平均体積分割と異種物質部分体積組み合わせ 分は、他物質1,...,n-1,n+1,...,MとV<sub>1</sub>:...:V<sub>n-1</sub>:V<sub>n+1</sub>:...:V<sub>M</sub>の 頻度比で遭遇する。そこで、平均体積割合V<sub>n</sub>を図1に示 すようにV<sub>n</sub>,1,...,V<sub>n</sub>,n-1,V<sub>n</sub>,n+1,...,V<sub>n</sub>,Mに分割し、V<sub>p</sub>,qに相 当する物質pとV<sub>q</sub>,rに相当する物質qの混合を考える。こ のペアに、確率的乱雑化ワイエルシュトラス関数 $W_{p,q}(\mathbf{r})$ (rは位置座標)による空間分布不確定さモデルを適用

する[1]。例えば、3種類の物質系の体積割合は、 $\hat{V}_1(\mathbf{r}) = V_{1,2} + V_{1,3} + W_{1,2}(\mathbf{r}) - W_{3,1}(\mathbf{r}), \quad \hat{V}_2(\mathbf{r}) = V_{2,3} + V_{2,1} + W_{2,3}(\mathbf{r}) - W_{1,2}(\mathbf{r}), \quad \hat{V}_3(\mathbf{r}) = V_{3,1} + V_{3,2} + W_{3,1}(\mathbf{r}) - W_{2,3}(\mathbf{r}) \geq tx$ る。ここで、ハット(^)は $W_{1,2}(\mathbf{r}), W_{2,3}(\mathbf{r}), W_{3,1}(\mathbf{r})$ の実現に対応する乱雑化媒質のレプリカを意味し、 $\hat{V}_1 + \hat{V}_2 + \hat{V}_3 = V_1 + V_2 + V_3 = 1$ である。

3. Solomonによる数値計算結果 上記乱雑化モデルの巨視的反応断面積 $\Sigma$ は、3種類の物質系では、 $\Sigma(r, E) = \hat{V}_1(\mathbf{r})\Sigma_1(E) + \hat{V}_2(\mathbf{r})\Sigma_5(E) + \hat{V}_3(\mathbf{r})\Sigma_5(E)$ (Eはエネルギー)である。この断面積表現を、連続エネルギーモンテ



カルロソルバーSolomon[2]に組み込み、デルタ追跡法による臨界計算 [3]を実施した。具体的には、国際臨界安全ベンチマーク実験プロジ ェクト識別番号IEU-MET-FAST-007のBigTen問題で、中央円筒の太径 部分の周りの長方形断面トーラス部を高濃縮ウラン50% ( $V_1$ =0.5)、10% 濃縮ウラン40% ( $V_2$ =0.4)、天然ウラン10% ( $V_3$ =0.1) として上記乱雑 化モデルを適用し、臨界性を評価した。図2に数値計算結果を示す。 レプリカ生成の不確かさに伴う実効増倍率の揺らぎが0.1%以上とな

っている。これは、原子炉物理・臨界安全の基準からみると、有意な揺らぎである。

4. 研究の意義と今後の方向性 本報の手法により,3時点以上の異なる燃焼度が、乱雑化モデルで取り扱い 可能となった。一方、金属相の析出・分離等の不連続・断続的な物質分布変化に関しては、ボクセルモデル を開発済みである[4]。今後、これらのモデル機能を統合し、熱スペクトル体系の解析を実施する予定である。

### 参考文献

[1] 植木太郎, 2019 年春の年会、講演番号 3J09 [2] 長家康展、羽倉洋行、2018 年秋の大会、講演番号 2M18 [3] T. Ueki, JNST 2017, VOL. 54, NO. 3, 267–279 [4] T. Ueki, JNST 2018, VOL. 55, NO. 10, 1180–1192

本報の研究は、原子力規制庁の平成31年度東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備事業として行われた。

\*Taro Ueki

<sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency, Nuclear Safety Research Center, Criticality Safety Research Group
Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety

### [2J06-09] Criticality Safety

Chair:Satoshi Takeda(Osaka Univ.) Thu. Sep 12, 2019 10:50 AM - 11:55 AM Room J (Common Education Bildg. 2F D22)

### [2J06] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris \*Shinya Kano<sup>1,2</sup>, Satoshi Wada<sup>1,2</sup>, Tsuyoshi Misawa<sup>3</sup>, Kitamura Yasunori<sup>3</sup> (1. IRID, 2. Toshiba ESS, 3. Kyoto Univ.) 10:50 AM - 11:05 AM [2J07] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris \*Satoshi Takeo<sup>1,2</sup>, Ryo Ishibashi<sup>1,2</sup>, Yuichi Morimoto<sup>1,2</sup> (1. HGNE, 2. IRID) 11:05 AM - 11:20 AM [2J08] Development of the insoluble neutron absorbers using self-assembled surfactant aggregates \*Noriaki Ushio<sup>1</sup>, Hiroyuki Terazaki<sup>1</sup>, Kouji Koyanagi<sup>1</sup>, Norikazu Jin<sup>1</sup>, Toshio Hayashi<sup>1</sup> (1. Kao Corporation) 11:20 AM - 11:35 AM [2J09] Development of the insoluble neutron absorbers using self-assembled surfactant aggregates \*Ryota Nambara<sup>1</sup>, Takuji Kume<sup>1</sup>, Noriaki Ushio<sup>1</sup> (1. Kao) 11:35 AM - 11:50 AM

### 燃料デブリの臨界管理技術の開発

### (50) 大型の燃料デブリを模擬した二分割炉心の未臨界度測定

Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(50) Sub-criticality Measurement in KUCA Decoupled Core Simulating Large-Scale Fuel Debris

\*加納 慎也 <sup>1,2</sup>, 和田 怜志 <sup>1,2</sup>, 三澤 毅 <sup>3</sup>, 北村 康則 <sup>3</sup>

<sup>1</sup>IRID,<sup>2</sup>東芝エネルギーシステムズ,<sup>3</sup>京都大学

京都大学臨界集合体実験装置(KUCA)にて、大型の燃料デブリを模擬した二分割炉心の未臨界度測定試験を 実施した。本稿では、該当の試験の内容と得られた結果について報告する。

**キーワード**:福島第一原子力発電所事故,燃料デブリ,臨界安全,未臨界度測定,ファインマンα法 **1. はじめに**燃料デブリ取出し時に,臨界に近接する状態を検知し,臨界の発生を未然に防止するための システム(臨界近接監視システム)<sup>[1]</sup>の開発を進めている。本システムでは,燃料デブリを取出す前の体系の 未臨界度をファインマンα法(FA法)<sup>[2]</sup>により測定する方針としている。格納容器内部調査<sup>[3]</sup>により,2号機 については,直径 5m を超える範囲に,燃料デブリとみられる堆積物が広がっていることが確認されてい る。大型の体系においては,FA法の理論式の導出において前提とされている一点炉近似が成り立たず,適 切に未臨界度測定が行えない懸念があることから,KUCAを用いた試験によりその適用性を確認した。

2. 試験内容 大型の体系においては,局所的に外乱が加えられた場合 に,中性子束分布が大きくひずむこと,またそのひずみの度合いが, 固有値間隔(E.S.)<sub>1</sub>(=1/λ<sub>1</sub>-1/λ<sub>0</sub>)に反比例して大きくなることが知ら れている<sup>[4]</sup>(λ<sub>1</sub>は一次モードに対応する固有値,λ<sub>0</sub>は基本モードに対応 する固有値を示す。)。測定体系の例を図1に示す。測定体系は,燃料 体とポリエチレン反射体からなる,2つの小型の炉心(二分割炉心)とし た。大型の燃料デブリを模擬するため,2つの炉心の間隔を調整して, 大型の燃料デブリと同程度の固有値間隔(E.S.)<sub>1</sub>(~0.01)となるようにし た。二分割炉心の近傍に,B-10比例計数管を設置し,片側(もしくは 両側)の炉心に,燃料デブリを取出す際に想定される外乱(例えば,燃料 デブリ取出しによる反応度低下や水の浸入による反応度増加を模擬し た燃料体の置換)を加えた際の体系の増倍率 M(=1/(1-k<sub>eff</sub>))を測定した。

3. 試験結果 大型の燃料デブリを模擬した二分割炉心の未 臨界度測定の結果を図2に示す。測定により得られた増倍率 Mの推定値 M<sub>meas</sub>は, MVPコード<sup>[5]</sup>で得られた検出器近傍の 局所的な増倍率 Mの計算値 M<sub>local</sub>(検出器の近傍の炉心のみの 増倍率 M)とおおむね一致することを確認した。大型の燃料 デブリにおいても, 監視する対象を, 検出器の近傍の局所的 な範囲の燃料デブリに限れば, FA 法により得られる測定値を 指標として, 臨界近接監視が行える見通しが得られた。







謝辞 本件は、資源エネルギー庁『平成 29 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金(燃料デブリ・炉内構造物の取り出し工法・システムの高度化(臨界管理方法の確立に関する技術開発))」』の成果の一部を取りまとめたものである。
参考文献 [1] 加納 他、AESJ 2018 年秋の大会 "1M12". [2] Feynman et al., J. Nucl. Energy 3, 64-69 (1956).
[3] 東京電力ホールディングス HP. [4] 橋本, 博士論文, 名古屋大学 (1995). [5] Y. Nagaya et al., JAERI1348(2005).

\*Shinya Kano<sup>1,2</sup>, Satoshi Wada<sup>1,2</sup>, Tsuyoshi Misawa<sup>3</sup> and Yasunori Kitamura<sup>3</sup> <sup>1</sup>IRID, <sup>2</sup>Toshiba Energy Systems & Solutions Corp., <sup>3</sup>Kyoto Univ.

### 燃料デブリの臨界管理技術の開発

### (51) チゼル加工によるデブリ破砕に及ぼす非溶解性中性子吸収材散布の影響

Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(51) Effect of dispersing insoluble neutron absorber on fracturing fuel debris using chisels

\*竹生 諭司<sup>1,2</sup>, 石橋 良<sup>1,2</sup>, 森本 裕一<sup>1,2</sup>

### <sup>1</sup>IRID, <sup>2</sup> 日立 GE

福島第一原子力発電所(1F)-1/2/3 号機での燃料デブリ取り出し時における臨界管理技術の一つとして、非溶 解性中性子吸収材を用いた臨界防止技術を開発しており、チゼル加工によるデブリ破砕に及ぼす影響を検 討した結果を報告する。

#### キーワード:福島第一原子力発電所事故,燃料デブリ,中性子吸収材,臨界防止,デブリ破砕

#### 1. 緒言

1F-1/2/3 号機の燃料デブリを安全に取り出すため、炉内作業時の臨界管理技術としてほう素(B)、ガド リニウム(Gd)等の熱中性子吸収断面積の大きな元素を含んだ非溶解性中性子吸収材を用いた臨界防止技 術を検討している<sup>1,2</sup>。燃料デブリ取り出し作業の中で燃料デブリを破砕する工程で、臨界防止のため事前 散布された非溶解性中性子吸収材(以下、吸収材)が、破砕作業自体に及ぼす影響、ならびに、破砕によ って生じた空隙内に混入して未臨界を維持する機能の確認が課題である。

本研究は、チゼル加工により模擬燃料デブリを破砕した際の吸収材散布の影響、および、破砕した燃料 デブリ内の吸収材の混入性を評価することを目的とする。

#### 2. 検討方法

ペデスタル下の溶融炉心-コンクリート相互作用デブリを模擬した試験体(以下、模擬デブリ)に対し て、水深約300mmの水中に設置して、鋼製チゼルにより破砕試験を実施した。模擬デブリは内径530mm の坩堝内で原料を溶解後冷却したもので、その高さは坩堝の底から約250mmである。平行に200mm離し た2本のチゼルを、模擬デブリ表面に対して垂直に立てて、送り込み量を30mmに設定し空気圧により駆 動させた。模擬デブリ表面の領域350×300(mm)において、チゼルの位置を50mmずつ移動して計56箇 所に対してチゼル加工を施工した。

吸収材散布条件では、破砕試験に先立って、粒状の B<sub>4</sub>C/ステンレス鋼焼結材および B·Gd 入ガラス材(粒径 0.2~1.0 mm) それぞれ重量 9.0 kg および 1.3 kg(かさ体積 4.5 L および 1.3 L) を、凹凸のある模擬デブリ表面に散布した。散布量は、破砕する模擬デブリの平均深さを 38 mm 程度と想定し、吸収材それぞれの B および Gd の含有量を踏まえて解析により保守的に求めた核的必要量の 2 倍に設定した。

#### 3. 結果と考察

#### 3-1. チゼル加工の作業性に及ぼす影響

吸収材散布なし、および、2種類の吸収材散布の3条件について比較した。一連のチゼル加工に費やした時間は600~700s、その差異は±8%以内であった。破砕領域350×300(mm)の頂点、中心、中間点の9点を計測した平均破砕深さは9~19mmで標準偏差9~11mmを考慮すると誤差範囲であった。いずれの条件でも破砕した模擬デブリは10~50mmの寸法範囲が最も多く、類似の分布を示した。これらのことから、吸収材散布による作業性の低下はほとんどないと考えられる。

#### 3-2. 非溶解性中性子吸収材の分布と保持性

チゼル加工後の試験体は上層から、1)吸収材堆積層、2)吸収材と破砕デブリとの混合層、3)非破砕デブリ 層に概ね分類できた。いずれの吸収材においても、2)吸収材と破砕デブリとの混合層には未臨界を維持す るために必要な量以上の吸収材が含まれていた。散布量が多い場合(B<sub>4</sub>C/ステンレス鋼焼結材)、2)吸収材 と破砕デブリとの混合層において、破砕デブリの隙間に吸収材が侵入し保持されていることを確認した。 一方、散布量が少ない場合(B・Gd 入ガラス材)、1)吸収材堆積層がほとんどなく、吸収材散布時に凹凸の ため模擬デブリ表面の一部が露出していた場所で破砕デブリの隙間に吸収材が侵入していない数十 mm の 領域を観察したが、この領域は小さく臨界に至ることはないと考えられる。吸収材の侵入性を保守的に確 保するためには、散布量設定において凹凸のあるデブリ表面すべてを被覆することが指針として得られた。 **謝辞**本件は、資源エネルギー庁『平成 29 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金燃料デブリ・炉 内構造物の取り出し工法・システムの高度化(臨界管理方法の確立に関する技術開発)」』の成果の一部を 取りまとめたものである。

#### 参考文献

[1] R. Ishibashi, T. Fujita, K. Ishii, and Y. Harada, Proc. ICAPP 2017, 17279, (2017).

[2]石橋良,進藤雄太,石井一弥,森本裕一,原田康弘,日本原子力学会2017年秋の大会予稿集,3G01,(2017).

\*Satoshi Takeo<sup>1,2</sup>, Ryo Ishibashi<sup>1,2</sup>, and Yuichi Morimoto<sup>1,2</sup>

<sup>1</sup>International Research Institute for Nuclear Decommissioning (IRID), <sup>2</sup>Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

### 界面活性剤自己集合体を用いた非溶解性中性子吸収材の開発 (3) 放射線分解生成物の評価

Development of the insoluble neutron absorbers using self-assembled surfactant aggregates

(3) Evaluation of radiolytic products

\*牛尾 典明1、寺﨑 博幸1、小栁 幸司1、神 紀和1、林 利夫1

1花王株式会社

福島第一原発において安全かつ迅速に燃料デブリを取り出すことを目的として、界面活性剤系レオロジ ー改質材(ビスコトップ;VT)の技術を応用した非溶解性中性子吸収材である再臨界防止剤の開発を行っ ている。ひも状ミセルを形成する界面活性剤自己集合体である VT は放射線分解が予測されることから、 今回、放射線分解物の定性・定量を行い、安全性や基材材質に対する影響評価を試みた。

Keywords : Insoluble neutron absorbers, Surfactant, Viscotop, Worm-like micelles, Radiolysis

#### 1. 緒言

我々はひも状ミセル型の界面活性剤自己集合体を形成するVTを用いて炭化ホ ウ素(B<sub>4</sub>C)を担持した高粘度流動体が再臨界防止剤として有効であると考えて いる。この流動体は水中で隙間に入り込めるため、燃料デブリの新しい破断面に 展着可能であり、VT は再臨界防止剤として貢献できるものと考えている。

#### 2. VT の放射線耐性

VT はアルキルアリルスルホネート (アニオン) とアルキルアンモニウム塩 (カ チオン) とのコンプレックスであるが、高いγ線積算照射量 (7.2MGy) に曝さ れるとアニオン、カチオンともに分解する事から、アニオンをサリチル酸に代替 するとともにカチオンを複合化し、更に安定化剤を添加することで分解をある程 度抑制できることを見出している。分解物の分析を行った結果、酢酸、ギ酸、

シュウ酸、フェノール、トリメチルアミン、S系化合物等を同定・定量した。

図1. ビスコトップを用いた 流動体の隙間流動性

#### 3. 安全性・基材材質等に対する影響

VT は一般に化学品として製品化されたものであり、コンクリート分散剤としての使用において安全性や 基材材質に対する影響はないことが確認されていることから、今回、放射線分解物が与える影響について 評価を行った。その結果、分解物として確認できた酢酸、ギ酸、シュウ酸、フェノール、トリメチルアミ ンとも今回の用途においてヒト健康・環境影響に関して大きな懸案を示すものではないと推定できた。今 後、更に分解物の詳細な分析を行い、その影響を確認していく予定である。また、基材材質腐食が懸念さ れる物質が生成するが、ある種のゼオライトを添加することで改善されることが明らかとなった。

#### 4. 結論

我々は VT を改良して燃料デブリの再臨界を防止するための粘性体タイプ非溶解性中性子吸収材を開発 した。放射線分解物の定性・定量を行い、安全性や基材材質に対する影響評価を試みた結果、これまでの 検討からは安全性の観点で大きな懸念を示す結果は得られていない。本発表では最新知見を紹介する予定。 謝辞 本研究は量子科学技術研究開発機構の施設共用制度を用いて実施した。

#### 参考文献

[1] 牛尾,小柳,寺崎,日本原子力学会 2017 年秋の大会予稿集, 3G05, (2017)

[2] 牛尾,小柳,寺崎,日本原子力学会 2018 年秋の大会予稿集,1M19,(2018)

\*Noriaki Ushio<sup>1</sup>, Hiroyuki Terazaki<sup>1</sup>, Kouji Koyanagi<sup>1</sup>, Norikazu Jin<sup>1</sup>, Toshio Hayashi<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Kao Corporation



### 界面活性剤自己集合体を用いた非溶解性中性子吸収材の開発 (4) 中性子遮蔽能およびモデルデブリ付着性の評価

Development of the insoluble neutron absorbers using self-assembled surfactant aggregates

(4) Evaluation of neutron shielding property and model debris adhesion

\*南原 涼太<sup>1</sup>, 久米 卓志<sup>1</sup>, 牛尾 典明<sup>1</sup>

1花王株式会社

福島第一原発において安全かつ迅速に燃料デブリを取り出すことを目的として、界面活性剤系レオロジ ー改質材(ビスコトップ;VT)の技術を応用した非溶解性中性子吸収材である再臨界防止剤の開発を行っ ている。前報では放射線耐性、高温耐性を向上した改良 VT の放射線分解生成物の評価について報告した。 本報ではこの中性子吸収材の中性子遮蔽能およびモデルデブリ付着性の評価結果を報告する。

Keywords : Insoluble neutron absorbers, Surfactant, Worm-like micelles, Neutron transmission, Neutron imaging 1. 緒言

我々はひも状ミセル型の界面活性剤自己集合体を形成する VT を用いて炭化ホウ素(B4C)を担持した高 粘度流動体が再臨界防止剤として有効であると考えている。この流動体は水中で隙間に入り込めるため、 燃料デブリの新しい破断面に展着可能であり、VT は再臨界防止剤として貢献できるものと考えている。

#### 2. 非溶解性中性子吸収材の中性子遮蔽能の評価

実験装置には京都大学理学部小型中性子源(KUANS)を利用した。B4C を 20~50wt%含有した非溶解性 中性子吸収材をサンプルとして、光路長1または2 mmの石英セルおよび 3He 検出器を用いて、中性子透 過率の波長依存性を測定した。我々の作製した中性子吸収材は、ほぼ B4Cの含有量から想定される中性子 遮蔽能を有し、配合した B<sub>4</sub>C 粒子が凝集せず分散して均一な状態にあることが示唆された。

#### 3. 非溶解性中性子吸収材のモデルデブリ付着性の評価

吸収材付着性の評価のために中性子トモグラフィ(CT)法による中性子イメージングを実施した。実験 装置として大強度陽子加速器施設(J-PARC)物質・生命科学実験施設(MLF)のエネルギー分析型中性子

イメージング装置 BL22『螺鈿』を用いた。測定中(~ 約 16 時間) にサンプルが動かないように B<sub>4</sub>C 重量の 1 割をセメントに置換した吸収材を、アルミニウム製の山 型モデルデブリに付着・固化させて、CT 用透過像を取得 した。熱外中性子領域の波長(λ < 0.43 Å)で測定した透 過像から再構成した CT 像を図1に示す。モデルデブリ への吸収材の付着性が明確にわかる3次元像が得られた。



図1. モデルサンプル(右上)の中性子 CT 像

#### 4. 結論

我々の開発した非溶解性中性子吸収材について、炭化ホウ素の良好な分散性、モデルデブリに対する良 好な付着状態、および再臨界防止のために重要な中性子線の吸収(遮蔽)能を確認することができた。 謝辞

本報の中性子イメージング実験では J-PARC MLF 成果公開型一般利用課題(課題番号: 2019A0120) を利用した。

#### 参考文献

[1] 牛尾,小柳,寺崎,日本原子力学会 2017 年秋の大会予稿集, 3G05, (2017)

[2] 牛尾,小柳,寺崎,日本原子力学会 2018 年秋の大会予稿集,1M19,(2018)

\*Ryota Nambara<sup>1</sup>, Takuji Kume<sup>1</sup> and Noriaki Ushio<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Kao Corporation

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

### [2J10-14] Experiment & Analysis

Chair: Atsushi Sakon(Kindai Univ.)

Thu. Sep 12, 2019 2:45 PM - 4:05 PM Room J (Common Education Bildg. 2F D22)

[2J10] Experiment of the Third-Order Neutron Correlation Technique for Non-Multiplication System

\*Tomohiro Endo<sup>1</sup>, Sho Imai<sup>1</sup>, Kenichi Watanabe<sup>1</sup>, Akio Yamamoto<sup>1</sup> (1. Nagoya University) 2:45 PM - 3:00 PM

[2J11] γ ray count rates from <sup>238</sup>U(n,γ) and fission reactions depending on system average <sup>235</sup>U enrichment

Yasushi Nauchi<sup>1</sup>, Shunsuke Sato<sup>1</sup>, \*Motomu Suzuki<sup>1</sup>, Tadafumi Sano<sup>2</sup>, Hironobu Unesaki<sup>2</sup> (1. CRIEPI, 2. KURNS)

3:00 PM - 3:15 PM

### [2J12] Minimum value of the α-mode eigenvalue of an accelerator driven system. \*Ryota Katano<sup>1</sup> (1. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

### [2J13] Critical Experiment of Thorium Loaded Core at KUCA

\*Tadafumi Sano<sup>1</sup>, Jun-ichi Hori<sup>2</sup>, Yoshiyuki Takahashi<sup>2</sup>, Hironobu Unesaki<sup>2</sup> (1. Kindai Univ., 2. Kyoto Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM

[2J14] Application of the continuous energy Monte Carlo calculation code MVP-3 to analysis of dynamic parameters of LWR UO<sub>2</sub> and MOX critical test cores

\*Toru Yamamoto<sup>1</sup>, Daiki Iwahashi<sup>1</sup>, Tomohiro Sakai<sup>1</sup> (1. NRA)
3:45 PM - 4:00 PM

### 非増倍体系での三次中性子相関法実験

Experiment of the Third-Order Neutron Correlation Technique for Non-Multiplication System

\*遠藤 知弘1, 今井 頌1, 渡辺 賢一1, 山本 章夫1

1名古屋大学

<sup>252</sup>Cf 中性子源周りをポリエチレンで囲んだ体系について炉雑音測定実験を実施した。三次中性子相関法により、非増倍体系における中性子相関比の値が「臨界状態の固有数 3」とは差があること確認した。

キーワード: 炉雑音, 三次中性子相関法, 二分木, 二重階乗, 非増倍体系

1. **緒言** 体系内の詳細な情報が不明な場合を対象とした未臨界度測定手法として、三次中性子相関法の研究 を進めている。本手法では、定常状態における零出力の炉雑音を測定し二次・三次中性子相関量Y, Y<sub>3</sub>を求め る。中性子相関比Y<sub>3</sub>/Y<sup>2</sup>の飽和値は、臨界近傍であれば如何なる体系でも固有数3となるため、Y<sub>3</sub>/Y<sup>2</sup>の比と 固有数3の差異を分析することで未臨界度の絶対値が概算できる[1]。これまでに、運転停止状態の京都大学 臨界集合体実験装置で実施した炉雑音測定より、中性子増倍体系ではY<sub>3</sub>/Y<sup>2</sup>の比が3に近いことを確認した。 一方、核分裂性物質の無い非増倍体系については、中性子輸送モンテカルロ計算による仮想的な炉雑音実験 のみで検証しており、実際の測定による検討が今後の課題となっていた。そこで本研究では、<sup>252</sup>Cf 中性子源

周りをポリエチレンで囲んだ非増倍体系について炉雑音測定を行い、三次中性子相関法の適用を試みた。 2. 理論 検出時間幅 *T* について中性子計数の時系列データ $C_i(T)$ を測定する $(1 \le i \le N)$ 。これらについて平 均、分散、3次モーメントを求めることで、二次、三次中性子相関量 $Y(T), Y_3(T)$ を求める。検出時間幅*T*が即 発中性子減衰定数 $\alpha$ の逆数 $1/\alpha$ に比べて十分大きくなるにつれて、中性子相関比 $Y_3(T)/Y^2(T)$ は(1)式で示した

値に収束する。ただし、(1)式において臨界状態近傍を想定 し、基本モード成分が優越であると近似している。

$$\lim_{T \to \infty} \frac{\mathcal{Y}_3(T)}{Y(T)} \approx \frac{3}{2} + \frac{\mathcal{F}_1}{\mathcal{F}_2} \left(\frac{\mathcal{F}_3}{\mathcal{F}_2} - 3\frac{\mathcal{S}_2}{\mathcal{S}_1}\right) (-\rho) \cdots (1)$$

×3	× 3	<u> </u>
×1 ×1	×2 <sup>1</sup>	×3 <sup>1</sup>

図1 核分裂反応による中性子家系の分岐

 $-\rho \rightarrow 0$ の臨界状態を考えた場合、 $Y_3(T)/Y^2(T)$ は固有数3となる。この値は、核分裂反応によって家系が2 又に2回分岐して3個の中性子トリオが検出される過程に対応し、二重階乗で計算される「二分木の組み合 わせ数」 $(2 \times 3 - 3)$ !! = 3と等しい。(1)式より、比 $Y_3(T)/Y^2(T)$ の固有数3からの差を調べることで、未臨界 度 $(-\rho)$ の深さを測ることが可能となる。<sup>252</sup>Cfのみの非増倍体系の場合には、自発核分裂のみで家系が分岐す るため、中性子相関比は $\langle q \rangle \langle q(q-1)(q-2) \rangle / \langle q(q-1) \rangle^2 \approx 0.83$ に収束すると理論的に予測された。

3. 結果 中性子回折実験用に作製された小型・大立 体角の TRUST Eu:LiCAF 検出器を用いて、<sup>252</sup>Cf 中 性子源周りをポリエチレンで囲んだ体系(図 2)にお いて、約 1.9 日の炉雑音測定を実施した。図 3 の測 定結果より、非増倍体系では中性子相関比が固有数 3 とは差があることを確認できた。ただし、理論に よる予測値 0.83 とは異なったため、今後は検出器不 感時間の影響を考慮した理論式の導出に取り組む。

参考文献 [1] T. Endo, et al., J. Nucl. Sci. Technol., 56(4),



pp.322-336 (2019). 謝辞 本研究は JSPS 科研費(19K05328)の助成による。

\* Tomohiro Endo<sup>1</sup>, Sho Imai<sup>1</sup>, Kenichi Watanabe<sup>1</sup> and Akio Yamamoto<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Nagoya Univ.

### <sup>238</sup>U 中性子捕獲γ線と核分裂即発γ線計数率比の<sup>235</sup>U 濃縮度依存性

 $\gamma$  ray count rates from <sup>238</sup>U(n, $\gamma$ ) and fission reactions depending on system average <sup>235</sup>U enrichment

名内 泰志<sup>1</sup>, 佐藤 駿介<sup>1</sup>、鈴木 求<sup>1\*</sup>、佐野忠史<sup>2\*\*</sup>、宇根崎博信<sup>2</sup> <sup>1</sup>電中研,<sup>2</sup>京大複合研

KUCA にて 93wt%-<sup>235</sup>U 濃縮度 U-Al 合金燃料と天然ウラン金属燃料を組み合わせた平均 <sup>235</sup>U 濃縮度 3.1、 5.4wt%の未臨界体系を構築し、Am-Be 中性子源を用い体系外でのγ線スペクトルを測定した。<sup>238</sup>U の中性子 捕獲 γ線と核分裂 γ線の計数率比の濃縮度による変化は、<sup>238</sup>U/<sup>235</sup>U 数密度比の変化とよく整合した。

**+**-**ワ**-**Γ** : <sup>238</sup>U(n, $\gamma$ ), fission prompt  $\gamma$  ray, Neutron induced  $\gamma$  ray spectroscopy, <sup>235</sup>U enrichment, Am-Be

#### 1. 緒言

使用済燃料の輸送・保管の合理化に燃焼度クレジット(BUC)の導入が期待されるが、その際、<sup>235</sup>Uを代表と する核分裂性核種濃縮度の燃焼による損耗を測定で確認することが求められている。しかし損耗量や残存 量を直接確認する手段はない。これに対し、KUCAの未照射燃料を用いた実験で、中性子照射γ線スペク トル測定(NIGS)により核分裂即発γ線<sup>1)</sup>と<sup>238</sup>U(n,γ)γ線<sup>2)</sup>を測定できることを確認した。本報告ではKUCA で平均<sup>235</sup>U濃縮度を変えた体系に対し NIGS 測定を行い、γ線計数率比の濃縮度依存性を調査した。

#### 2. 実験

KUCA-A 架台において、 $93wt\%^{-235}$ U 濃縮度 U-Al 燃料と天然 ウラン燃料板を組み合わせ平均  $^{235}$ U 濃縮度 3.1wt%と 5.4wt% の体系を作成した。先報  $^{238}$ U( $n, \gamma$ )反応からの 4060keV  $\gamma$ 線の計数率の統計精度を改善するため、未臨界体系の中央 に原子炉起動用 Am-Be 中性子源を設置した。燃料の外側は厚 さ 35cm 強のポリエチレン遮蔽体を設けて中性子を吸収する こととし、その外に中性子源と同じ高さに相対効率 35%の HP-Ge 検出器を設置して $\gamma$ 線スペクトルを測定した(図 1)。 Am-Be 中性子源を用いることで  $^{9}$ Be( $\alpha,n'$ ) $^{12m}$ C の脱励起 $\gamma$ 線が 発生するが、この影響を緩和するため、Am-Be 中性子源と HP-Ge 検出器を結ぶ線上に Pb-Bi  $o \gamma$ 線遮蔽体を厚さ約 15cm 配置した。

#### 3. 結果

測定した $\gamma$ 線スペクトルを図 2 に示す。4437keV の <sup>12m</sup>C の脱 励起 $\gamma$ 線の成分は有意であり、そのコンプトン散乱成分が重 畳しているものの、4060keV のピーク成分を計数することが できた。4437keV より低波高では同 $\gamma$ 線のコンプトン散乱の 計数率が優位であり、また図 2 の範囲外だが、6MeV 以上の 波高では Al(n, $\gamma$ )反応の成分が優位である。このため 4600keV ~5000keV 領域を核分裂即発ガンマ線の優位な領域とし、計 数率を評価した。<sup>238</sup>U の中性子捕獲 $\gamma$ 線(4060keV)と核分裂 $\gamma$ 線計数率の比の濃縮度による変化を表 1 に示す。計数率比の 変化は <sup>238</sup>U/<sup>235</sup>U の数密度比の変化とよく合致した。本結果は NIGS の濃縮度測定への有効性を示唆している。

<b>女工</b> 0(II, ) 所以 我 / 那日 & 一 地 C 展相及			
	平均濃縮度		濃縮度に
	3.10wt%	5.40wt%	よる変化
<sup>238</sup> U(n,γ)/核分裂	0.00796(±10%)	0.00431(±11%)	0.541(±15%)
<sup>238</sup> U/ <sup>235</sup> U 数密度比	30.6	17.3	0.563

表 1:<sup>238</sup>U(n, y)/核分裂 y線計数率比と濃縮度



参考文献[1] 名内他、日本原子力学会 2018 年春の年会 1F03、[2] 名内他、日本原子力学会 2010 年秋の大会 Q29. \*\* 現所属:近大炉

Yasushi Nauchi<sup>1</sup>, Shunsuke Sato<sup>1</sup>, Motomu Suzuki<sup>1</sup>, Tadafumi Sano<sup>2</sup> and Hironobu Unesaki<sup>2</sup> <sup>1</sup>CRIEPI., <sup>2</sup>Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science. Kyoto University., <sup>\*\*</sup>UTR-KINKI **謝辞**:本発表は平成 30 年度京都大学複合原子力科学研究所共同利用研究の成果の一部です。

### 加速器駆動システムにおけるαモード最小固有値

Minimum value of the  $\alpha$ -mode eigenvalue of an accelerator driven system.

\*方野 量太1

1日本原子力研究開発機構

加速器駆動システムにおける  $\alpha$  モード最小固有値を多群拡散理論に基づき評価したところ,実効増倍率  $(k_{eff})$ ,実効遅発中性子割合  $(\beta_{eff})$ ,および中性子生成時間  $(\Lambda)$ から予想される即発中性子減衰定 数より 2 桁以上小さいことがわかった.

キーワード:未臨界度測定, αモード, λモード, 加速器駆動システム

1. **緒言** パルス中性子源 (PNS) 法における α フィッティング法は, 未臨界体系に周期的にパルス中性子を打ち込み, パルス入射後の中性子計数率の時間変化を指数関数でフィッティングすることで即発中性子減衰定数 数α₀を測定する. α フィッティング法では, フィッティングから得られる即発中性子減衰定数が α モード最小固有値であると仮定し, 数値計算から得られる動特性パラメータを換算係数として未臨界度を推定する. 本検討では加速器駆動システム (ADS) において上記の仮定が正しいか 2 次元 RZ 体系の多群拡散計算を通じ検討を行う.

2. 計算条件 ADS 未燃焼炉心(keff = 0.98) を, 2 次元 RZ 体系でモデ ル化し,70 群拡散理論有限差分近似に基づき係数行列を作成した. 得られた係数行列を用いた λ モード基本モード固有値解析から,  $\beta_{eff}$  = 184 pcm,  $\Lambda$  = 288 ns が得られ, これらから予想される即 発中性子減衰定数は 77200 s<sup>-1</sup> となった.一方, αモード最小固 有値は 139 s<sup>-1</sup> となり、動特性パラメータを用いた値より 2 桁以 上小さいことが分かった.また、中性子源に核破砕中性子源を仮 定し、PNS シミュレーションを行い得られた燃料領域の核分裂率 の時間進展を図1に示す. 核分裂率はパルス入射後から0.3 ms 程 度でほぼ遅発中性子成分に漸近している. 核分裂率の減衰の速さ は α = 77200 s<sup>-1</sup> の指数関数に近いが, α = 139 s<sup>-1</sup> の指数関数は遅 発中性子成分に埋もれてしまい観察することができない.次に、図1 の核分裂率が 100 個の指数関数(複素数を許容)の線形和からなる と仮定し、Prony 法[1]を用いて各項の減衰定数と係数の絶対値を推定 した(図2). 最も係数の絶対値が大きい項の減衰定数は α = 80700 +0is<sup>-1</sup> であり、 λモード基本モード固有値解析から得られる即発中 性子減衰定数と近い. したがって, αモードの基本モードは ADS 未



臨界度測定において本質的に重要でなく、より高次のモードが未臨界度と対応すると予想される。 3. **まとめ** 本研究では、ADS でのαフィッティング法による未臨界度推定可能性を、多群拡散計算を通じて検 討した. 核分裂率の時間発展からαモード最小固有値を観察することはできず、フィッティングから得るこ とは難しいことが分かった. また、核分裂率の時間発展への Prony 法の適用結果から、より高次のモードが未 臨界度と対応し、αモード最小固有値は ADS 未臨界度測定に対し本質的に重要でないと予想される. 参考文献 [1] N. Chentre, et al, Ann. Nucl. Energy, 132, 172-180, (2019).

\*Ryota Katano<sup>1</sup> <sup>1</sup>JAEA

### KUCA におけるトリウム装荷炉心の臨界実験

#### (3) B2/8"p17EU-Th-EU 炉心の感度解析と次回臨界実験体系

Critical Experiment of Thorium Loaded Core at KUCA

(3) Sensitivity analysis of B2/8"p17EU-Th-EU core and next critical experimental core at KUCA

\*佐野 忠史 <sup>1</sup>、堀 順一 <sup>2</sup>,高橋 佳之 <sup>2</sup>、宇根崎 博信 <sup>2</sup>

1近大原研、2京大複合研

2018 年 12 月に実施した B2/8" p17EU-Th-EU 炉心(H/U235=70、Th/U235=12.7)の実効贈倍率に対する 感度解析を実施した。更に今回の臨界実験の結果及び過去の実験体系を踏まえ、次回臨界実験体系につい て検討した。

キーワード:KUCA、トリウム炉心、臨界実験、感度解析、Th232、核データ

**1. 緒言** 2018 年 12 月に KUCA において新たに B2/8" p17EU-Th-EU 炉心(H/U235=70、Th/U235=12.7)を 用いて臨界実験を実施し、1.0009±0.0003の実効増倍率を得た[1]。本実験値と MVP3.0 と JENDL-4.0 を用 いた計算値を比較すると、C/E 値は 1.005 であった[2]。本研究では B2/8" p17EU-Th-EU 炉心において Th232 断面積を JENDL-4.0 から JENDL-3.3 又は ENDF/B-VII.0 に変更した場合の実効増倍率の感度を評価した。 更に今回の臨界実験の結果及び過去の実験体系を踏まえ、次回臨界実験体系について検討した。

**2. 感度解析** B2/8" p17EU-Th-EU 炉心において Th232 断面積を JENDL-4.0 から JENDL-3.3 又は ENDF/B-VII.0 に変更し実効増倍率を計算した(表1)。その結果、Th232 断面積を JENDL-3.3 に変更する と、実効増倍率は-0.171 %dk/k、ENDF/B-VII.0 に変更した場合は-0.151 %dk/k の差異となった。そこで実効

増倍率に対する感度係数を用いて、これら の核データライブラリ間の差異について 検討した。その結果、図 2、3 に示す様に ライブラリによって寄与する反応とエネ ルギーが異なることを確認した。

表 I	美効増倍率に対する日	n232町面積	フィノフリ依存性
Case		k-eff	difference (%dk/k)
JENDI	∟-4.0	1.00557	
JENDI	L-4.0 -> JENDL-3.3	1.00384	-0.171
JENDI	L-4.0 -> ENDF/B-VII.0	1.00404	-0.151

(ナゼ) めけまいました スロ 000 ビデオ テノ・ジェル ムナリ





3. 次回臨界実験体系について 今回の炉心は H/U235=70、Th/U235=12.7 であった。これまでの実験体系を 考慮すると、H/U235 比を固定し、Th/U235=19 の炉心、又は Th/U235 比を固定し、H/U235=34 程度の炉心 を構築すれば系統的なデータ取得が可能である。発表では数値計算を用いた検討結果について報告する。 [1] 佐野他、日本原子力学会 2019 年春の年会、1J11、[2] 宇根崎他、日本原子力学会 2019 年春の年会、1J12

\*Tadafumi Sano<sup>1</sup>, Jun-ichi Hori<sup>2</sup>, Yoshiyuki Takahashi<sup>2</sup>, Hironobu Unesaki<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Kindai University Atomic Energy Research Institute, <sup>2</sup>Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University,

### 軽水炉ウラン及び MOX 臨界試験炉心の動特性パラメータ解析への連続エネルギモン テカルロコード MVP3 の適用

Application of the continuous energy Monte Carlo calculation code MVP3 to analysis of kinetic

parameters of LWR UO₂ and MOX critical test cores \*山本 徹、岩橋 大希、酒井友宏 原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

軽水減速臨界試験装置の TCA (JAEA) 及び EOLE (カダラッシュ研究所) において測定されたウラン及び MOX 炉心の実効遅発中性子割合 ( $\beta_{eff}$ ) と即発中性子寿命 ( $\ell$ )の比及び  $\beta_{eff}$ の解析を MVP3 を用いて実施したので報告する。

キーワード:軽水減速臨界試験装置、TCA、EOLE、ウラン炉心、MOX 炉心、Beff/ll、Beff、MVP3、JENDL-4.0

#### 1. 緒言

原子炉の炉心の動特性を決めるパラメータとして、*Bett* 及び*l* は重要である。これらのパラメータの解析には、 炉心や燃料集合体を対象とする決定論的手法が用いられている。JAEA において開発・公開されているモンテカル ロコード MVP は決定論的解析コードの検証のための参照解を与えるために使用されているが、最新版の MVP3 において、これらの動特性パラメータを計算する機能が追加された。その機能の妥当性評価は、開発者により広範 な範囲の原子炉体系について実施されている。<sup>1)</sup>本研究では、軽水炉体系についての MVP3 の解析精度に関する 知見を得るために、TCA 及び EOLE において測定されたデータ<sup>2,3</sup>の解析を行った。

#### 2. 動特性パラメータ測定試験の概要

解析対象は、*Betf /l* 測定炉心【TCA の 17 炉心(内訳、ウラン炉心: 11 及び部分 MOX 炉心: 6)、その他の特徴 を図 1 中に示す。測定法:パルス中性子源法、測定誤差: 0.2~2.6%】及び *Betf* 測定炉心【TCA のウラン炉心(1 炉心)、測定法:燃料置換法、測定誤差: 2.2%及び EOLE のウラン炉心(1 炉心)並びに全 MOX 炉心(1 炉心)、 測定法:炉雑音法、測定誤差: 1.5~1.6%】である。TCA の試験に使用されたウラン燃料の濃縮度は 2.6wt%、MOX 燃料の Pu 濃度は 3.4 及び 4.9wt%、また EOLE の試験に使用されたウラン燃料は 3.7wt%、MOX 燃料の Pu 濃度 は 7.0 及び 8.7wt%である。

#### 3. 解析条件

TCA 及び EOLE の対象炉心を 3 次元幾何形状によりモデル化し、中性子ヒストリ 2 億により計算を行った。 断面積ライブラリは評価済み核データライブラリ JENDL-4.0 に基づくものを主に使用した。*Bett* 及び*l* は、摂動 計算手法の微分演算子サンプリング法(核分裂源摂動の効果を考慮)による計算値を整理した。これらの計算値の 統計誤差は 0.3~0.4%である。

#### 4. 解析結果

TCAの Bett/l の解析では、ほとんどの炉心 の計算結果(C)と測定値(E)の差は2%以 内であり、C/Eの平均値は1.01であった。図 1に C/E の結果を不確かさ(測定誤差及び計 算の統計誤差を考慮)とともに示す。TCAの Beffの解析では、C/E が、1.01 であり長家ら<sup>1)</sup> より既に報告されている結果と同じである。 EOLE の  $B_{eff}$ の解析では、ウラン炉心につい て C/E が 0.99 であり、全 MOX 炉心では 0.95 となった。同 MOX 炉心について、感度解析 として断面積ライブラリを JEFF-3.2 とする 計算を実施したところ、C/E が 1.00 となり再 現性が改善した。以上、軽水炉体系について、 MVP3の Beff 及び の解析精度に関する知見 を得た。なお、臨界炉心の実効増倍率につい ては、JENDL-4.0 についての従来の結果と整 合性のある結果となった。



#### 参考文献

1) Y. Nagaya, "Calculation of reactor kinetics parameters with Monte Carlo differential operator sampling," Annals of Nuclear Energy, 82(2015) 222-229. 2) 鶴田、北本「軽水減速 UO2および PuO2-UO2格子の 2 領域炉心 における Bef *I*の測定と計算」JAERI-M 4696 (1972). 3) K. Hibi et al. "Analyses of MISTRAL and EPICURE experiments with SRAC and MVP codes systems," PHYSOR 2000, Pittsburgh, PA. May 7-11, 2000.

<sup>\*</sup> Toru Yamamoto, Daiki Iwahashi and Tomohiro Sakai

Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

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

### [2J15-17] Development of New Reactor 1

Chair:Jun Nishiyama(Tokyo Tech) Thu. Sep 12, 2019 4:05 PM - 4:55 PM Room J (Common Education Bildg. 2F D22)

### [2J15] R&D to improve accuracy of nuclear prediction for HTGR

\*Kazuki Takahashi<sup>1</sup>, Kunihiro Nakajima<sup>1</sup>, Atsushi Sakon<sup>2</sup>, Sin-ya Hohara<sup>2</sup>, Kengo Hashimoto<sup>2</sup>, Yuji Fukaya<sup>3</sup>, Tadafumi Sano<sup>2</sup> (1. Graduate School of Science and Engineering, Kindai University, 2. Atomic Energy Research Institute, Kindai University, 3. JAEA)
4:05 PM - 4:20 PM

### [2J16] R&D to improve accuracy of nuclear prediction for HTGR \*Kunihiro Nakajima<sup>1</sup>, Atsushi Sakon<sup>2</sup>, Kazuki Takahashi<sup>1</sup>, Sin-ya Hohara<sup>2</sup>, Kengo Hashimoto<sup>2</sup>, Yuji Fukaya<sup>3</sup>, Tadafumi Sano<sup>2</sup> (1. Graduate School of Science and Engineering, Kindai University, 2. Atomic Energy Research Institude, Kindai University, 3. JAEA) 4:20 PM - 4:35 PM

### [2J17] R&D to improve accuracy of nuclear prediction for HTGR

\*Atsushi SAKON<sup>1</sup>, Kunihiro NAKAJIMA<sup>2</sup>, Kazuki Takahashi<sup>2</sup>, Sin-ya HOHARA<sup>1</sup>, Tadafumi SANO<sup>1</sup>, Yuji Fukaya<sup>3</sup>, Kengo HASHIMOTO<sup>1</sup> (1. Kindai University Atomic Energy Research Institute, 2. Kindai University Graduate School, 3. JAEA) 4:35 PM - 4:50 PM

### 高温ガス炉核的予測精度高度化のための研究開発

### (2) KUCA を用いた HTTR 模擬炉心における逆動特性解析

R&D to improve accuracy of neuclear prediction for HTGR

(2) Inverse Kinetics Analysis for HTTR Simulated Core in KUCA

\*高橋 和暉<sup>1</sup>, 中嶋 國弘<sup>1</sup>, 左近 敦士<sup>2</sup>, 芳原 新也<sup>2</sup>, 橋本 憲吾<sup>2</sup>, 深谷 裕司<sup>3</sup>, 佐野忠史<sup>2</sup> <sup>1</sup>近畿大学大学院総合理工学研究科, <sup>2</sup>近畿大学原子力研究所, <sup>3</sup>日本原子力研究開発機構

京都大学臨界集合体実験装置(KUCA)のB架台においてHTTR模擬炉心を作成し、制御棒落下や中心架 台落下実験を行い時系列データの取得を行った。取得された時系列データに対して逆動特性解析を行った結 果、各検出器の位置依存性が確認された。更に、C1及び中心架台のように大きな反応度価値を有する場合、 積分法と最小二乗逆動特性法の解析結果に有意な差異が確認された。

キーワード:京都大学臨界集合体実験装置,黒鉛減速体系,HTTR 模擬炉心,逆動特性解析

1. 緒言 従来の軽水炉と異なる高温ガス炉のような黒鉛減速体系では、水素と黒鉛の減速能及び減速比の違いから核分裂中性子の平均自由行程が異なる。それが制御棒落下のような大きな負の反応度を添加した際に 種々の反応度解析手法に与える影響は十分に検証されていない。本研究では、京都大学臨界集合体実験装置 (KUCA)に高温工学試験研究炉(HTTR)の中性子スペクトルを模擬した黒鉛減速黒鉛反射体系を構築し、 制御棒や中心架台(C.C.)の反応度価値を積分法及び逆動特性法により測定した。

2. 実験体系 図1に実際に KUCAのB架台に構築した HTTR 模擬体系を示す。中心の領域に25体(5×5)の7/4"G2/8"pEUNU 燃料体(F)、その周囲に計18体の3/8"p38EU 燃料体(ドライバー燃料体:D)をそれぞれ 装荷し、これら燃料領域周囲を黒鉛反射体で取り囲んだ。また、一部のドライバー燃料体(d)は臨界調整のため3/8"p16EU部分長燃料体を採用している。検出器は3本の核分裂計数管(FC#1, #2, #3)を使用した。

3. 結果 表1に各制御棒及び中心架台の反応度価値測定結果を示す。各測定結果に検出器の位置依存性が確認され、更に C1 及び中心架台のように大きな反応度価値を有する場合、積分法と最小二乗逆動特性法の解析結果に有意な差異が確認された。





Control Rod Coun	Counton	Adaption	Reactivity [%Ak/k]	
	Counter Adoption -	積分法	逆動特性法	
	FC#1	Х	0.937	1.018
C1	FC#2	0	0.873	0.938
	FC#3	0	0.887	0.975
C2	FC#1	0	0.580	0.587
	FC#2	0	0.593	0.592
	FC#3	×	0.702	0.773
C3	FC#1	0	0.530	0.546
	FC#2	×	0.628	0.685
	FC#3	0	0.540	0.566
C.C.	FC#1	X	2.106	5.089
	FC#2	×	2.074	5.525
	FC#3	0	1.832	3.815

\*Kazuki Takahashi<sup>1</sup>, Kunihiro Nakajima<sup>1</sup>, Atsushi Sakon<sup>2</sup>, Sin-ya Hohara<sup>2</sup>, Kengo Hashimoto<sup>2</sup>, Yuji Fukaya<sup>3</sup>, Tadafumi Sano<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Graduate School of Science and Engineering, Kindai University., <sup>2</sup>Atomic Energy Research Institute, Kindai University.

<sup>3</sup>Japan Atomic Energy Agency.

## 高温ガス炉核的予測精度高度化のための研究開発

### (3) KUCA を用いた HTTR 模擬炉心における Rossi-α解析

R&D to improve accuracy of nuclear prediction for HTGR

(3) Rossi- $\alpha$  analysis for HTTR simulated core in KUCA

\*中嶋 國弘<sup>1</sup>, 左近 敦士<sup>2</sup>, 高橋 和暉<sup>1</sup>, 芳原 新也<sup>2</sup>, 橋本 憲吾<sup>2</sup>, 深谷 裕司<sup>3</sup>, 佐野 忠史<sup>2</sup> <sup>1</sup>近畿大学大学院総合理工学研究科, <sup>2</sup>近畿大学原子力研究所, <sup>3</sup>日本原子力研究開発機構

京都大学臨界集合体実験装置(KUCA)のB架台に構築された黒鉛炉心体系においてAm-Be定常中性子 源駆動下及び固有中性子源駆動下の中性子計数の時系列データを取得し、Rossi-α法による炉雑音解析を実 施した。結果、Am-Be中性子源駆動下では中性子相関成分を観測することができなかったが、燃料固有の 中性子源駆動下では明確な相関成分が観測され、即発中性子減衰定数を求めることができた。

キーワード:京都大学臨界集合体実験装置,黒鉛減速体系,HTTR 模擬炉心, Rossi-a

1. 緒言 高温工学試験研究炉(HTTR)では未臨界度測定システムの導入が検討されている。炉雑音解析 では核分裂中性子による相関情報を取得するために検出器を炉心近傍に設置するが、HTTR では炉心温度 などの出力炉の制約上、炉心近傍に検出器を設置するとこができない。中性子平均自由行程の長い黒鉛体 系では炉心外周の計装においても中性子相関情報を取得できることが期待できる。しかし、出力炉では常 時中性子源が設置されており、中性子平均自由行程の長さが検出器位置の決定に与える影響を検討する必 要がある。本研究では KUCA に HTTR を模擬した黒鉛減速体系を構築し、炉雑音解析を実施した。

2. 実験方法 KUCA の B 架台に構築した HTTR 模擬炉心を図 1 に示す。BF<sub>3</sub> 検出器(1")) を 3 か所(図 中「赤、青、緑」)に設置した。Am-Be 中性子源(図中「N」)駆動下では中心架台位置上限(起動状態) の複数の未臨界パターンで各 40 分、固有中性子源駆動下では全制御棒、中心架台位置下限(停止状態)の 条件において 12 時間、それぞれ中性子計数の時系列データを測定し、Rossi-α法による解析を実施した。

3. 結果 図2に固有中性子源駆動下における Rossi-a解析結果を示す。固有中性子源駆動下では明確な相関 成分が観測され、即発中性子減衰定数を求めることができた。得られた減衰定数は制御棒が近傍に位置す る検出器#2(青)を除き誤差の範囲で一致した。しかし、Am-Be 中性子源駆動下では中性子源による寄与 が大きく、いづれの検出器でも相関成分を観測することができなかった。



\*Kunihiro Nakajima<sup>1</sup>, Atsushi Sakon<sup>2</sup>, Kazuki Takahashi<sup>1</sup>, Sin-ya Hohara<sup>2</sup>, Kengo Hashimoto<sup>2</sup>, Yuji Fukaya<sup>3</sup>, Tadafumi Sano<sup>2</sup> (<sup>1</sup>Graduate School of Science and Engineering, Kindai University, <sup>2</sup>Atomic Energy Research Institute, Kindai University, <sup>3</sup>Japan Atomic Energy Agency)

### 高温ガス炉核的予測精度高度化のための研究開発

### (4) KUCA を用いた HTTR 模擬炉心におけるパワースペクトル解析

R&D to improve accuracy of nuclear prediction for HTGR

(4) Power spectrum analysis for HTTR simulated core in KUCA

\*左近 敦士<sup>1</sup>、中嶋 國弘<sup>2</sup>、高橋 和暉<sup>2</sup>、芳原 新也<sup>1</sup>、佐野 忠史<sup>1</sup>、深谷 裕司<sup>3</sup>、橋本 憲吾<sup>1</sup> <sup>1</sup>近畿大学原子力研究所,<sup>2</sup>近畿大学大学院総合理工学研究科,<sup>3</sup>日本原子力研究開発機構

京都大学臨界集合体(KUCA)のB架台に構築したHTTR模擬炉心において炉雑音解析による未臨界度 測定実験を行った。実験は低出力の臨界状態及びAm-Be中性子源駆動の未臨界状態で実施し、位置の異な る複数の中性子検出器により測定を実施した。実験により取得した中性子検出器時系列データをパワース ペクトル法により解析し、体系の即発中性子減衰定数の推定を試みた。結果をここに報告する。

#### 1. 緒言

出力炉における中性子検出器の配置は出力と温度の関係から炉外計装、仮に炉内計装でも反射体領域の 外周に設置される。また、水減速体系やポリエチレン減速体系において炉雑音解析を行う場合、燃料領域 近傍に中性子検出器を配置しなければ核分裂由来の相関成分が検出できないことが知られている。しかし HTTR のような黒鉛体系では黒鉛中における中性子の平均自由行程の長さから黒鉛反射体外周の炉内計装 でも相関成分を検出できる可能性がある。本研究ではパワースペクトル法を用いた解析により、黒鉛反射 体系における即発中性子減衰定数を得た。

#### 2. 未臨界度測定実験

京都大学臨界集合体(KUCA)のB架台に図1に示すHTTR を模した黒鉛減速黒鉛反射体系を構築、体系内に2系統設 置した1"φのBF3計数管(1:赤、2:緑)の時系列データ を取得した。BF3検出器と燃料領域の最大間隔は約35cm。 測定は臨界状態及び、未臨界度の異なる複数の未臨界状態 で実施し、パワースペクトル解析を行った。

#### 3. 結果

図2に臨界状態における BF3検出器1及び2のパワー スペクトル解析結果を示す。それぞれの自己パワースペ クトル密度から即発中性子減衰定数を得ることができた。 得られた即発中性子減衰定数は MVP3.0 による解析結果

(α<sub>0</sub>=63.1[s<sup>-1</sup>])とよく一致した。検出器 1 と検出器 2 は 燃料領域から同程度の距離にあるが、検出器 2 による相 関成分は微弱である。この原因は検出器 2 と燃料領域の 間にあるポリエチレン領域、及びドライバー燃料体の配 置の片寄りにあると考える。



\* Atsushi Sakon<sup>1</sup>, Kunihiro Nakajima<sup>2</sup>, Kazuki Takahashi<sup>2</sup>, Sin-ya Hohara<sup>1</sup>, Tadafumi Sano<sup>1</sup>, Yuji Fukaya<sup>3</sup>, Kengo Hashimoto<sup>1</sup>, (<sup>1</sup>Atomic Energy Research Institute, Kindai University. <sup>2</sup>Graduate School of Science and Engineering, Kindai University. <sup>3</sup>Japan Atomic Energy Agency.)

キーワード:京都大学臨界集合体、黒鉛炉心、未臨界度、炉雑音解析、パワースペクトル法

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

### [2J18-21] Development of New Reactor 2

Chair:Rei Kimura(TOSHIBA ESS)

Thu. Sep 12, 2019 4:55 PM - 6:00 PM Room J (Common Education Bildg. 2F D22)

### [2J18] Development of Inherent Safety Fast Reactor by Using Blanket Bearing Minor Actinides

\*Toshikazu Takeda<sup>1</sup>, Satoshi Takeda<sup>2</sup>, Takanori Kitada<sup>2</sup> (1. University of Fukui, 2. Osaka University)

4:55 PM - 5:10 PM

### [2J19] Development of Inherent Safety Fast Reactor by Using Blanket Bearing Minor Actinides

\*Sho Fuchita<sup>1</sup>, Koji Fujimura<sup>1</sup>, Kazuhiro Fujimata<sup>1</sup>, Satoshi Takeda<sup>2</sup>, Toshikazu Takeda<sup>3</sup> (1. HGNE, 2. Osaka University, 3. University of Fukui)

5:10 PM - 5:25 PM

# [2J20] Core design of a molten salt reactor with chloride fuel for MA transmutation

\*Masahiro Watanabe<sup>1</sup>, Willem Van Rooijen<sup>2</sup> (1. Master' course of Nuclear Engineering, University of Fukui, 2. Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui) 5:25 PM - 5:40 PM

[2J21] Irradiation Experiments on Minor Actinide by Aceelerator-Driven System at Kyoto University Critical Assembly

\*Cheol Ho Pyeon<sup>1</sup>, Masao Yamanaka<sup>1</sup> (1. Kyoto University, Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science)

5:40 PM - 5:55 PM

### MA 含有ブランケット燃料を活用した固有安全高速炉の開発 (7)高速炉過渡解析のための3次元輸送ノード法の改良

### **Development of Inherent Safe Fast Reactor Using MA Bearing Blanket**

(7) Improvement of 3D Nodal Transport Method for Analyzing Fast Reactor Transient

\* 竹田敏一1 、竹田敏2、北田孝典2

<sup>1</sup>福井大学 附属国際原子力工学研究所 <sup>2</sup>大阪大学

ナトリウムプレナム付きの固有安全高速炉の過渡核特性解析のため、輸送ノード法を時間依存問題 に拡張し、準静近似のソースとして表れる中性子束の角度依存性を取り除く手法を導出した。 **キーワード**:固有安全高速炉、過渡核特性解析、輸送ノード法、中性子束、角度依存性

#### 1. 概要

ナトリウムプレナム付きの固有安全高速炉の過渡核特性解析手法を開発した。改良型準静近似を採用し、振 幅関数の計算には輸送理論に基づく反応度を用い、形状関数は時間依存性をSnノード法を拡張して計算す る。ある時間ステップに表れる中性子束の角度依存性をソース項から取り除く方法を導出した。

#### 2. 形状関数の計算方法

まず、nステップ目の形状関数は以下の式を満足する。

$$\Omega_m \cdot \nabla \Psi_g^m(x, y, z) + \sum_{tg} \Psi_g^m(x, y, z) = \sum_s^{g \to g} \Phi_g(x, y, z) + Q_g^m(x, y, z)$$
(1)

但しソース項として以下の式が表れる。

$$Q_{g}^{m}(x, y, z) = \sum_{g' \neq g} \Sigma_{s}^{g' \to g} \phi_{g'n}(x, y, z) + \frac{x_{d}^{g}}{4\pi P} S_{d} + \frac{x_{P}^{g}}{4\pi P} (1 - \beta) S_{F} - \frac{\Psi_{n}^{m}}{\nu} \cdot \frac{1}{P} \frac{\partial P}{\partial t} - \frac{\Psi_{n}^{m} - \Psi_{n-1}^{m}}{\nu \Delta t_{n}}$$

このように、nステップ目の形状関数の計算にはn-1ステップ目の角度依存中性子束が必要になる。 これを避けるため、n-1ステップ目の中性子束の角度依存性はnステップ目の角度依存性を同一と仮 定する。時間依存中性子輸送方程式をソース項としては等方分布を有する(2)式の第3項目までを用 い、断面積としては以下の修正された断面積を用いて解けば良いことが分かった。

$$\sum_{tg}' = \sum_{tg} + \frac{1}{\nu} \frac{1}{P} \frac{\partial P}{\partial t} + \frac{1}{\nu \Delta t} \left( 1 - \frac{\Psi_{n-1}^0}{\Psi_n^0} \right) \tag{3}$$

(2)

#### 3. 計算コード作成と試計算

上記計算法に基づき、改良型準静近似および拡張したSnノード法に基づく高速炉過渡核特性計算コードを作成した。また、作成した計算コードによる試計算結果について、発表時に示す。

**謝辞** 本研究は、特別会計に関する法律(エネルギー対策特別会計)に基づく文部科学省からの受託 事業として、福井大学が実施している「MA 含有ブランケット燃料を活用した固有安全高速炉の開発」 の成果を含みます。

 <sup>\*</sup> Toshikazu Takeda<sup>1</sup>, Satoshi Takeda<sup>2</sup>, Takanori Kitada<sup>2</sup>
 <sup>1</sup>University of Fukui, <sup>2</sup>Osaka University

### MA 含有ブランケット燃料を活用した固有安全高速炉の開発 (8) ボイド反応度低減のための感度解析

Development of Inherent Safety Fast Reactor by Using Blanket Bearing Minor Actinides

(8) Survey for Achieving Low Void Reactivity

\* 渕田 翔<sup>1</sup>, 藤村 幸治<sup>1</sup>, 藤又 和博<sup>1</sup>, 竹田 敏<sup>2</sup>, 竹田 敏<sup>-3</sup> <sup>1</sup>日立 GE, <sup>2</sup>大阪大学, <sup>3</sup>福井大学

ULOF, UTOP のいずれにも炉心損傷を回避できる固有安全高速炉概念を開発中である[1]。本研究では、 GEMを設置し内部ブランケットにMAを添加したナトリウムプレナム付き軸方向非均質炉心を対象とした、 内側炉心上端へのMA添加や上部軸方向遮へい体への減速材装荷等のボイド反応度低減策により、燃焼反 応度1\$以下とGEMを考慮したボイド反応度負を両立できる見通しが得られた。 \*ULOF: スクラム失敗流量喪失事象、UTOP: スクラム失敗制御棒誤引抜事象、GEM: ガス膨張機構

キーワード: SFR, Inherent Safety, ULOF, UTOP, Burnup reactivity, Void reactivity, GEM

#### 1. 緒言

ULOF、UTOPのいずれにも炉心損傷を回避するため、 本研究では燃焼反応度 1\$以下と負のボイド反応度

(GEM 反応度を考慮)の同時達成を設計目標とした。 図1に、燃焼反応度とボイド反応度が約 0.85 \$ となった前報[1]の炉心構成を示す。燃焼反応度 1 \$ 以下を 維持しつつ、ボイド反応度を負とするための低減策と して、①内部ブランケットの MA 添加率、②下部軸方 向ブランケット燃料への MA 添加、③内側炉心上端へ の MA 添加、④上部軸方向遮へい体下端への減速材 (ZrH<sub>1.6</sub>)装荷を設定し、その影響を感度解析で評価する。

#### 2. 検討条件

電気出力は 750MWe、炉心燃料は MOX 燃料、内部 ブランケット燃料は劣化 Uと MA の酸化物とした。運 転期間を 12 ヶ月として、平衡サイクル末期に臨界とな る炉心燃料の Pu 富化度を拡散燃焼計算で求め、ボイド 反応度を摂動計算で評価した。

#### 3. 検討結果

図2に内部ブランケットのMA添加率が燃焼反応度 とボイド反応度に与える影響を示す。内部ブランケッ トのMA添加率に対して燃焼反応度とボイド反応度は ほぼ線形に増減する。この関係性を用い、ボイド反応度 度低減策②~④を個別に適用した炉心に対して燃焼反 応度が1%になるように調整した際の、ボイド反応度 の予想値を表1に示す。低減策③によるボイド反応度 の予想値を表1に示す。低減策③によるボイド反応度 はボイド反応度の予想値が約0.04%となり、低減策④で はボイド反応度の予想値が約0.04%となり、低減策③ と組み合わせることで設計目標を達成する見込みを確 認した。今後これらの方策を組み合わせて、燃焼反応 度1%以下、ボイド反応度負を達成する固有安全高速 炉の炉心概念を開発する。

#### 参考文献

[1] 渕田 翔他,日本原子力学会 2019 年春の年会,2J20. 謝辞





図2 低減策①の感度解析結果

表1 ボイ	ド反応度低減策の効果

ボイド反応度 低減策	燃焼/ボイド 反応度(計算値)	ボイド反応度 (予想値*1)	ボイド反応度 低減効果 :①と②~④ の差分(予想値)
<ol> <li>(1): 内部ブランケットの MA添加率(25wt%)</li> </ol>	0.99\$/0.69\$	0.68\$	-
<ul><li>②:下部軸ブランケット へのMA添加(20wt%)</li></ul>	0.80\$/0.90\$	0.68\$	なし
<ol> <li>③:内側炉心上端への MA添加(10wt%)</li> </ol>	0.66\$/0.99\$	0.61\$	0.07 \$
<ul><li>④:上部軸遮へい体下端 への減速材添加</li></ul>	0.84\$/0.22\$	0.04\$	0.64 \$

\*1 燃焼反応度が1 \$ になるように内部ブランケットの MA添加率を増減させた場合のボイド反応度予想値

本研究は、特別会計に関する法律(エネルギー対策特別会計)に基づく文部科学省からの受託事業として、福井大学 が実施している「MA含有ブランケット燃料を活用した固有安全高速炉の開発」の成果を含みます。

\*Sho Fuchita<sup>1</sup>, Koji Fujimura<sup>1</sup>, Kazuhiro Fujimata<sup>1</sup>, Satoshi Takeda<sup>2</sup> and Toshikazu Takeda<sup>3</sup>. <sup>1</sup>Hitachi-GE, <sup>2</sup>Osaka University and <sup>3</sup>University of Fukui.

### マイナーアクチノイド核変換小型塩化物溶融塩炉の核設計

Core Design of a Molten Salt Reactor with Chloride Fuel

\*渡辺 将弘<sup>1</sup>, Van Rooijen Willem<sup>2</sup>,

1福井大学大学院工学研究科原子力・エネルギー安全工学専攻,

2福井大学附属国際原子力工学研究所

PuCl<sub>3</sub>-KCl-LiCl の塩化物共晶塩を用いた溶融塩高速炉の核設計を SCALE6 のモジュールである KENO-6 および TRITON を使用し、臨界計算及び燃焼計算を行った。また燃料溶融塩内の同位体組成を変え、それによる H-3 と Cl-36 の生成率の変化を確認した。

キーワード:溶融塩炉,核設計,塩化物核燃料,燃焼計算

#### 1. 緒言

溶融塩原子炉は 1964 から 1969 年までアメリカのオークリッジの研究所でフッ素化物を使用した原子炉で 研究が行われていた。塩化物共晶塩はフッ素化物に比べ塩内の核分裂性物質のモル濃度が高いことが特徴で ある。そのため、現在では塩化物共晶塩を用いた溶融塩炉が高速炉として期待されている。PuCl<sub>3</sub>-KCl-LiCl を燃料塩として用いられるが、Li-6 の(n, T)反応により放出された H-3 が塩化水素として炉内構造物の健全 性に影響を与える。また Cl-35 の中性子吸収反応による Cl-36 の生成な 表1 主要材料および体系

どが人体への有害度の観点で問題である。本研究では、H-3, C1-36のみならず、放射化物および核分裂生成物の量を燃焼計算により確認した。

表1 主要材料および体系		
燃料	PuCl <sub>3</sub> -KCl-LiCl (14-50-36 mole %)	
反射体	Stainless steel 316	
体系	円柱	
境界条件	真空	

#### 2. 計算条件および結果

#### 2-1. 計算条件

SCALE6<sup>[1]</sup>のモジュールである TRITON で燃焼計算を行った。表1に本研究での燃料および反射体の組成お

よび計算体系を示す。燃料には PuCl<sub>3</sub>-KCl-LiCl<sup>[2][3]</sup>、反 射体は従来の高速炉で用いられていた SS316 を使用し た。解析体系は円柱体系で半径 45cm,高さ 90cm、反 射体厚さを 40cm とした。また反射体の境界条件を真 空とした。300 日の運転期間、60 日の冷却期間とし6 サイクルの運転と仮定した。Li-6 の濃度は 0.1%から 天然同位体比の 7.59%まで、Cl-35 の濃度も同様に 0.1%から 75.76%まで変化させ燃焼計算を行った。

#### 2-2.計算結果

Li-6 の濃度変化による H-3 の生成量の変化を図 1 に示 す。6 サイクル後における Li-6 の濃度が 0.1%と 1.0%の 生成量に大きな差はないが、7.59%の場合 H-3 の生成量 の差は、Li-6 が 0.1%場合の約 14 倍となった。

C1-35 の濃度変化による C1-36 の生成量変化を図 2 に 示す。C1-35 の濃度が 0.1%の場合と天然存在比の 75.76% で大きな差はなく、6 サイクル後で約 1.7 倍となった。

#### 3. 結論

Li-6 の濃度変化が H-3 の生成量に大きく関わると考えられる。C1-35 の濃度変化は C1-36 の生成量に大きく影響しないという結果となった。Li-6 の(n, T)反応以外にも H-3 を放出する核種があると考えられる。

#### 参考文献

 B. T. Rearden and M. A. Jessee, Eds., SCALE Code System, ORNL/TM-2005/39, Version 6.2.3,Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee (2018)
 Wentao Zhou, "Thermodynamic evaluation of LiCl-KCl-

PuCl<sub>3</sub> system", Journal of Alloys and Compounds 695 (2017) 2306-2313.
[3] Robert D. Mariani, "Modeled salt density for nuclear

material estimation in the treatment of spent nuclear fuel", Journal of Nuclear Materials 404 (2010) 25-32.

\*Masahiro Watanabe<sup>1</sup>, W.F.G. van Rooijen<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Graduate school of University of Fukui., <sup>2</sup>Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui.



### 京都大学臨界集合体実験装置における加速器駆動システムによる マイナーアクチノイド照射実験

Irradiation Experiments on Minor Actinide by Accelerator-Driven System at

Kyoto University Critical Assembly \*卞 哲浩<sup>1</sup>,山中正朗<sup>1</sup> <sup>1</sup>京都大学 複合原子力科学研究所

京都大学臨界集合体実験装置(KUCA)において、未臨界体系(固体減速架台:A架台)と陽子加速器(100 MeV 陽子)を組み合わせた加速器駆動システム(ADS)によるマイナーアクチノイド(MA)の照射実験を行い、ADS による MA の核変換技術の原理を実験的に実証した。

キーワード: KUCA, 加速器駆動システム、マイナーアクチノイド、核変換技術

**1. 緒言**: KUCA において、外部中性子源(100 MeV 陽子の Pb-Bi ターゲットへの入射に伴い発生する高 エネルギー中性子)と固体減速架台(A 架台)を用いて ADS を構成し、ADS による MA (<sup>237</sup>Np および <sup>241</sup>Am) の照射実験を行った。そこでは、MA の核分裂反応および捕獲反応を確認し、ADS による MA の核変換技 術の原理実証に成功した。

2. 研究の内容: MA 照射実験では、test foil (<sup>237</sup>Np または <sup>241</sup>Am) と reference foil (<sup>235</sup>U) を同時に添付し た背中合わせ型 (BTB) Fission Chamber を炉心中心に設置し、外部中性子源を用いて炉心の出力を 1.35±0.07 W に維持して 4 時間照射した。制御棒挿入によって得られた炉心の未臨界度は 225±10 pcm で、 中性子束は (1.82±0.09)×10<sup>7</sup> s<sup>-1</sup> cm<sup>-2</sup> であった。図1に <sup>241</sup>Am の核分裂反応によって得られた波高分布、図 2 に <sup>237</sup>Np の捕獲反応によって得られた γ 線スペクトルの測定結果を示す。図1 および 2 から推定した <sup>237</sup>Np/<sup>235</sup>U (0.048±0.001)、<sup>241</sup>Am/<sup>235</sup>U (0.035±0.003) および <sup>237</sup>Np/<sup>197</sup>Au (1.88±0.28) の実験値 [1] を MA の 臨界照射実験 [2] と比較した結果、ADS による MA 照射実験の妥当性を確認することができた。



図1 <sup>241</sup>Amの核分裂反応の波高分布 (Ref. [1])

図 2 <sup>237</sup>Npの捕獲反応による γ 線スペクトル (Ref. [1])

 結語: KUCA において未臨界状態における ADS による MA の核変換技術の応用に関する照射実験を行った。<sup>235</sup>U(核分裂反応)および<sup>197</sup>Au(捕獲反応)を用いて<sup>237</sup>Np および<sup>241</sup>Am の核分裂反応率比および 捕獲反応率比を測定し臨界状態での結果と比較した結果、ADS による MA の核変換を実験的に確認した。 今後の課題として、MA 断面積の核データ起因による反応率比の不確かさの解析を挙げることができる。
 参考文献: [1] C. H. Pyeon, M. Yamanaka, A. Oizumi, *et al.*, *J. Nucl. Sci. Technol.*, 56, 684 (2019).
 [2] C. H. Pyeon, M. Yamanaka, T. Sano, *et al.*, *Nucl. Sci. Eng.* (2019). [in print] https://doi.org/10.1080/00295639.2019.1603014

<sup>\*</sup> Cheol Ho Pyeon<sup>1</sup>, Masao Yamanaka<sup>1</sup>, <sup>1</sup>Kyoto Univ., Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science

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

### [2J22-23] Research Reactor

Chair:Tatsuya Fujita(NRA)

Thu. Sep 12, 2019 6:00 PM - 6:30 PM Room J (Common Education Bildg. 2F D22)

## [2J22] Analysis on beyond-design basis accident for a pool-type research reactor

\*Takashi Tsumura<sup>1</sup>, Nobuhiko Hirane<sup>1</sup>, Toru Nakatsuka<sup>1</sup>, Taisuke Yonomoto<sup>1</sup> (1. JAEA) 6:00 PM - 6:15 PM

[2J23] Tritium Release Source and Mechanism in Research and Testing Reactors \*Etsuo Ishitsuka<sup>1</sup>, Inesh Kenzhina<sup>2</sup>, Keisuke Okumura<sup>1</sup>, Quan Hai Ho<sup>1</sup>, Noriyuki Takemoto<sup>1</sup>, Yevgeni Chikhray<sup>3</sup> (1. JAEA, 2. Gumilyov Eurasian National University, 3. AI-Farabi Kazakh National University) 6:15 PM - 6:30 PM

### プール型試験研究炉の設計基準を超える事故の解析

Analysis on beyond-design basis accident for a pool-type research reactor

\*津村 貴史<sup>1</sup>, 平根 伸彦<sup>1</sup>, 中塚 亨<sup>1</sup>, 与能本 泰介<sup>1</sup>

1日本原子力研究開発機構

抄録 試験研究炉の安全確保や規制等に、等級別扱いの考え方を適切に用いるためには、施設の潜在的な 危険性を把握することが重要である。この検討の第一段階として、JRR-3 を対象とし設計基準事故を超え る事故条件における炉心の自然循環冷却挙動を RELAP5 コードを用いて解析し、その特性を明らかにした。

+ - 7 - F: research reactor, graded approach, beyond-design basis accident, scram failure, natural circulation cooling, RELAP5

#### 1. 緒言

試験研究炉の適切な等級別扱い(graded approach)のためには、その潜在的危険性を明確にすることが望まれる<sup>[1]</sup>。このための検討の第一段階として、JAEAの試験研究炉 JRR-3 を対象とし、流量喪失事故時に炉心停止失敗を仮定する極めて厳しい条件での炉心伝熱挙動を RELAP5/MOD3.3 を用いて解析した。

#### 2. 検討内容

JRR-3 の安全解析においては、従来、核沸騰限界を超えないことを確認することで規制要件が満足され ることを示してきたこともあり、より厳しい二相流条件での冷却特性等は、明らかにされてこなかった。 図1に、JRR-3 解析のためのノード図を示す。炉心を高出力チャンネル(図の200)、その他チャンネル(250)、 バイパス流路(150)に分割し、炉心入口、出口領域及びプールを模擬した。解析では炉心出力(定格20MW)と 流量を一定とした定常状態を200秒間計算した後、強制循環を停止し、以後の自然循環挙動を解析した。

#### 3. 結果

典型的な結果として、炉心出力が10MWの場合の結果を図2に示す。炉心では、上下方向からのサブクー ル水の侵入と沸騰及び凝縮により、極めて振動的な挙動が解析された。この時、炉心伝熱様式は、主に、 核沸騰と水単相冷却であり、膜沸騰状態が数秒以上継続することはなく、燃料被覆管表面温度は振動的に 変化し最大でも約440Kであった。同様な結果は定格出力の70%の場合でも得られた。



#### 4. 結論

RELAP5 解析の結果は、設計基準を超える厳しい事故条件でも定格出力の数十パーセント程度が除熱可能であることを示唆した。今後、結果の妥当性、並びに、核的フィードバック効果を検討する。

\* Tsumura Takashi<sup>1</sup>, Hirane Nobuhiko<sup>1</sup>, Nakatsuka Toru<sup>1</sup> and Yonomoto Taisuke<sup>1</sup> <sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency 文献[1] 与能本、中塚、平根、津村、試験研究炉の安全に係る等級別扱いについて、2019 年春の年会、1N10

### 試験研究炉におけるトリチウム放出源と放出機構

Tritium Release Source and Mechanism in Research and Testing Reactors

\*石塚 悦男<sup>1</sup>, Inesh Kenzhina<sup>2</sup>, 奥村 啓介<sup>1</sup>, Hai Quan HO<sup>1</sup>, 竹本 紀之<sup>1</sup>, Yevgeni Chikhray<sup>3</sup> <sup>1</sup>原子力機構,<sup>2</sup>ユーラシア国立大学,<sup>3</sup>国立カザフスタン大学

JMTR 及び JRR-3M の一次冷却水中のトリチウム濃度増加は、ベリリウム反射体からのトリチウムの反跳放 出が支配的であることを明らかにした。

キーワード:試験研究炉,一次冷却材水,トリチウム,中性子反射体,ベリリウム,反跳放出

#### 1. 緒 言

試験研究炉の運転に伴って一次冷却水中のトリチウム濃度増加が報告されているが、その放出源と放出機構に関しては未解明の部分が残されていた。このため、各放出源と放出量について評価した。

#### 2. トリチウム放出率の計算

JMTR、JRR-3M 及び JRR-4 の一次冷却水へのトリチウム放出率を調べた結果、ベリリウム反射体を使用し ている JMTR 及び JRR-3M では、運転に伴ってトリチウム放出率が上昇すること、ベリリウム反射体を新規 製作品と交換すると一時的に低下し、その後、運転とともに増加する傾向が見られた[1]。主なトリチウム放 出源としては、冷却水の<sup>2</sup>H(n,  $\gamma$ )<sup>3</sup>H 反応、ベリリウム反射体の<sup>9</sup>Be(nf,  $\alpha$ )<sup>6</sup>He→<sup>6</sup>Li(nt,  $\alpha$ )<sup>3</sup>H 反応(以下、「ベリ リウムの(n,  $\alpha$ )反応」と表記)、ベリリウム反射体中の Li 不純物による <sup>6</sup>Li(nt,  $\alpha$ )<sup>3</sup>H 反応や U 不純物による三 体核分裂等が想定できる[2]。これらの反応について、トリチウム生成量に関しては MCNP6 及び ORIGEN2、 トリチウム反跳放出率に関しては PHITS で計算した。この結果、ベリリウムの(n,  $\alpha$ )反応以外は無視できる程

度であることが明らかとなった。図1に JRR-3M にお けるトリチウム放出率の測定結果とベリリウムの(n, α)反応によるトリチウム放出率の計算結果を示す。

#### 3. 結 論

ベリリウムの(n, α)反応による計算結果は測定値と 近い値を示していることから、一次冷却水中のトリチ ウム濃度増加は、ベリリウム反射体からのトリチウム の反跳放出が支配的であることが明らかとなった。



#### 参考文献

- 石塚悦男 他,"試験研究炉における一次冷却水中へのトリチウム放出源に関する検討、-JMTR、JRR-3M 及び JRR-4 運転データから評価したトリチウム放出率-", JAEA-Technology 2014-025.
- [2] 石塚悦男 他,"中性子反射体のLi及びU不純物からのトリチウム反跳放出計算", JAEA-Technology 2018-010.

\*Etsuo Ishitsuka<sup>1</sup>, Inesh Kenzhina<sup>2</sup>, Keisuke Okumura<sup>1</sup>, Hai Quan HO<sup>1</sup>, Noriyuki Takemoto<sup>1</sup> and Yevgeni Chikhray<sup>3</sup>

<sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency, <sup>2</sup>Gumilyov Eurasian National University, <sup>2</sup>Al-Farabi Kazakh National University

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

### [2K01-04] Seismic Resistance and Isolation of SFR

Chair:Tadashi Narabayashi(Tokyo Tech)

Thu. Sep 12, 2019 2:45 PM - 3:45 PM Room K (Common Education Bildg. 2F E21)

[2K01] Development of seismic assessment method for FR core
 \*Shinichiro MATSUBARA<sup>1</sup>, Akihisa Iwasaki<sup>1</sup>, Tomohiko Yamamoto<sup>2</sup>, Hidenori Harada<sup>3</sup> (1. MHI, 2. JAEA, 3. MFBR)
 2:45 PM - 3:00 PM
 [2K02] Development of seismic assessment method for FR core
 \*Akihica Iwasaki<sup>1</sup> Shinichiro Matsubara<sup>1</sup> Tomohiko Yamamoto<sup>2</sup> Hidenori Harada<sup>3</sup> (1. MHI, 2)

\*Akihisa Iwasaki<sup>1</sup>, Shinichiro Matsubara<sup>1</sup>, Tomohiko Yamamoto<sup>2</sup>, Hidenori Harada<sup>3</sup> (1. MHI, 2. JAEA, 3. MFBR) 3:00 PM - 3:15 PM

[2K03] Development of seismic assessment method for FR core \*Tomohiko Yamamoto<sup>1</sup>, Shinichiro Matsubara<sup>2</sup>, Akihisa Iwasaki<sup>2</sup>, Kazuteru Kawamura<sup>2</sup>, Hidenori Harada<sup>3</sup> (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 3. Mitsubishi FBR Systems, Inc.)

3:15 PM - 3:30 PM

[2K04] Fundamental Study of Seismic Response for Three-Dimensional Isolation System Including Beyond Design Basis Ground Motions \*masato uchita<sup>1</sup>, takayuki miyagawa<sup>1</sup>, tsuyoshi fukasawa<sup>2</sup>, tomohiko yamamoto<sup>3</sup> (1. japc, 2. MFBR, 3. JAEA) 3:30 PM - 3:45 PM

### 高速炉炉心の耐震性評価技術開発 (1) 313 体群体系加振試験

Development of seismic assessment method for FR core

(1) Seismic Experiment of Hexagonal Bundle Model Using 313 Core Assembly Mock-Up

\*松原 慎一郎 1,岩崎 晃久 1,山本 智彦 2,原田 英典 3

<sup>1</sup>三菱重工,<sup>2</sup>原子力機構,<sup>3</sup>三菱 FBR システムズ,

高速炉の炉心構成要素の3次元群振動を考慮した、炉心の耐震性評価技術の開発を実施している。本件 では、コアフォーマの有無が振動挙動に与える影響の検証に用いる振動挙動データ及び多数体系における 水平変位及び衝突荷重を取得するための振動試験の結果を発表する。

キーワード:FBR、3次元、炉心耐震、群振動

#### 1. 緒言

高速炉の炉心構成要素は温度やスウェリングによる伸びが生じるため、軸方向は拘束せず炉心支持板に 自立させている。地震動を受けた場合には、鉛直方向の地震荷重による炉心構成要素の跳び上がりや、水 平方向の地震荷重による隣接する炉心構成要素との衝突、冷却材との流体構造連成などを含む複雑な群振 動挙動を示す。これを評価するための3次元炉心群振動解析コード(REVIAN-3D)を構築している。

ここで、国内の既設の高速炉は、主に地震時における炉心形状を維持するために、コアフォーマにて最 外周部の炉心構成要素の水平方向の変位を制限しているが、耐震条件が異なる海外炉では、物量の低減や 炉内構造物の形状の自由度を上げることを目的に、コアフォーマを不要とした設計もある。本件では、コ アフォーマの有無が炉心全体の振動挙動に与える影響を確認し、3次元炉心群振動解析コードの検証データ を取得するための振動試験を実施した。

#### 2.試験の概要

313 体の縮尺試験体を内包した試験装置(図1) を、想定地震動における炉心支持板応答を模擬し た入力波で加振し、モーションキャプチャにより 頂部変位を測定した。また、炉心構成要素の水平 方向変位を制限するコアフォーマを模擬した衝突 治具の有無による、振動挙動の違いを確認した。

#### 3.試験結果

コアフォーマの有無による炉心半径変動量の比 較結果(図 2)を示す。各層の試験体の位置形状を円 で近似し、その円の半径(炉心半径)の変化を炉 心変形量の指標とした。コアフォーマ有に比べて、 コアフォーマ無の炉心変形量は小さくなり、コア フォーマの有無により炉心全体の振動挙動が変化 している様子が確認できた。

(本報告は、経済産業省からの受託事業である「高速炉の国際協力等に 関する技術開発」の一環として実施した成果である。)



\*Shinichiro Matsubara<sup>1</sup>, Akihisa Iwasaki<sup>1</sup> Tomohiko Yamamoto<sup>2</sup>, Hidenori Harada<sup>3</sup>

<sup>1</sup>Mitsubishi Heavy Industries,LTD., <sup>2</sup> Japan Atomic Energy Agency, <sup>3</sup> Mitsubishi FBR Systems,Inc

### 高速炉炉心の耐震性評価技術開発 (2)313体群体系加振試験解析

Development of seismic assessment method for FR core

(2) Analysis of Seismic Experiment of Hexagonal Bundle Model Using 313 Core Assembly Mock-Up

\*岩崎 晃久 ¹,松原 慎一郎 ¹,山本 智彦 ²,原田 英典 ³

<sup>1</sup>三菱重工,<sup>2</sup>原子力機構,<sup>3</sup>三菱 FBR システムズ,

高速炉の炉心構成要素の3次元群振動を考慮した、炉心の耐震性評価技術の開発を実施している。本稿では、コアフォーマ有・無における 313 体の多数体群体系試験を対象とした解析を実施し、振動挙動(水平 変位・衝突荷重)の違いに関して検証を行った結果を紹介する。

キーワード: FBR、3次元、炉心耐震、群振動

#### 1. 緒言

高速炉の炉心構成要素は温度やスウェリングによる伸びが生じるため、軸方向は拘束せず炉心支持板に 自立させている。地震動を受けた場合には、鉛直方向の地震荷重による炉心構成要素の跳び上がりや、水 平方向の地震荷重による隣接する炉心構成要素との衝突、流体を介した相互連成などを含む複雑な群振動 挙動を示す。これを評価するための3次元炉心群振動解析コード(REVIAN-3D)を構築している。ここで、 日本国内の既設の高速炉炉心は、コアフォーマ(炉心槽)にて最外周部の炉心構成要素の水平方向の変位 を制限しているが、海外炉においてはコアフォーマがなく、境界条件が異なるために、その振動挙動も異 なるものとなる。本稿では、コアフォーマ有・無における多数体群の振動挙動(水平変位・衝突荷重)の 違いについて試験と解析で比較し、解析の検証を行った。

#### 2.多数体群体系試驗

解析の検証対象である313体の多数体群 体系の概念図を図1に示す。コアフォーマ の干渉の影響を確認するため、コアフォー マの脱着が可能な試験装置を使用した313 体多数体群体系加振試験(図2)を実施し た。コアフォーマ無では全体に応答し(図 3)、コアフォーマ有ではパッド部の変位が 拘束される影響で外周に近いほど水平両 振幅が小さくなった(図4)。パッド部の衝 突荷重もコアフォーマ有の方が大きい。

#### 3. 検証解析

開発中の炉心耐震評価手法を用いて、前 項の加振試験の再現解析を実施した。解析 においても、頂部水平変位およびパッド部 の衝突荷重の傾向が模擬できた。構築した 解析モデルが妥当であることを確認した。



(本報告は、経済産業省からの受託事業である「高速炉の国際協力等に関する技術開発」の一環として実施した成果である。)

\* Akihisa Iwasaki <sup>1</sup>, Shinichiro Matsubara <sup>1</sup>, Tomohiko Yamamoto <sup>2</sup>, Hidenori Harada <sup>3</sup>

<sup>1</sup>Mitsubishi Heavy Industries,LTD., <sup>2</sup> Japan Atomic Energy Agency, <sup>3</sup> Mitsubishi FBR Systems,Inc

### 高速炉炉心の耐震性評価技術開発 (3)3次元炉心群振動解析手法の開発まとめ

Development of seismic assessment method for FR core

(3) Summary of Development of FR Core Seismic Analysis Method

\*山本 智彦¹、松原 慎一郎²、岩崎 晃久²、川村 一輝²、原田 英典³

<sup>1</sup>日本原子力研究開発機構、<sup>2</sup>三菱重工、<sup>3</sup>三菱 FBR システムズ

地震時の高速炉炉心の3次元的な挙動を把握するために、模擬燃料集合体と振動台を使用した試験と、3次元炉心群振動解析コード(REVIAN-3D)による検証解析を行ってきた。本報では、これまで実施してきた 振動試験結果とその検証解析結果を整理したうえで、今後の開発課題や設計への反映について述べる。 **キーワード**:FR、3次元、炉心耐震、群振動

#### 1. 緒言

高速炉の炉心構成要素は温度やスウェリングによる伸びが生じるため、軸方向は拘束せず炉心支持構造物 上に自立させている。想定地震動が大きくなってきたことにより、地震時の炉心構成要素の挙動について 炉心構成要素の鉛直方向変位(跳び上がり)について評価をする必要が出てきた。そこで、図1で示すよ うな炉心構成要素の3次元的な挙動を解析するため、3次元炉心群振動解析コード(REVIAN-3D)の開発と その検証のための振動実験を実施してきた。本稿では、これまで実施してきた模擬燃料集合体と大型3次 元振動台による振動試験とその検証解析の結果について整理し、炉心耐震評価手法の開発について述べる。

#### 2. これまでの成果

これまで、三菱重工(株)が所有する大型3次元振動 台を用いて、炉心構成要素を模擬した模擬燃料集合体 による振動試験を実施してきた。その試験結果を基に、 REVIAN-3Dによる検証解析を行い、試験結果を精度 よく評価できるようになってきた。本研究において、 REVIAN-3Dでは、地震時の水平及び鉛直挙動につい て、模擬燃料集合体単体のみならず複数体の挙動を再 現できるようになり、さらに、集合体の変形も模擬し た状態で挙動を把握できるようになった。

#### 3.今後の開発課題

これまでの大型3次元振動台による振動試験とその検 証解析の結果から、地震時の炉心構成要素の3次元的 挙動を REVIAN-3D で精度よく評価できることがわか った。今後は、将来の高速炉設計の際に REVIAN-3D を適用すべく既存炉の炉心を対象とした評価や図2で 示すような投入反応度評価を実施していく必要がある。 (本報告は、経済産業省からの受託事業である「高速炉等技術開発」、 「高速炉国際協力等技術開発」及び「高速炉の国際協力等に関する 技術開発」の一環として実施した成果である。)





\* Tomohiko Yamamoto<sup>1</sup>, Shinichiro Matsubara<sup>2</sup>, Akihisa Iwasaki<sup>2</sup>, Kazuteru Kawamura<sup>2</sup>, Hidenori Harada<sup>3</sup>

<sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency, <sup>2</sup>Mitsubishi Heavy Industries, LTD., <sup>3</sup> Mitsubishi FBR Systems, Inc

### 基準地震動を上回る入力に対する3次元免震装置の地震応答に関する基礎的研究

Fundamental Study of Seismic Response for Three-Dimensional Isolation System Including Beyond Design Basis Ground Motions

> \*内田 昌人<sup>1</sup>,宮川 高行<sup>1</sup>,深沢 剛司<sup>2</sup>,山本 智彦<sup>3</sup> <sup>1</sup>日本原子力発電,<sup>2</sup>三菱 FBR システムズ,<sup>3</sup>日本原子力研究開発機構

タンク型ナトリウム冷却高速炉(SFR)の原子炉容器等の耐震性向上に資するとして著者らが提案する3次元免震装置を対象に、基準地震動を上回る地震動の入力に対する地震応答性状を地震応答解析により示すとともに、2次元免震装置との比較によりその地震応答低減効果を明らかにする。

キーワード:タンク型ナトリウム冷却高速炉、原子炉容器、3 次元免震装置、地震応答低減効果、基準地 震動を上回る地震動

#### 1. 緒言

タンク型 SFR の原子炉構造を対象に国内への適用を踏まえた耐震性向上の検討を行っている<sup>[1]</sup>。プラント大型化には更なる耐震性の向上が必要であるため、1000MWe 級を想定したプラント概念を概略で用意し、その耐震性向上策の一つとして、3 次元免震装置(以下、3 次元免震)の研究開発を行っている<sup>[2]</sup>。装置は、図1に示す積層ゴムと皿ばね及び上下オイルダンパを組み合わせたもので、現在その要素試験を実施している。装置の地震応答低減効果を明らかにする目的で、基準地震動及びそれを上回る地震動の入力に対して、原子炉建屋の地震応答性状を地震応答解析により示すとともに、2 次元免震装置(以下、2 次元免震)と地震応答を比較した。

#### 2. 検討条件

地震応答解析では3次元免震の終局荷重近傍の非線形特性 を再現可能な解析モデルを用いた。基準地震動は「原子力発 電所耐震設計技術指針 JEAG4601-2015」の距離減衰式によって 求めたマグニチュード8.5時の解放基盤面の応答スペクトル

(コントロールポイント)とし、これに2倍から4倍までの 係数を乗じて基準地震動を上回る地震動を設定した。また、 比較のための2次免震は、図1の積層ゴムとした。

#### 3. 地震応答解析結果

原子炉建屋の床応答は、鉛直方向で図2に示すとおり入力 の地震動が増大するにつれて、3次元免震の地震応答低減効果 が概ね係数倍に大きくなることが確認された。また、応答加 速度と入力の地震動の大きさとの相関は線形の傾向にあり、 基準地震動を上回る地震動に対しても安定した地震応答低減 効果が確保できる見通しが得られた。次に、装置を構成する 要素について、試験データ等を基に終局荷重を暫定し、入力 地震動に対する各要素の履歴ループの荷重を評価した結果、 基準地震動の4倍の入力地震動下でも終局荷重に至らず、十 分な終局耐力を有する見通しが得られた。これにより、提案 する3次元免震装置は、基準地震動を上回る地震動の入力に



図1 3次元免震装置



図2 固有振動数10 Hz での床応答加速度

対しても構成する各要素の構造健全性が確保され、上下地震応答低減効果が期待できることが確認された。 本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成30年度高速炉の国際協力等に関する技術開発」の一 環として実施した成果である。

#### 〈参考文献〉

【1】内田ら,"耐震強化型ナトリウム冷却タンク型炉の検討(1)原子炉構造の検討",原子力学会2018年秋の大会予稿集,岡山大学,2018年9月

[2] Fukasawa, T, et al. "Research and Development of Three-Dimensional Isolation System for Sodium-Cooled Fast Reactor: (Part 1) Proposal of Analytical Models Based on Loading Tests", Proc. of the ASME 2018 PVP, PVP2018-84532, Prague, Czech Republic

\*Masato Uchita<sup>1</sup>, Takayuki Miyagawa<sup>1</sup>, Tsuyoshi Fukasawa<sup>2</sup>, Tomohiko Yamamoto<sup>3</sup>

<sup>1</sup>Japan Atomic Power Company, <sup>2</sup>Mitsubishi FBR Systems Inc., <sup>3</sup>Japan Atomic Energy Agency

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

### [2K05-07] SFR Equipments

Chair:Masaaki Tanaka(JAEA)

Thu. Sep 12, 2019 3:45 PM - 4:35 PM Room K (Common Education Bildg. 2F E21)

### [2K05] Development of Ultrasonic Instrumentation for Liquid Sodium \*Yuta Abe<sup>1</sup>, Kuniaki Ara<sup>1</sup> (1. JAEA) 3:50 PM - 4:05 PM

- [2K06] Development of Ultrasonic Instrumentation for Liquid Sodium \*kuniaki Ara<sup>1</sup>, Yuta Abe<sup>1</sup> (1. JAEA) 4:05 PM - 4:20 PM
- [2K07] Advancement of detailed core bowing analysis code for fast reactor \*Hirokazu Ota<sup>1</sup>, Kazuya Ohgama<sup>2</sup>, Hidemasa Yamano<sup>2</sup> (1. CRIEPI, 2. JAEA) 4:20 PM - 4:35 PM

### ナトリウム用超音波計測技術の開発 (1)音響結合特性の把握

Development of Ultrasonic Instrumentation for Liquid Sodium

(1) Experimental Study on Acoustic Coupling Characteristics

\*阿部 雄太,荒 邦章

#### 原子力機構 大洗研

液体金属への超音波音圧の放射および受圧において異媒質界面における音響結合に係わる懸念の指摘がある。 ナトリウム試験装置に設置した超音波センサを用いてナトリウム接液後の透過音圧の時間変化を調べた。 **キーワード**:音響結合、高速炉、超音波計測、ナトリウム

**1. 緒言** 液体金属への超音波応用計測手法の適用に際しては、超音波発受信面を液体金属との音響結合(所 謂"濡れ性")が懸念されるが、これに関する定量的な知見は少ない。このため、ナトリウムとの接液界面の音 響結合性、とりわけ再ナトリウム接液時における接液界面の音響伝播挙動を実験的に調査した。

#### 2. 試験装置及び結果

2.1試験装置及び試験条件 ナトリウム試験装置に設置された超音波流量計を用いて透過音圧の時間変化を測定した。超音波流量計の仕様は、周波数 2MHz の送受信一対のセンサを配管(SUS、2in-Sch20)の外表面の対角に設置されている。試験はナトリウムを 200℃で充填し、温度一定で循環運転中に計測した。今回の測定データは、試験装置建設後の最初の運転(ナトリウム接液)時に取得したデータ(同一試験条件)をレファレンスとして評価した。また、現象評価のための要件として、センサ性能が温度や時間の変化に影響されないことを事前に確認した。接液時の音響特性を評価する上では、接液前の Ar ガス雰囲気中の管理期間を考慮することが必要であり、今回の供試条件(Ar ガス雰囲気中管理期間)は、比較的長期間(3年半)である。

**2.2 試験結果** 一対の送受信センサ間の伝搬音圧(透過音圧)のナトリウム充填時以降の時間変化をレファ レンスデータと比較して図に示す。両者の到達音圧は同一であり、評価要件を満たしている。

レファレンスデータ(最初の接液)の透過音圧が最大かつ安定な状態(ほぼ完全な音響結合)への到達に要 する時間が比較的長いのに対して、今回(再ナトリウム接液)のそれはほぼ瞬時に到達している。ただし、 レファレンス条件においても流量計測に必要な音圧は接液直後から得られていることを付記する。

安定な音響結合に要する時間の差異を考えると、接液界面の音響伝播挙動が影響しているものと推察される。 この差異の主たる要因は、レファレンスの未接液面の酸化被膜によるものと考える。一般に、酸化被膜の存 在は音響結合の阻害要因として作用し、アルカリ金属ナトリウムで還元され消失し、ほぼ完全な音響結合に 至る。この状態は、不活性雰囲気下で維持されれば、再接液時には、接液と同時に安定な音響結合が再現さ

れる。ここで、音響結合促進の主たる要因が酸化 被膜の還元反応によるとすれば、ナトリウムの温 度が寄与するので、音響結合性に及ぼす温度と時 間の影響に関する知見を整理・拡充する。(現象の 詳細についてはシリーズ後続(2)で報告)

3. 結言 再接液時の音響結合性の確保は、適切 な不活性ガス管理によって達成される。今後、知 見の蓄積から音響結合に関する現象解明及び改 善を図ることにより、音響応用計測の高度化に資 する予定である。



\*Yuta Abe, and Kuniaki Ara , JAEA Oarai

### ナトリウム用超音波計測技術の開発

### (2) 接液界面の音響結合メカニズム

Development of Ultrasonic Instrumentation for Liquid Sodium (2) A Study on Acoustic Coupling of Sodium-Liquid Interface \*荒 邦章, 阿部 雄太 原子力機構 大洗研

超音波音圧の伝播経路となるセンサ表面や配管と液体金属ナトリウム(Na)との界面における音響結合挙動に ついて、異媒質間の音圧伝播メカニズムの観点から結合要件と方策について報告する。

キーワード:音響結合,高速炉,超音波計測,ナトリウム

#### 1. はじめに

液体金属への超音波応用計測に際して、しばしば超音波音圧の液中放射に関わる問題、所謂「(音響的)濡 れ性」確保の問題が指摘される。このため、本件は、報告者のナトリウム用超音波計測技術開発経験を基に、 接液界面の音圧伝播挙動と結合メカニズムについて報告する。

#### 2. 接液界面における音圧伝播挙動

2-1. 基本的理解:媒質間の音圧伝播(透過・反射)は、2つの媒質の音響物性によって決定されるが、所謂「濡れ性」として指摘される問題は、この理論上の音圧透過値に比して相当に低い値を示し、さらにその値が変動するという指摘である。この原因は、2つの媒質間に別の音圧伝播経路(領域)が存在し、その音響的特性に依るものである。本件では、2つの異媒質、即ち固体(超音波音圧放射=プローブ表面)と固体に 接液する液体ナトリウムとの間の音圧伝播現象とその変化挙動に着眼する。

2-2. 結合阻害要因とその挙動:図1.に接液界面の音響結合性に関わる要因の整理を試みた。「界面」欄に記載は接液界面の音響結合の直接的な影響要因を示し、それらに関与する間接的な影響要因を「ナトリウム」欄および「カバーガス雰囲気」欄に示した。接液界面の音圧伝播挙動における諸要因の関係および音響結合に及ぼす影響を以下の視点から検討した。
 カバーガス雰囲気 超音波プローブ

- (1) 接液界面における音響結合を音圧伝播の連続性の視点から捉え、 固体構成原子とナトリウム原子の隣接を阻止する2つの要因で 考える。一つは「空隙」の存在でありその影響を評価した。他は 固体表層様態(性状)および接液時に生じうる現象を基に、結合阻 害要因となる媒質(物質)・領域の生成・消失を推定した。
- (2)上記の直接的要因について、ナトリウムの物理・化学的性質との 関係(影響・寄与)ならびに温度・流動等のナトリウムの状態・ 使用環境条件との関連を整理した。



・ガス純度

ナトリウム

·温度

Ø

(音圧放射)

(同受圧)

界面」

(3) 上記の検討結果から、アルカリ金属ナトリウムに固有の音響結合 図1.接液界面の音響 阻害要因およびその影響を把握するとともに、音響結合確保のための要件を整理した。

#### 3. 知見と反映

ナトリウムへの音響応用計測技術適用の観点から異媒質界面の音響結合に関わる現象の理解を深めた。こ の知見を踏まえて、当該技術の実用或いは関連試験研究の実施に際する留意事項を整理した。

*Kuniaki Ara,	Yuta Abe
JAEA Oarai	

### 高速炉用詳細炉心湾曲解析コードの高度化 (2) 原型炉規模の炉心照射変形解析

Advancement of detailed core bowing analysis code for fast reactor

(2) Irradiation deformation analysis for prototypic-scale core

\*太田宏一<sup>1</sup>, 大釜和也<sup>2</sup>, 山野秀将<sup>2</sup>

<sup>1</sup>電中研,<sup>2</sup>JAEA

六角形状の集合体ダクトを多数のシェル要素でモデル化する詳細炉心湾曲解析コードを米国で設計された ABR-1000 をベースとする炉心に適用し、照射にともなう集合体の温度変化や照射効果を反映した炉心変形が解析可能であることを確認した。

キーワード:高速炉、集合体変形、炉心湾曲反応度、中性子照射、ABR-1000

#### 1. 緒言

高速炉では炉心損傷防止策の一つとして、過渡時の炉心形状変化による負のフィードバック反応度(=炉 心湾曲反応度)の投入が期待されている。炉心湾曲反応度は通常運転時の集合体形状や集合体間の残留ギ ャップ幅などの影響を受けるため、精度の高い炉心湾曲解析手法を開発する必要がある。

#### 2. 詳細炉心湾曲解析コード

電力中央研究所が開発を続けている詳細炉心湾曲解析コード ARKAS\_cellule<sup>1</sup>では、従来1本のビーム要素でモデル化していた六角 形状ダクトの壁面を多数のシェル要素で表わすことによって、集合 体間の様々な接触形態に応じた断面形状の変化やそれに伴うダクト 剛性の変化を考慮できる(図1)。これまでに331 体の集合体群に対 する動作が確認され、単体~127 体の集合体群を対象とする IAEA ベンチマーク問題によって熱湾曲モデルの妥当性が検証されている。

#### 3. 原型炉規模の炉心変形解析

米国アルゴンヌ国立研究所(ANL)で設計された原型炉級炉心ABR-1000<sup>2</sup>をベースに最外周の遮蔽体の一部を除いた325体の集合体からなる炉心(図 2)を対象にARKAS\_celluleによって、1年の照射期間に渡る炉心変形挙動を解析した。表1にABR-1000集合体の仕様をまとめる。集合体の温度および中性子束分布はANLによる炉心核熱流力設計値を入力した。図2.ABR-1000炉心から遮蔽体



#### 4. 結果と結論

ARKAS\_cellule による上部パッド高さにおける照射末期の集 合体変位の計算結果を従来モデルの結果と比較して図 3(a)に 示す。なお、対称性に着目し、1/12 セクターの結果を示す。両 モデルで集合体変位の方向は一致し、変位量も良く一致してい る。さらに照射初期と末期における接触力の解析結果を図 3(b) に示す。本体系では照射期間を通じて、反射体の上部パッドで接 触が生じ、燃料集合体は全て自由湾曲する結果となった。また、 照射初期に比べ末期に接触力が小さくなる傾向がみられる。これ は、照射による反射体のクリープ変形がスエリング変形を上回 り、炉心内側に塑性変形したことを反映していると考えられる。

以上より、ARKAS\_celluleによって原型炉規模の炉心照射変形が、動作していることが確認できた。



(4) 変化 [1111] (1) 接触力 [N] 図3. 上部パッド面の集合体変位および接触力解析結果

参考文献 1. H. Ohta, et al., Nucl. Technol., 146 May 2004, 2. NEA/NCA/R (2015)9, 25-Feb-2016. 本成果の一部は、経済産業省資源エネルギー庁の委託事業「平成 30 年度高速炉の国際協力等に関する技術開発」によって得られたものである。

\*Hirokazu Ohta<sup>1</sup>, Kazuya Ohgama<sup>2</sup> and Hidemasa Yamano<sup>2</sup> <sup>1</sup>CRIEPI, <sup>2</sup>JAEA Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 302-1 Advanced Reactor System

### [2K08-11] Advanced Reactor Development

Chair:Koki Hibi(MFBR)

Thu. Sep 12, 2019 4:35 PM - 5:40 PM Room K (Common Education Bildg. 2F E21)

## [2K08] Development of a small space reactor and application to SMR by using Joyo

\*Tadashi Narabayashi<sup>1</sup> (1. Tokyo Tech) 4:35 PM - 4:50 PM

- [2K09] Potential and Challenges for the Deployment of Micro-Reactors \*Takanori TANAKA<sup>1</sup> (1. RWMC) 4:50 PM - 5:05 PM
- [2K10] Current status and issues of evaluation methods for plateout fission products behavior during accident conditions in High Temperature Gascooled Reactor.

\*Kazuhiro SAWA<sup>1</sup> (1. Hokkaido University) 5:05 PM - 5:20 PM

[2K11] Development on extended burnup fuel technologies for practical high temperature gas-cooled reactors - Collaborative research with Kazakhstan -

\*Shohei Ueta<sup>1</sup>, Taiju Shibata<sup>1</sup>, Jun Aihara<sup>1</sup>, Asset Shaimerdenov<sup>2</sup>, Daulet Dyussambayev<sup>2</sup>, Masashi Takahashi<sup>3</sup>, Hideaki Kishita<sup>3</sup>, Shamil Gizatulin<sup>2</sup>, Nariaki Sakaba<sup>1</sup> (1. JAEA, 2. INP, 3. NFI)

5:20 PM - 5:35 PM

### 宇宙用原子炉の開発と常陽を活用した SMFR への展開

Development of a small space reactor and application to SMFR by using Joyo

\*奈良林直1

1北海道大学

**抄録**:火星以遠の宇宙船の大型化や長期の航行に必要なエネルギー源としては,熱出力 MW 級の原子 炉を熱源としたスターリングエンジン発電システムの優位性が明確になってくる。さらに長年の運転 実績のある常陽を SMR として MA などの燃焼炉として活用する SMFR の基本概念を検討した。 **キーワード**:SMR、MA 燃焼炉、常陽、高速炉、FR、SMFR、高レベル廃棄物地層処分、短半減期化

1. 緒言 筆者は、原子炉システムの応用分野の一つとして宇宙開発、特に有人深宇宙探査用宇宙船に ついてのフィージビリティ研究やスターリングエンジンの開発実験を行ってきた<sup>[1][2][3]</sup>。今回の発表で は、これを発展させ、ナトリウム冷却高速炉を熱源としてスターリングエンジン発電システムなどの 適用検討を行った。一方、米国を中心に小型モジュール炉(SMR)の開発が盛んになってきたが、ま だ概念検討の段階で、実用化には10年~20年といった歳月が必要である。一方、中国では営業運転 を始めた AP1000を 200MWe に小型化した CAP200を SMR と称して型式認定して、既に石炭暖房 の代わりの熱電併給炉として建設を開始している。我が国も公募事業で SMR の開発に着手したが、 中国に先行されてしまうと国際競争には生き残れない。そこで、常陽を SMR として活用して、国際 的開発競争の先頭に立つことを提案する。MA 燃焼を考慮し、SMFR と名付けた。

2. スターリングエンジン発電モジュールの開発 スターリングエンジンの高温源側のヘリウム温度は 600℃,低温源側はラジエータパネルで宇宙空間に輻射で放熱するため,高温にした方がラジエータ パネルを小型化できるため,300℃とした。実験に用いたスターリングエンジンは,定格で 3.3kW の 電気出力が得られる。出力がスケール S の 3 乗に比例する仮定すると 110kWe の出力となる。

実機のスターリングエンジンは、高速炉の冷却剤である液体金属ナトリウム加熱とすると、シリン ダーヘッドの伝熱面積を増やす工夫が必要である。そこで、図に示すように Fluent を用いて CFD 解 析を実施した。解析の結果、シリンダーヘッドの外側の伝熱管の配置とバッフル板などの形状を工夫 することにより、伝熱管周りの液体金属ナトリウムの温度が均一化し、753℃の高温ナトリウムで 600℃のヘリウムガス温度が得られることが確認できた。

3. SMR 型高速炉と原子力推進宇宙船の開発 小型モジュール炉(SMR)タイプのナトリウム冷却高速炉の出力制御は反射体バッフル板で、中心部の1本の制御棒をバネで挿入し、万一の場合の炉停止とする。この高速炉は小型のため、炉心解析をすると、沸点 920℃のナトリウムが沸騰しても、炉心のボイ



ド係数は負に維持されることがわかった。原子力推進宇宙船は地球火星間の航行を実現するための軌道設計を行った結果、プラズマロケット搭載基数1基の場合、約8カ月での火星到達が可能であることがわかった。なお、この高速炉は、水を用いておらず、作動流体はヘリウムであるため、ナトリウム-水反応のリスクは無く、SMRとして有利である。

常陽の発電モジュールに適用すると、中間熱交換器 やNa2次系が不要となり、常陽の炉心周りは極めて シンプルとなる。万一の場合の崩壊熱除去冷却のヒ ートシンクは空気とする。

4. 結言 MA燃焼を目的とした小型高速炉およびス ターリングエンジン発電システムからなる SMR、す

なわち SMFR は、蒸気発生器などの Na 水反応のリスクがある機器を用いないため、シンプルかつ安全な 原子炉となる。また、MA 燃焼を目的とすることで、バックエンドのうち地層処分の負担の軽減にもなる。 参考文献 [1] T. Narabayashi、 et al., "Total Energy-System for Manned Spaceship using Nuclear Reactor", ICONE15, 10865 (2007). [2] T. Kitamura, Y. Yoshida, Y. Honma, T. Narabayashi, Y. Shimazu and M. Tsuji, Study on a Nuclear Spaceship for Interplanetary Cruise - Core Design of a Small Fast Reactor, Proc. of ICAPP2009, (2009). [3]奈良林 直、SMR 型ナトリウム高速炉を熱源としたスターリングエンジン発電システムを搭載した原子力推進宇宙

[3]奈良林 直、SMR 型ナトリワム高速炉を熱源としたスターリンクエンシン発電システムを搭載した原十刀推進手宙 船の開発、機械学会動力エネルギーシンポジウム B114 (2019)。

\*Tadashi Narabayashi<sup>1</sup>、 <sup>1</sup>Tokyo Institute of Technology

### マイクロ・リアクターの普及可能性と開発課題

#### Potential and Challenges for the Deployment of Micro-Reactors

#### \*田中 隆則

原子力環境整備促進・資金管理センター

SMR (Small Modular Reactor)は、脱炭素社会のニーズ、再生可能エネルギーの大量導入時代の 分散型電力システムへの対応、より高い安全性(より低い放射性物質拡散リスク)を求める社会的要 求との親和性、などの観点から、国際的に関心が高まっており、様々な開発計画が進められている。 SMR のうち、特に出力の小さい原子炉(Micro-Reactors)については、可搬型としての利用も構想 されるなど、幅広い利用形態が考えられる。今後の原子力利用において、マイクロ・リアクターの果 たす役割と普及可能性を展望すると共に、その実現のための課題を考察する。

**キーワード**:小型モジュール炉 (Small modular reactor),マイクロ・リアクター (Micro-Reactors), 炉型戦略 (Strategy of Reactor Design)

#### 1. マイクロ・リアクターへの期待

マイクロ・リアクターは、出力が10 MWe 程度以下の極めて小出力の原子炉であり、需要が小規模な閉鎖 系での利用が想定されている。カナダなどでは、遠隔地における長期に亘り燃料の取替え不要な独立電源 としての活用が期待されている。また、災害時など必要な際に、被災地の限られた需要に適用した電源と しての利用も考えられており、運搬可能なシステム作りが必要となる。特に、出力が小規模なものは、宇 宙開発や深海開発などの極限環境での利用が構想されている。

#### 2. マイクロ・リアクターの開発動向

原子力の初期の利用は、米国で潜水艦の推進力を得る動力炉として始まった。日本においては、原子力 船むつに出力 36 MWt の PWR が搭載された。それは、電気出力としてはマイクロ・リアクターに近いものの、 現在、開発努力が進められているマイクロ・リアクターは、いずれも長期に亘る燃料交換を不要とする非 軽水炉タイプで運搬可能なモジュラー型の革新炉である。

米国では、DOEの国立研究所が開発に取組んでいる他、多くの民間企業が開発を進めており、そのような 実態を踏まえ、NEIがマイクロ・リアクターの開発ロードマップを作成している。カナダにおいては、高温 ガス炉のマイクロ・リアクターを国立研究所のサイト内に建設・運転する具体的な計画も進められている。

#### 3. 技術的特性

マイクロ・リアクターは、まず、完全な工場でのモジュラー生産となる。3D プリンターによる革新的製造技術の採用も構想されている。それがコンテナーに納められ、需要地まで運ばれ簡単に設置・利用される。安全性を高めるため、炉心の熱をヒートパイプで取り出し、ポンプ類を不要にするなどの新しいアイデアも採用されている。燃料取替えを殆ど不要とするため燃料にも HA-LEU の採用などが考えられている。

#### 4. 開発・利用上の課題

マイクロ・リアクターは、その利用の形が、これまでの大型炉を大きく異なるため、安全性や、緊急時 対策や核物質防護など、従来の考え方をそのまま適用できないケースが出てくると考えられる。また、マ イクロ・リアクターに特有の技術や核燃料の採用に伴う問題も考えられる。このような課題について、分 析すると共に、安全規制のあり方についても検討する。

Takanori Tanaka

Radioactive Waste Management Funding and Research Center

### 高温ガス炉の事故時における沈着核分裂生成物の挙動評価手法の現状と課題

Current status and issues of evaluation methods for plateout fission products behavior

in accident conditions of High Temperature Gas-cooled Reactor.

\*沢 和弘<sup>1</sup> <sup>1</sup>北海道大学

高温ガス炉の安全評価上極めて重要な、1次冷却設備中での FP 沈着、及びその事故時の挙動について、現 状と課題を整理した。

Keywords : High Temperature Gas-cooled Reactor, Fission products, Plateout, Liftoff

#### 1. 緒言

安全性が高く、多様な熱利用が可能な高温ガス炉は、現在世界的に開発が促進されようとしている小型 原子炉の一つであり、技術的に日本が世界をリードしてきている。高温ガス炉の設計基準事故レベルでは 追加の燃料破損が生じることがないため、配管破断事故など、1 次冷却材が系統外に放出される場合の主た る放射線源は通常運転中に1 次系内面に沈着した核分裂生成物(FP)になる。そのため、この沈着挙動、 及び事故時の FP 離脱挙動の評価は極めて重要となる。

#### 2. 評価手法の現状と課題

#### 2-1. 通常運転中の FP 沈着挙動

図に高温ガス炉の1次系配管内表面における FPの沈着形態を示す。これまで、こうした形態 に基づく沈着分布評価モデルを作成し、国内外 の実験データを用いて検証してきており、よう 素とセシウムについては、精度良く評価できる。 このモデルに基づき、高温工学試験研究炉 (HTTR)の遮蔽設計や安全評価が行われた。



#### 2-2. 事故時の FP 挙動

配管破断時の沈着セシウム、よう素の離脱挙動については、HTTRの安全審査においては、1次冷却系の 大口径ギロチン破断時における離脱割合を定めるための研究を行った。その結果、乾燥条件下でのFPの離 脱は、よう素については化学脱着が、セシウムについては酸化被膜表面の剥離が主たる機構であることが 明らかになった。一方、水系を接続した際の水浸入時の挙動については、化学的な脱着機構に基づく粗い 評価か全量放出を想定せざるを得ない状況である。特に、水・水蒸気が浸入した際の、酸化被膜内に沈着 しているセシウムの放出に関わる機械的プロセスについては全く知見がないのが現状である。

#### 3. 結論

高温ガス炉の安全評価上重要な燃料及び FP の評価手法の現状と課題について整理した。今後の課題として、水侵入条件下における酸化被膜の挙動については、実験を含む検討が必要である。

\*Kazuhiro Sawa

Hokkaido Univ.
# 高温ガス炉の実用高燃焼燃料技術の開発 ーカザフスタンとの国際共同研究ー

Development on extended burnup fuel technologies for practical high temperature gas-cooled reactors - Collaborative research with Kazakhstan -

\*植田 祥平<sup>1</sup>, 柴田 大受<sup>1</sup>, 相原 純<sup>1</sup>, Asset Shaimerdenov<sup>2</sup>, Daulet Dyussambayev<sup>2</sup>, 高橋 昌史<sup>3</sup>, 木下 英昭<sup>3</sup>, Shamil Gizatulin<sup>2</sup>, 坂場 成昭<sup>1</sup>

1原子力機構,2カザフ核物理研,3原燃工

燃焼度が従来の約3倍高い実用高温ガス炉への導入に向け、寸法仕様を新たに設定した被覆燃料粒子の製造 技術を国内燃料メーカーと共同で確立し、カザフスタンとの共同照射試験を通じて高い照射性能を確認した。

キーワード:高温ガス炉,燃料,被覆燃料粒子,高燃焼度化,照射試験,照射後試験

### 1. 緒言

小型モジュラー炉として注目される高温ガス炉の被覆燃料粒子は、二酸化ウラン燃料核を炭化ケイ素等で 四重被覆することで核分裂生成物の閉じ込め性能に優れ、高燃焼度に耐えうる性能を潜在的に有する。高温 工学試験研究炉(HTTR)の燃料の燃焼度は 33GWd/t だが、実用化に向けてはその 3 倍を超える高い燃焼度 が要求されている。そのため、燃焼に起因する内圧上昇に伴う破損(内圧破損)を考慮しない従来の HTTR 燃料に対し、高燃焼度化に伴うシステマティックな内圧破損を量産の燃料品質をもって最小限に抑える必要 がある。これまで、原子力機構が設計した 100GWd/t 規模の高燃焼度に耐えうる新たな寸法仕様の被覆燃料 粒子を、HTTR 燃料と同じ量産型四層連続被覆装置を用いて原燃工が製造し、高温ガス炉開発を国家計画と するカザフスタンの核物理研究所(INP)で WWR-K 照射炉施設を用いた照射試験を行い、設計通りの照射健 全性を示した。[1] 今回、照射済み燃料の特性を詳しく調べることを目的とした照射後試験の結果を報告する。

### 2. 試験方法および結果

平成 27 年 4 月に燃焼度約 94 GWd/t に達した燃料コンパ クトの照射後試験は、約2年の冷却期間を経て、INP にて平 成 29 年 2 月から 2 カ年計画で実施された。その中で、実用 炉の燃料要素の伝熱評価に必要な、燃料コンパクトの照射 寸法収縮特性を調べた。物理特性の類似性に注目して選定 した新しい国産母材原料(天然黒鉛、人造黒鉛、フェノール 樹脂バインダー)を用いて試作した照射コンパクトを、従来 材燃料コンパクトと同時に照射し、高速中性子照射量に対 する寸法変化率を比較した結果(図 1)、従来の設計曲線に 良い一致を示すことを確認した。



図 4#燃料コンパクトの照射寸法変化率#

参考文献 [1] 植田祥平他、高温ガス炉の照射性能に関するカザフスタンとの協力研究、2016 年春の年会、2N21

\*Shohei Ueta<sup>1</sup>, Taiju Shibata<sup>1</sup>, Jun Aihara<sup>1</sup>, Asset Shaimerdenov<sup>2</sup>, Daulet Dyussambayev<sup>2</sup>, Masashi Takahashi<sup>3</sup>, Hideaki Kishita<sup>3</sup>, Shamil Gizatulin<sup>2</sup>, Nariaki Sakaba<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency, <sup>2</sup>The Institute of Nuclear Physics, <sup>2</sup>Nuclear Fuel Industries, Ltd.#

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

# [2K12-14] SFR Thermal Hydraulics

Chair:Matsubara Shinichiro(MHI)

Thu. Sep 12, 2019 5:40 PM - 6:30 PM Room K (Common Education Bildg. 2F E21)

# [2K12] 3D CFD calculation for confirming an effect of structure to suppress gas entrainment from liquid surface of Sodium-cooled Fast Reactor \*Hironori Nakamura<sup>1</sup>, Masato Uchita<sup>2</sup>, osamu watanabe<sup>1</sup>, ichiyo matoba<sup>1</sup>, satoshi hayakawa<sup>1</sup>, Masaaki Tanaka<sup>3</sup>, Yuichi Onoda<sup>3</sup> (1. MFBR, 2. JAPC, 3. JAEA) 5:40 PM - 5:55 PM [2K13] Analysis of gas entrainment phenomenon from free liquid surface in a sodium cooled fast reactor \*Moe Hirakawa<sup>1</sup>, Tkaaki Sakai<sup>1</sup>, Toshiki Ezure<sup>2</sup>, Masaaki Tanaka<sup>2</sup> (1. Tokai University, 2. JAEA) 5:55 PM - 6:10 PM [2K14] Study on In-Vessel Coolability by Decay Heat Removal Systems in Sodium-cooled Fast Reactors

\*Masaaki Tanaka<sup>1</sup>, Toshiki Ezure<sup>1</sup>, Hiroyuki Miyakoshi<sup>1</sup>, Nobuyuki Ishikawa<sup>1</sup>, Ryo Shimizu<sup>2</sup>, hironori Nakamura<sup>2</sup>, Kazuhiro Oyama<sup>2</sup> (1. JAEA, 2. MFBR) 6:10 PM - 6:25 PM

# 3 次元 CFD 解析によるナトリウム冷却炉のガス巻込み対策構造の効果確認

3D CFD calculation for confirming an effect of structure to suppress gas entrainment from liquid surface of Sodium-cooled Fast Reactor

\*中村 博紀<sup>1</sup>, 内田 昌人<sup>2</sup>, 早川 教<sup>1</sup>, 的場 一洋<sup>1</sup>, 渡辺 収<sup>1</sup>, 小野田 雄一<sup>3</sup>, 田中 正暁<sup>3</sup> <sup>1</sup>MFBR, <sup>2</sup>原電, <sup>3</sup>JAEA

タンク型炉のホットプール自由液面からのガス巻込みを抑制するため、容器壁から内側に張り出したリン グ状のプレートを設置した場合の CFD 解析を行い、その有効性を評価した。

キーワード:SFR,タンク型炉,ガス巻込み,CFD,FBR

1. **緒言** ナトリウム冷却高速炉において、自由液面からカバーガスを巻込み炉心にガスが流入した場合、 出力変動を生じさせる可能性があるためガス巻込みを防止する必要がある。フランスとの国際協力の中で 検討しているタンク型炉はループ型炉と比較して容器径が大きいため、ループ型炉のように液面全体を覆 うようなディッププレート(DP)を設置し、ガス巻込みを防止することは困難である。そこで、ガス巻込 みの対策構造として、容器壁に図1に示すリング状のバッフルプレート<sup>[1]</sup>(BP)を設置することで、ガス 巻込みを抑制することを検討している。本報告では BP の抑制効果について示す。

2. 解析手法、条件 まず 600 MWe 級のタンク型炉のホットプ ールを対象とした 3 次元 CFD 解析を行い、次に JAEA が開発し たガス巻込み判定手法(StreamViewer<sup>[2]</sup>:SV)を用いて評価した。 SV は CFD 解析で得られた自由液面直下の流速分布から渦を同 定し、その循環 Γ と渦芯の下降流速勾配 α からガスコア(液面 のくぼみ)の長さを乱流と表面張力効果を加味したバーガース 渦モデルで計算する。本検討ではガスコア長さが中間熱交換器

(IHX)入口窓深さを上回った場合にガス巻込みが発生するとした。解析条件は、プレナム内径:約15m、高さ:約5.7m、ナトリウム流量:約7,900 kg/s、温度:550℃一様とした。また、炉心出口部に流入流速境界:約4m/s、IHX内部に管束部の圧力損失、その出口に圧力一定境界を与え、自由液面は固定のスリップ壁とした。乱流モデルはRNG k- $\epsilon$ モデル、空間、時間差分スキームは2次精度を適用し、境界条件を一定としたURANS( $\Delta$  t=0.025s)により流れ場の時間変動を解いた。

3. 解析結果 第1ステップは、ガスコア長さと相関がある液面 での最大流速に着目し、BPの幅及び設置深さをパラメータとし た解析を行った。表1に解析ケース及び結果を示す。この中か ら最も液面流速が遅くなったBP幅0.8 m、設置深さ2.2 mの形 状を第2ステップ、即ち、SVの評価対象に選定した。第2ステ ップでは、この非定常解析結果をSVに与え、自由液面部にみら れる全ての渦に対し、ガスコア長さの時間変化を評価した。経 過時間と発生したガスコア長さの関係を図2に示す。ガスコア 長さは最大で4 m程度となり、対策構造無しの体系でのガスコ



図1 バッフルプレートの形状

表1CFD解析より得られた液面での最大流速(m/s)



図2 経過時間と発生したガスコア長さの関係

ア長さ 20 m 程度と比較すると大幅に低減した。しかし、4 m のガスコアは液面から IHX 入口窓上端までの 距離 2.5 m より長いため、ガスコアが IHX 窓部に到達しガス巻込みを発生させる可能性がる。なお、SV は DP が設置された液面流速が比較的遅いループ型炉を対象に開発が進められたため、ガスコア長さを保守的 に評価する傾向がある。タンク型炉への適用に当たっては予測の精緻化が必要と思われる。

**4. まとめ** 対策構造を設置することでガスコア長さは大幅に抑制可能だが、ガス巻込み発生の可能性は残った。今後は有効な対策構造がないか検討するとともに、SVの評価機能の精緻化を行う。

本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 30 年度高速炉の国際協力等に関する技術開発」の一環として実施した成果を含む。

### 参考文献

[1] 村松寿晴 他, PNC TN9410 91-318, 1991[2] K. Ito, et al., Journal of power and energy system Vol. 6, No. 2, 2012
 \*Hironori Nakamura<sup>1</sup>, Masato Uchita<sup>2</sup>, Osamu Watanabe<sup>1</sup>, Ichiyo Matoba<sup>1</sup>, Satoshi Hayakawa<sup>1</sup>, Masaaki Tanaka<sup>3</sup> and Yuichi Onoda<sup>3</sup>
 <sup>1</sup>MFBR, <sup>2</sup>JAPC, <sup>3</sup>JAEA

# ナトリウム冷却高速炉の自由液面からのガス巻込み現象の分析

### 一流れ場の速度分布と移動渦に関する St 数の検証-

Analysis of gas entrainment phenomenon from free liquid surface in a sodium cooled fast reactor - Validation of velocity profile and St number in a flow field -

\*平川 萌<sup>1</sup>, 高部 湧吾<sup>1</sup>, 今井 純也<sup>1</sup>, 堺 公明<sup>1</sup>, 江連 俊樹<sup>2</sup>, 田中 正暁<sup>2</sup> <sup>1</sup>東海大学, <sup>2</sup>原子力機構

自由液面を移動する非定常渦のガス巻込み現象について回流水槽を利用した PIV 計測を実施するととも に、同体系に対する流動解析を実施し、非定常渦周波数の予測性に関する比較検証を行った。 キーワード:ガス巻込み, CFD 解析, PIV 計測, ナトリウム冷却高速炉

### 1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉では、ガス巻込み現象が発生しカバーガスが冷却系に混入すると反応度の変動等を 引き起こす可能性があり、発生の抑制のためガス巻込み現象について評価手法の構築が進められている[1][2]。 実炉ではプレナム内で渦が移動し、非定常的なガス巻込み現象が発生すると考えられるため、著者らは回流 水槽を用いた、移動を伴いつつ発達するガス巻込み現象に関する研究を行っている[3]。この研究では回流水 槽試験部の流入流速に速度分布があることが確認されており、本研究では基礎的な速度データを収集するた めに詳細な速度測定を実施することとした。また、得られた測定結果に基づき CFD 解析を実行し平板からの 後流渦周波数について実験と解析の比較を行い、解析における渦周波数の予測性を検証した。

### 実験・解析方法

図1に回流水槽試験部概略図を示す。試験部は長さ700mm、 幅300mm、底部にスリット状の吸込み部を有し、流れの直交 方向に垂直平板が設置されている。この平板端に渦が発生しス リット上を移動渦が成長する体系である。実験では、回流水槽 のモーター周波数を変化させ、PIV 計測により試験部入口領域 のスリット板から液面間の高さごとに流速測定(計測時間 4s) を実施し、入口流速分布を把握した。また平板後流に発生する 後流渦を入口から 200mm 下流のスリット直上(渦発生位 置近傍)にて高さごとに流速測定(計測時間 42s、 Vin=0.15m/s)を行い、流れ方向(X 方向)と直交方向(Y 方 向)の速度データに FFT 解析を適応し渦周波数を求めた。

解析ではメッシュサイズ約 5mm、メッシュ数約 35 万 の解析メッシュを作成し、CFD コード(FLUENT)による 非定常解析を実行した。Laminar モデルを使用し、入口 流速分布は実験にて確認した分布を規格化し使用した。 解析結果より実験と同じ位置での流れ方向と直交方向の 渦周波数を求め、さらに Re 数と St 数を評価し、実験 と解析の比較検討を行った。

### 3. 解析結果

渦周波数に関する実験と解析の比較結果(図 2)では、 実験と解析どちらも液面に近づくにつれて渦周波数が 多少上下する傾向がみられた。図3に各高さ位置での流 速から求めた Re 数に対する、後流渦周波数に関する St 数を示す。St 数は文献値[4]の0.145と比較して実験と 解析ともに全体的に多少大きい傾向がみられるが、概ね 一致しており妥当な結果が得られたものと考えられる。



### 4. 結言

底面部にスリット出口を有する回流水槽を用いたガス巻込み実験を実施し、水槽流入部の速度分布を含む 基礎的な実験データを蓄積した。また渦周波数について解析は実験結果の渦周波数を概ね再現しており妥当 な解析結果が得られていることが確認された。今後はくぼみ渦のガスコアの深さの予測性等についてさらに 検討を深める計画である。

### 参考文献

[1]大島ら, AESJ 論文誌 Vol.11, No.4, p.316-328(2012). [2]大島ら, AESJ 論文誌 Vol.11, No.4, p.329-339(2012). [3] Moe Hirakawa ら, ICONE26-82477. [4] 廣川利男, 『構造物の耐風工学』 (1997).

\*Moe Hirakawa<sup>1</sup>, Yugo Takabe<sup>1</sup>, Junya Imai<sup>1</sup>, Takaaki Sakai<sup>1</sup>, Toshiki Ezure<sup>2</sup>, Masaaki Tanaka<sup>2</sup>.
<sup>1</sup>Tokai Univ<sup>1</sup>, JAEA<sup>2</sup>

# ナトリウム冷却高速炉における崩壊熱除去システムの炉内冷却特性に関する研究 (3)総合ナトリウム試験装置 AtheNa-RV/DHRS の概念検討

Study on In-Vessel Coolability by Decay Heat Removal Systems in Sodium-cooled Fast Reactors (3) Conceptual Design of an Integrated Sodium Test Facility AtheNa-RV/DHRS

\*田中 正暁<sup>1</sup>, 江連 俊樹<sup>1</sup>, 石川 信行<sup>1</sup>, 宮越 博幸<sup>1</sup>, 清水 亮<sup>2</sup>, 中村 博紀<sup>2</sup>, 大山 一弘<sup>2</sup> <sup>1</sup>原子力機構, <sup>2</sup>MFBR

過酷事故(SA:シビアアクシデント)時を含む崩壊熱除去時の多様な炉内冷却システムの成立性確認を目的 として設計検討を行っているナトリウム試験装置(AtheNa-RV/DHRS)に対し、総合効果試験としての要求項 目に対応した系統構成及び炉心冷却器(DHX)を含む試験体概念の検討結果を報告する。

キーワード:ナトリウム冷却高速炉,崩壊熱除去システム,ナトリウム試験,炉内冷却特性

1. 緒言 ナトリウム冷却高速炉の安全性強化の観点 から、SA時の崩壊熱除去能力の強化及び手段の確保が 重要な課題である[1]。本報では、多様な炉内冷却シス テムの成立性確認を目的としたナトリウム試験装置 (AtheNa-RV/DHRS)の概念検討として実施してきた

これまでの検討[2-4]を含め、試験体及び系統構成、計装(熱電対)配置の検討状況をとりまとめ報告する。

2. 試験装置の構成 図1に本試験装置の主要部位であ る模擬原子炉容器の概念図を示す。原子炉容器内部の 自然循環崩壊熱除去を主要試験課題とし、上/下部プレ ナム、炉心部、炉上部機構、浸漬型 DHX 及び貫通型 DHX (タンク型炉 IHX としても機能)等を模擬する。タン ク型炉での下部プレナムから炉心入口部に接続する1 次系は、ポンプの設置と炉心閉塞状態(ループ閉止)

を模擬するため、外部に引き出して構成する(図1に現れていない)。 数値解析により浸漬型 DHX 稼働時の炉心部への低温流体の潜り込みと 炉心部での集合体逆流等の再現性や、DHX 内での伝熱流動現象の実機 模擬性を確認するとともに、結果を温度計測位置の検討に活用した。

2-1. **炉心部** 炉心を構成する模擬燃料集合体(発熱集合体)は19本の 電気ヒータ内蔵のワイヤスペーサ付き模擬燃料ピン(ピン径は実機の約 2.5倍)で構成され、炉心は発熱集合体(内側/外側炉心、ブランケッ ト)と非発熱集合体(遮蔽体)で構成する[4]。

**2-2. 炉心冷却器 (DHX)** 3 層以上の伝熱管群を有する浸漬型及び貫通型 DHX [4] が 1 基ずつ設置され、現時点で仕様は決定していないが、も う 1 体分の予備スペースを有する (図 1 では現れていない)。

**2-3. 系統構成** 1 次系配管及びポンプ等の機器、DHX の 2 次系配管及 びポンプや空気冷却器等の機器について、配管の引き回しや既設ナトリ ウムループとの接続など、試験建屋 (AtheNa) 内の配置を具体化した。

3. 温度計測点の検討 既往ナトリウム試験(PLANDTL)[1]の知見及び数値解析結果を活用し、特に浸漬型 DHX 稼働時の炉内自然循環挙動に着目して、集合体内部及び集合体間ギャップ部、炉上部機構、上/下部プレナム(熱電対ツリー、炉容器壁内外面)、DHX 内部の熱電対配置(合計 1,000 点)を具体化した。

4. 結言 SA 時を含む崩壊熱除去時の多様な DHRS の成立性確認を目的とする AtheNa-RV/DHRS の系統構成 及び試験体について、これまでの概念設計検討のとりまとめを行った。

本報告は経済産業省からの受託事業である「高速炉の国際協力等に関する技術開発」の一環として実施した成果を含む。 参考文献 [1]H. Kamide, et al., NED, 312 (2017), p.30, [2]鍋島ら, 2016 年春の年会, 1D11, [3]田中ら, 2017 年秋の大会, 2J20, [4] 田中ら, 2018 年秋の大会, 2H18, [5] M. Ichimiya, et al., Nuclear Engineering and Technology, 39, 171-186 (2007).

<sup>\*</sup>Masaaki Tanaka<sup>1</sup>, Toshiki Ezure<sup>1</sup>, Nobiyuki Ishikawa<sup>1</sup>, Hiroyuki Miyakoshi<sup>1</sup>, Ryo Shimizu<sup>2</sup>, Hironori Nakamura<sup>2</sup>, Kazuhiro Oyama<sup>2</sup> <sup>1</sup> Japan Atomic Energy Agency, <sup>2</sup> Mitsubishi FBR systems INC.



表1 試験装置の主な仕様 項目 仕様(暫定) 作助流体 ナトリウム 全高 8050 mm 外径 3930 mm 縮尺比 1/3 (炉容器径) \*JSFR[5]を基準 炉心ヒータ出力 1.35 MW デブリヒータ出力 0.15 MW 第合体本数 18本 (外側炉心)

炉心ヒータ出力	1.35 MW
デブリヒータ出力	0.15 MW
集合体本数 (炉心構成)	19本(内側炉心) 18本(外側炉心 24本(ブランケット) 30本(遮蔽体)
炉心ヒータ発熱長	330 mm
1次系最大流量	500 L/min
熱交換器内 伝熱管本数	156本(浸漬型) 108本(貫通型)

- 石油度

550 °C

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

# [2L01-04] Tritium Process

Chair:Kazunari Katayama(Kyushu Univ.)

Thu. Sep 12, 2019 9:30 AM - 10:35 AM Room L (Common Education Bildg. 2F E22)

- [2L01] Effect of halogens on catalytic oxidation reactor of detritiation system \*Yuki Edao<sup>1</sup>, Akiko Kondo<sup>1</sup>, Yasunori Iwai<sup>1</sup> (1. QST) 9:30 AM - 9:45 AM
- [2L02] Study of WDS for DEMO applied with heavy water cooled blanket \*Takahiko Sugiyama<sup>1</sup> (1. Nagoya University) 9:45 AM - 10:00 AM
- [2L03] Application of infrared absorption spectroscopy to the exhaust gas analysis of fusion test device \*Masahiro Tanaka<sup>1</sup>, Naoyuki Suzuki<sup>1</sup>, Hiromi Kato<sup>1</sup> (1. NIFS) 10:00 AM - 10:15 AM
- [2L04] Migration estimation of tritium generated in lithium loop for A-FNS \*Makoto Oyaidzu<sup>1</sup>, Ohta Masayuki<sup>1</sup>, Ochiai Kentaro<sup>1</sup>, Kasugai Atsushi<sup>1</sup> (1. QST) 10:15 AM - 10:30 AM

# トリチウム除去系触媒酸化塔におけるハロゲンガス被毒影響

Effect of halogens on catalytic oxidation reactor of detritiation system

# \*枝尾 祐希<sup>1</sup>, 近藤 亜貴子<sup>1</sup>, 岩井 保則<sup>1</sup> <sup>1</sup>OST

火災時に発生する各種不純物ガスの中でも触媒毒として知られるハロゲンがトリチウム除去系の触媒酸化塔 の水素酸化効率に及ぼす影響を実験検証し、ハロゲン化水素の触媒に対する影響が触媒の種類により大きく 異なること、触媒活性が低下することを明らかにした。

キーワード:トリチウム除去系,触媒酸化塔,ハロゲン

### 1. 緒言

核融合炉施設のトリチウム除去系(DS)の触媒塔は、施設異常時に発生した各種不純物ガスと共にトリチ ウムガスを酸化処理することが求められる。不純物ガスの一つとして、高分子材が火災により燃焼した場合 に生じるハロゲン化水素がある。ハロゲンは触媒毒として知られているため、ハロゲン化水素についてもト リチウム除去系(DS)の触媒酸化塔に与える影響を評価しておくことは重要である。触媒塔は処理するガス種 に対して最適な触媒金属と温度を選択する必要があるため、本研究では、触媒金属と温度をパラメーターと し、水素酸化反応率を評価指標として、ハロゲン化水素が触媒酸化塔に与える影響を精査した。

### 2. 実験

担持金属が異なる二種の触媒(白金/アルミナ、パラジウム/アルミナ)に対し、900ppmのハロゲン化水素 (体積比基準 HF:HCI:HBr=17:77:6)混合ガスを流量 4.0NL/min で 22 時間曝露した。ハロゲン化水素曝露後 の触媒を触媒塔に 20cc 充填し、所定温度に維持し、1000ppmの水素を含む空気を流量 1.6NL/min で供給し、 触媒塔出口の水素濃度のガスクロマトグラフ測定から水素酸化反応率を評価した。触媒温度を室温から 200℃ まで変化させ、水素酸化反応の触媒活性の変化を精査した。

### 3. 結果考察

図 1 にハロゲン化水素曝露後の白金触媒及びパラジウ ム触媒の水素酸化反応率の温度依存性を示す。ハロゲン化 水素に曝露させない触媒の水素酸化反応を比較すると、曝 露後においても白金触媒はハロゲン化水素の影響は見ら れなかった。対して、パラジウム触媒は曝露後において水 素酸化効率が明確に低下していることが確認できた。ハロ ゲン化水素を曝露したパラジウム触媒は、未使用時の濃灰 色から褐色に変色しており、ハロゲン化水素とパラジウム との反応によりパラジウム触媒の活性が低下する傾向が あることが示唆された。この結果からハロゲン化水素の触 媒に対する影響が触媒の種類により大きく異なること、パ



ジウム触媒の水素酸化反応率の比較

ラジウム触媒はハロゲン化水素により時間とともに触媒活性が低下していくことが明確となった。

\*Yuki Edao<sup>1</sup>, Akiko Kondo<sup>1</sup> and Yasunori Iwai<sup>1</sup>
<sup>1</sup>OST

# 重水冷却ブランケットを採用した原型炉の水処理システムに関する研究

Study of WDS for DEMO applied with heavy water cooled blanket

\*杉山 貴彦1

1名古屋大学

原型炉燃料サイクルに対応する目的で,重水冷却ブランケットの適用を提案し,水処理システムを検討した. 同位体分離法には減圧水蒸留法を選択した.重水の処理量とトリチウム濃度,トリチウムの除去速度,濃縮 流の割合が 6 t/h, 370 GBq/kg, 130 g/day, 10<sup>-5</sup>の条件において,蒸留塔の高さは約 160 m と見積もられた.

キーワード:原型炉,水処理システム,重水冷却ブランケット,減圧水蒸留法,トリチウム

1. **緒言** 原型炉の燃料サイクルにおいては、トリチウムと重水素の精密な分離は必ずしも必要ではないが、 軽水素の除去は重要な課題である.燃料サイクルへの軽水素の混入経路の一つは、ブランケット冷却水から のトリチウム除去である.軽水素の混入を極力低減するため、本研究では、ブランケットの冷却材に重水を 用いた場合について、その水処理システムの概要を見積もった.

2. 方法 ブランケット冷却材として軽水と重水を用いた場合の利点欠点を考察し、また、同位体分離法として、水 - 水素化学交換法と減圧水蒸留法を比較検討し、重水冷却ブランケットと減圧水蒸留法の組み合わせを評価した. ITER 水処理システムおよび新型転換炉「ふげん」のデータを基に、重水の処理量Fとトリチウムのモル分率 $x_F$ 、トリチウムの除去速度 $Px_p$ を 83 mol/s (6 t/h)、6.85×10<sup>-6</sup> (370 GBq/kg)、5.0×10<sup>-4</sup> mol/s (130 g/day)とした. 蒸留塔の高さHは、トリチウム濃縮流の割合 $\theta$ に依存するため、これを主パラメータとして理論段モデルにより計算した.

3. 結果と考察 与えられた条件から、トリチウムの回収率は88%である.計算結果を図1に示す. 塔底から 回収されるトリチウム濃縮流は、同位体分離システム(ISS)に送られるため、ISS および電気分解の負担を軽 減するために、できるだけ減容する必要がある.濃縮流の割合θが10<sup>-5</sup>(濃縮流量60g/h)の場合、必要な塔 高さは160mとなり、濃縮流中のTモル分率は0.58であった.この場合、濃縮流量とTモル分率はISSにと って好ましいレベルだが塔高さが長大である.これらの値は、図1のグラフにおいて直線的に変化する.θを 10<sup>-3</sup>(濃縮流量6kg/h)と大きくすると、塔高さは100m、Tモル分率は5.8×10<sup>-3</sup>となり、ISSの負担が著し

く増大するにもかかわらず,塔高さは半減にも満た ない.なお,蒸留塔の循環/供給比を10とすると, 塔の直径は約17mとなった.

本研究の検討結果によると、重水冷却はその水処 理システムの実現可能性が高くは無いが、重水冷却 は、そもそも重水素を燃料とする核融合炉燃料サイ クルと親和性が高く、T 増倍率にも寄与し得るなど 多くの魅力があるため、引き続き検討の余地は有る と考える.

\*Takahiko Sugiyama<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Nagoya University



図1 必要な蒸留塔高さと濃縮流 T 濃度

- 2L02 -

# 赤外吸収分光法による核融合試験装置の排気ガス組成分析の試み

Application of Infrared Absorption Spectroscopy to the Exhaust Gas Analysis in Fusion Test Device

\*田中 将裕 <sup>1,2</sup>,加藤 ひろみ <sup>1</sup>,鈴木 直之 <sup>1</sup>

1核融合研,2総研大

核融合試験装置における水素同位体挙動解明の一助として、赤外吸収分光法を用いて排気ガスに含まれる 極微量の炭化水素測定を試みた。その結果、炭化水素としてメタン、エタン、エチレンの存在が確認され、 他の測定手法と定性的な一致を得た。

キーワード:核融合試験装置、排気ガス組成分析、炭化水素、赤外吸収分光法

1. 緒言:核融合試験装置では、動作ガスとして水素同位体ガスが使用される。真空容器内外における水素同 位体挙動を理解することは、核融合炉の燃料サイクル開発、安全管理の観点から重要である。核融合試験装 置で生成される水素プラズマは、炭素材料との相互作用(化学スパッタリング)により C-H 結合を生成し、排 気ガスには僅かであるが炭化水素成分が含まれる。これまでに、大型ヘリカル装置(LHD)を対象とした排気ガ ス組成分析では、ガスクロマトグラフ(検出器:熱伝導検出器、検出下限値:10 ppm)による測定で炭化水素成 分が検出されなかった。一方、重水素プラズマ実験で生成されるトリチウムをトレーサーとして、排気ガス 中のトリチウムの化学形態を観測すると、炭化水素状トリチウムの存在が確認された。そこで、炭化水素検 出の新たな試みとして、長光路ガスセルを用いた赤外吸収分光法を適用したので、その結果を報告する。

2. 赤外吸収分光計測システム: 測定では、FT-IR 装置(Perkin Elmer, Frontier FT-IR)に、長光路ガスセル(PIKE, 光路長:16 m, 容積:2 L)を用いて炭化水素測定を試みた。測定ガスは、ガスセル内を真空(到達圧力:-95 kPa 以 下、排気時間:6分)に排気後、被測定ガスを大気圧まで8分かけて導入することで採取した。測定条件は、波 長分解能:1 cm<sup>-1</sup>、繰り返し回数:80回とした。採取操作はPLC で自動制御し、36分毎に測定を行った。排気 ガス測定は、軽水素プラズマ実験期のグロー放電洗浄(H<sub>2</sub>, He)およびクライオポンプ再生ガスを対象に行った。 3. 測定結果: 図1に水素グロー放電洗浄時の赤外吸収スペクトルを示す。排気ガス中には CH<sub>4</sub>、C<sub>2</sub>H<sub>6</sub>、C<sub>2</sub>H<sub>4</sub>、 CO が観測され、トリチウム計測で検知された炭化水素の存在を確認できた。図2 にヘリウムおよび水素グロ ー放電洗浄時の排気ガス組成変動を示す。ヘリウムグロー放電洗浄時には、炭化水素成分は少ないが、水素 グロー放電洗浄の開始とともに炭化水素成分が増加することから、水素プラズマによる化学スパッタリング で生成されたことを示している。核融合試験装置の排気ガス組成分析に、赤外吸収分光法を適用できる見通 しを得た。本研究は、核融合科学研究所(ULAA023)および科研費(17K06998, 18H01204)の支援を受けた。





<sup>1</sup>NIFS, <sup>2</sup>SOKENDAI

# 核融合中性子源 A-FNS リチウムループ中に生成するトリチウムの移行評価

Migration estimation of tritium generated in lithium loop for A-FNS

\*小栁津 誠1, 太田 雅之1, 落合 謙太郎1, 春日井 敦1

1量子科学技術研究開発機構

核融合中性子源(A-FNS)定常運転状態におけるトリチウムの移行挙動評価と、必要なトリチウム処理系に関す る検討を実施した。トリチウムの一次移行挙動評価よりループ建屋内や真空排気系に移行するトリチウム量 を評価し、A-FNS リチウムループ建屋に必要なトリチウム処理容量および排気風量の評価を実施した。

キーワード:核融合中性子源, A-FNS, トリチウム, 液体リチウムターゲット

### 1. 緒言

現在、概念設計活動を進めている核融合中性子源(A-FNS)では、液体リチウム(Li)ターゲットに 40 MeV の 重陽子を入射し、14 MeV 近傍に生成量ピークを持つ中性子を発生させると同時にトリチウム(T)が生成する。 配管の透過等によりループ外に移行する T は、被ばく防護等の観点から適切に処理する必要がある。そのた め、本研究では、A-FNS 定常運転状態における T の移行評価を実施し、T 処理系に関する検討を行った。

### 2. 検討

図に A-FNS 定常運転状態におけるリチウムループ系に関するトリチウム移行モデルを示す。本モデルに基 づき、各移行に関し、IFMIF の設計条件[1]より配管面積や厚さ等トリチウムの移行計算に必要なパラメータ を設定し、数値計算を実施した。なお、トリチウム濃度のみ、A-FNS 用に IFMIF から緩和した濃度設定値 (18appm)[2]を用いた。また、リチウム中のトリチウム生成速度(143 GBq/h)は、[1]にて報告された年間生成量 の半分の値より見積もった。

### 3. 結果

A-FNS 定常運転下では、コールドトラップにほとんどの T がトラップされる一方で、テストセル、熱交換器、ループ建屋にそれぞれ 0.014,44,1.1 MBq/h の速度で透過する一方で、ターゲット面等の真空との界面を 持つ箇所における揮発により 580 MBq/h の速度で真空排気されると見積もられた。上記値を用い、各種法令 値に適合できるよう T 処理系必要容量を評価した結果、11 万 m<sup>3</sup>/h の建屋換気風量と 15m<sup>3</sup>程度の希釈排水槽

(週1回のバッチ排水想定)により、真空排気系由来の高濃度T廃水以外排出できること、最低0.1m<sup>3</sup>の高濃度T水貯槽が必要であることを明らかにした。

### 4. 結論

定常的に Li ループよりループ外に移行する T に 関し、高濃度 T 廃液のみ保管し、それ以外は法令値 に則り換気あるいは希釈排水により排出する設計 が可能であることを明らかにした。



[1] J. Knaster et al., Nucl. Fusion, 55 (2015) 086003.

[2] M. Oyaidzu et al., Fusion Eng. Des., in press. (doi: https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2019.02.140)

\*Makoto Oyaidzu<sup>1</sup>, Masayuki Ohta<sup>1</sup>, Kentaro Ochiai<sup>1</sup> and Atsushi Kasugai<sup>1</sup> <sup>1</sup>QST



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

# [2L05-09] Tritium Behavior, Control

Chair:Yuki Edao(QST) Thu. Sep 12, 2019 10:35 AM - 12:00 PM Room L (Common Education Bildg. 2F E22)

# [2L05] Study on T-production Li rod for HTGR

\*Yuki Koga<sup>1</sup>, Hideaki Matsuura<sup>1</sup>, Takuro Suganuma<sup>1</sup>, Kazunari Katayama<sup>2</sup>, Teppei Otsuka<sup>3</sup>, Minoru Goto<sup>4</sup>, Shigeaki Nakagawa<sup>4</sup>, Etsuo Ishitsuka<sup>4</sup>, Shimpei Hamamoto<sup>4</sup>, Kenji Tobita<sup>5</sup> (1. Kyushu Univ., 2. Kyushu Univ., 3. Kindai Univ., 4. JAEA, 5. QST) 10:35 AM - 10:50 AM

# [2L06] Upjet ejection of Lithium-lead droplet for tritium recovery \*Fumito Okino<sup>1</sup>, Keisuke Mukai<sup>1</sup>, Juro Yagi<sup>1</sup>, Satoshi Kanesha<sup>1</sup> (1. IAE Kyoto University) 10:50 AM - 11:05 AM

# [2L07] Comparison of water release behavior and tritium release behavior from soil

\*Kazunari Katayama<sup>1</sup>, daiki Ishii<sup>1</sup>, Takahiro Matano<sup>1</sup>, Makoto Oya<sup>1</sup>, Toshiharu Takeishi<sup>1</sup> (1. Kyushu Univ.)

11:05 AM - 11:20 AM

[2L08] Tritium recovery from soil immersed in tritiated water by microwave assisted acid dissolution method

\*Daiki Ishii<sup>1</sup>, Kazunari Katayama<sup>1</sup>, Toshiharu Takeishi<sup>1</sup> (1. Kyushu Univ)

11:20 AM - 11:35 AM

# [2L09] A new paradigm of tritium emission control

\*konishi satoshi<sup>1</sup> (1. Kyoto Univ.) 11:35 AM - 11:50 AM 高温ガス炉における T 製造用 Li ロッドの検討 ~T 閉じ込め性能に及ぼす Li 核発熱の影響~ Study on T-production Li rod for HTGR ~ Influence of Li nuclear heat generation on T containment performance~ \*古賀友稀<sup>1</sup>, 松浦秀明<sup>1</sup>, 菅沼拓朗<sup>1</sup>, 片山一成<sup>2</sup>, 大塚哲平<sup>3</sup>, 後藤実<sup>4</sup>, 中川繁昭<sup>4</sup>, 石塚悦男<sup>4</sup>, 濱本真平<sup>4</sup>, 飛田健次<sup>5</sup> <sup>1</sup>九大院工,<sup>2</sup>九大院総理工,<sup>3</sup>近大理工,<sup>4</sup>JAEA,<sup>5</sup>QST

高温ガス炉におけるトリチウム(T)製造用 Li ロッドにおいては、<sup>6</sup>Li(n,α)T 反応による核発熱が生じる。本 研究では核発熱によるロッド内の温度分布が Li ロッドからの T 流出量に及ぼす影響を調べた。 キーワード:高温ガス炉、トリチウム製造, Li ロッド、核発熱、トリチウム閉じ込め

### 1.緒言

DT 核融合炉の研究開発において、炉工学試験の実施や原型炉初期装荷 用にトリチウム(T)が必要である。T の調達方法として高温ガス炉に Li を 装荷することによる T 製造法が提案されている[1]。この T 製造法では <sup>6</sup>Li(n,a)T 反応を利用する。我々は Li 装荷体として図1の構造を持つ Li ロ ッドを検討している。高温条件における T 閉じ込め性能維持のために Zr の利用を想定しているが、Zr 表面の水素化物や酸化物の形成による T 吸 収性能低下を防ぐためには Zr に Ni 被覆を施す必要がある[2]。ロッド内で は <sup>6</sup>Li(n,a)T 反応により温度分布が生じる。HTTR(高温工学試験研究炉)を 用いた T 製造を想定した場合、Li ロッド内の核発熱は 1 本当たり 300 W 程度と見積もられる。これによりアルミナ層の T 閉じ込め性能は低下する が、Zr の T 吸収性能の向上により T 流出量を抑制できる可能性がある。 本研究では Li の核発熱が Li ロッドの T 流出に及ぼす影響を評価する。

### 2.評価方法

1120 K の燃料ブロックに装荷した Li ロッドに対する熱伝 導方程式を解くことで Li ロッドの温度分布を評価した。温度 に応じたアルミナ層の T 拡散係数[3]、中空部温度及び Zr の T 吸収時間  $\tau$ (T 分圧が e<sup>-1</sup>になる時間と定義[2])を用いて、T 発 生・流出・吸収のバランス式により T 流出量を評価した。今 回は Zr 温度上昇により  $\tau$ が低下する関係が、Zr 表面に水素化 物や酸化物が形成することに影響されないと仮定した。計算 条件として熱出力 30 MW の HTTR を用いて年間 30 g の T を 製造することを想定した。従って Li ロッドの T 製造量は 1本 当たり 0.0667 g、発熱量は 329 W となる。

### 3.結果及び考察

図2にLiロッドの温度分布及び1年運転後のT存在量を示 す。核発熱を考慮することでLiロッド表面温度は1140K、ア ルミナ層最大温度は1147K、中心の最大温度は1156Kに上昇 する(核発熱を考慮しない場合は 1120 K で一様)。運転期間に 対する T 流出量(積算値)を図3に示す。核発熱を考慮しない 場合、Zr 水素吸蔵実験から評価した τ は 1.22 ms[2] である ため T 内圧が 5.6×10<sup>-4</sup> Pa となり、Li ロッドの T 流出率は 8.8×10<sup>-4</sup>%になる。核発熱を考慮した場合、アルミナの拡散 係数は最大9%増加する。一方 τは 0.794 ms に低下し T 内圧 が3.8×10<sup>-4</sup> Pa に減少する。これによりアルミナ層中の T 量 が低下し、T流出量が8.5%減少することが分かった。また、 核発熱の考慮による T 流出量減少の度合いは Zr 性能の低下 に従って増加した。発表では HTTR を用いた T 製造時にお ける T 流出量をより正確に評価するため、HTTR 炉心各段の 温度の違いを考慮し、各位置での T 製造量、Li ロッド発熱量 から炉心全体としてのT流出量を評価する。



図 1 Li ロッドの構造



Operation time (day) 図 3 運転期間に対する T 流出量

120 150 180 210 240 270 300 330 360

### 参考文献

[1] H. Matsuura, et al.: Nucl. Eng. Des., 243 (2012) 95-101. [2] H. Matsuura, et al.: to be published in Nucl. Eng. Des. (online: https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2019.02.009). [3] K. Katayama, et al., Fusion Sci. Tech., 68 (2015) 662-668.

0.0

30 60 90

\*Yuki Koga<sup>1</sup>, Hideaki Matsuura<sup>1</sup>, Takuro Suganuma<sup>1</sup>, Kazunari Katayama<sup>2</sup>, Teppei Otsuka<sup>3</sup>, Minoru Minoru<sup>4</sup>, Shigeaki Nakagawa<sup>4</sup> Etsuo Ishitsuka<sup>4</sup>, Shinpei Hamamoto<sup>4</sup>, Kenji Tobita<sup>5</sup> <sup>1,2</sup>Kyushu Univ.,<sup>3</sup>Kindai Univ.,<sup>4</sup>JAEA,<sup>5</sup>QST

# リチウム鉛液滴 上方放出によるトリチウム回収に関する基礎検討

Upjet of PbLi droplet in vacuum for tritium extraction

\*興野 文人<sup>1</sup>,向井 啓祐<sup>1</sup>,八木 重郎<sup>1</sup>、小西 哲之<sup>1</sup>

1京都大学エネルギー理工学研究所

抄録; WCLL 等液体増殖ブランケットに対応するリチウム鉛液滴方式トリチウム回収装置の実現性検討を実施した。ノズル 径 1.0mm 流速 3.6 m/s の上方放出、装置寸法 径 4.m×1.5m(h)にて対応可能な結論を得た。

キーワード: 液体増殖ブランケット、リチウム鉛,液滴,トリチウム回収,上方放出

### 1. 緒言

リチウム鉛(PbLi) 液滴を真空中落下させる方式(VST)は高能率なトリチウム回収が可能である事を実験室い、ルで過去 確認した。VST を原型炉に実用規模で適用するには液滴の大径化(小ノス、ル数)が望ましいが回収率を維持す る為には落下時間を延長する必要があり逆に装置大型化を招く。解決の為、上方放出による液滴の長時間真 空滞留の実現性を検討し、併せ装置の概略規模を算出した。

### 2. 理論検討

### 2-1. 液滴大径化と必要滞留時間

Fig.1 に滞留時間と推定回収率の関係をノズル径をパラメータとしてプロットした。目 標回収率は過去の報告より0.8以上、ノズル径はWe数優位限界より1.2mm以下 とした。 回収率が液滴の球体振動数に依存すると仮定した安全推定ではノズ ル径1.0mmにて滞留時間0.64sが必要と判明した。

### 2-2. 上方放出による液滴生成の可能性検討

We 数が Fr 数に対し優位の範囲、即ち重力影響が小さい時、上方放出でも液 滴は下向き同様に生成されると予想され水を使用した実験で生成を確認した。

### 2-3. 上方放出による液滴相互干渉の可能性検討

Fig. 2 に液滴上方放出の挙動を模式図で示す。相互干渉は頂上付近でのピッチ分布と径分布に依存する事がわかる。液滴生成状況は高速ビデオでの分析から正規分布で近位でき分散は径 $\sigma$ d=0.15, ピッf  $\sigma_p$ =1.82 (平均径無次元化)であった。Fig.3に上記より計算した射出角と干渉率の関係を示す。干渉率10%以下に制約すると射出角は 60°以下とする必要があると判明した。



Fig. 2. 上方射出による液滴相互干渉

液滴径の関係

0.3 0.4

t<sub>s</sub>; drop period s Fig. 1. 落下時間と回収能率、

10 0.8

xtraction 9.0

LS 0.4

0.2

zie dia. [mm] 1.20 with size eff

### 2-4. 回収装置基本仕様

リチウム鉛増殖ブランケットでのトリチウム回収を想定した時、適用 VST はノズル径 1.0mm 流速 3.6m/s 必要ノズル数はループ毎1.0×10^4, 流量 264kg/s 装置規模は約径 4m、 塔高 1.5m となった。

### 3. 結論

リチウム鉛を想定した液体増殖ブランケットに適応する上方放出方式トリチウム回収装置 は実用規模で可能と考えられる。

### 参考文献

[1] M.Utili et. al., Fus. Eng. Des., https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2019.04.083

\*Fumito Okino<sup>1</sup>, Keisuke Mukaii<sup>2</sup>, Juro Yagi<sup>1</sup>, Satoshi Konishi<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Kyoto University, Institute of Advanced Energy





# 土壌からの水分放出挙動とトリチウム放出挙動の比較

Comparison of water release behavior and tritium release behavior from soil

\*片山 一成 ', 石井 大貴 ', 俣野 貴宏 ', 大宅 諒 ', 竹石 敏治 '

1九州大学

天然土壌からの加熱に伴う水分放出挙動と、トリチウム水に長期間浸漬させた天然土壌からの加熱に伴うトリチウム放出挙動を観測した。4 つの放出ピークを仮定した脱離モデルを提案し、水分脱離量と脱離速度定数を求めた。土壌から放出されたトリチウムと水分の比(T/H)は、浸漬水中のT/H比よりも小さかった。 キーワード:トリチウム、土壌、昇温脱離

### 1. 緒言

核融合炉発電プラントでは、大量のトリチウム水を取り扱うため、万が一のトリチウム水漏えい事故を 想定して、周辺環境におけるトリチウム挙動を把握しておくことが必要である。土壌を構成する粘土鉱物 中には、一般に吸着水、層間水、構造水といった水が存在することから、粘土鉱物がトリチウム水と接触 すると軽水素との同位体交換反応等によってトリチウムが土壌に捕捉されると推測される。これまでの研 究により、トリチウム水に浸漬した天然土壌を加熱するとトリチウムが放出されることが明らかとなって いる。しかしながら、脱離量や脱離速度についての定量的な理解は十分ではない。そこで本研究では、加 熱に伴う水分およびトリチウム脱離挙動をモデル化し、数値解析コードを作成した。実験により得られた 水分放出曲線、およびトリチウム放出曲線に対して数値計算結果をフィッティングすることで、脱離量お よび脱離速度を定量した。

### 2. 実験内容

### 2-1.水分放出実験

天然土壌を石英管に充填し、アルゴンガスを 300cc/min で流通させながら、室温から 1000℃まで 5℃/min で加熱した。充填層出口ガス中の水分濃度は水分計で測定した。

### 2-2.トリチウム放出実験

長期間トリチウム水(約 300kBq/cc)に浸漬した土壌の一部を石英管に充填し、100cc/min のアルゴン気流中 で十分乾燥させた後、1000℃まで 5℃/min で加熱した。放出トリチウムは水バブラーで捕集し、液体シン チレーションカウンターで測定した。

### 3. 解析方法

土壌における水分吸着式として、リチウムセラミックスや金属表面への化学吸着水に適用してきた形式のものを用いた。この式は、その温度で土壌中に滞留可能な水分濃度 q\*[mol/g]を示す。加熱に伴う水分脱離は、その時点での脱離可能な水分濃度 q [mol/g]と q\*との差を駆動力とし、脱離速度定数を K<sub>d</sub> [g/(m<sup>2</sup>·s)]とした。試料充填層内での水分物質収支式を数値的に解き、充填層出口での水分挙動を計算し、実験結果と比較した。フィッティングにより水分吸着式及び K<sub>d</sub>を求めた。トリチウム水に対しても同様に計算した。

### 4. 結果及び考察

図1に昇温開始後のトリチウム放出曲線と水分放出曲線の実験結果と計算結果を示す。水分、トリチウムとも4つの放出ピークを仮定することで計算結果は実験結果を上手く再現できた。それぞれのピークに対して、水分吸着式を求め、水分放出量とトリチウム放出量から放出 T/H 比を算出した。浸漬したトリチ

ウム水中の T/H 比に対する 放出 T/H 比は低温側ピーク から 0.49、0.07、0.05、0.16 となった。浸漬水 T/H 比 に レベて、放出 T/H 比が小さ いことがわかる。トリチウム 水浸漬中に水中と土壌中の T/H 比が平衡に到達してい たと仮定すると、土壌に保持 されたトリチウムの多くが 脱離していない可能性があ る。1000℃加熱後の土壌中に おけるトリチウム残留量の 定量が必要である。



<sup>\*</sup>Kazunari Katayama<sup>1</sup>, Daiki Ishii<sup>1</sup>, Takahiro Matano<sup>1</sup>, Makoto Oya<sup>1</sup>, Toshiharu Takeishi<sup>1</sup> <sup>1</sup>Kyushu Univ.

# マイクロ波支援酸溶解法によるトリチウム水浸漬土壌からのトリチウム回収 Tritium recovery from soil immersed in tritiated water by microwave assisted acid

dissolution method

\*石井 大貴<sup>1</sup>, 片山 一成<sup>1</sup>, 竹石 敏治<sup>1</sup> <sup>1</sup>九州大学

濃度の異なるトリチウム水に浸漬した天然土壌をアルゴン気流中で室温から1000℃まで加熱して、トリチ ウム放出挙動及びトリチウム放出量を比較した。トリチウム放出挙動、トリチウム放出量共に概ね一致した。 本研究を通じて、トリチウム水の濃度と土壌へのトリチウム捕捉量には依存性がないことが示唆された。

### キーワード:トリチウム、土壌、酸溶解、昇温脱離

### 1. 緒言

核融合炉発電プラントでは大量のトリチウム水を取り扱うため、万一のトリチウム水漏洩事故を想定して、 土壌中でのトリチウム挙動を理解しておくことが必要である。土壌を構成する粘土鉱物中には、一般に吸着 水、層間水、構造水といった水が存在することから、トリチウムはこれら土壌中の軽水素と水中の軽水素と の同位体交換反応によって土壌中に保持されているものと推測している。そこで本研究では、土壌中でのト リチウム挙動の理解を深め、土壌中に捕捉されたトリチウムの回収方法を検討する。現在、トリチウムが付 着した土壌試料を室温から1000℃まで加熱する加熱実験、加熱後の土壌試料を酸分解する酸溶解実験の2工 程でトリチウムの回収を試みている。本実験では濃度の異なるトリチウム水(120kBq/cc,250kBq/cc)に浸漬した 土壌試料を用いて加熱実験を行い、加熱時のトリチウム放出挙動及びトリチウム放出量を比較した。

### 2. 実験

実験装置概略図を図1に示す。九州大学キャンパス内で採取した天然土壌を用いて実験を行った。トリチウム水(120kBq/cc,250kBq/cc)に長期間浸漬した土壌試料3gを石英管に充填した。その後、100cc/minのアルゴンガスの流通により充填層試料を十分に乾燥させ、電気炉で1000℃まで5℃/minで加熱した。充填層出口ガス経路には、酸化触媒塔を設置し、その前後にバブラーを配置した。水蒸気状成分(HTO)は酸化触媒前のバブラーで、水素状及び炭化水素状成分(HTやCH<sub>3</sub>T等)は白金触媒で酸化されHTOに変換した後、バブラーで回収した。バブラーは5分毎に交換し、水中のトリチウム濃度を液体シンチレーションカウンタで測定した。また、加熱後の試料の一部をマイクロ波支援酸溶解法により溶解し、残留トリチウム量を調べた。

### 3. 結果及び考察

図2に、昇温開始後のトリチウム放出挙動を比較した。2種類の試料共に放出ピーク位置はほぼ一致した。 左から順に土壌粒子の表面に吸着されていた表面吸着水、土壌を構成する粘土鉱物の層間に存在する層間水、 粘土鉱物中の水酸基等の構造水と考えられる。第2バブラーのトリチウム濃度に着目すると、土壌試料 (120kBq/cc)では400℃以降に濃度が上昇した。これは土壌内の有機物が熱分解し、水素状及び炭化水素状の トリチウムが放出されたと示唆される。又、加熱時に放出されたトリチウム量を比較すると、土壌試料 (120kBq/cc)では3.3kBq/g、土壌試料(250kBq/cc)では3.5kBq/gと概ね一致した。また、酸溶解により放出され たトリチウム量は、ほぼ同じであった。このことから浸漬したトリチウム水の濃度と土壌へのトリチウム捕 捉量には依存性がないことが示唆された。





# トリチウム放出管理の新しいパラダイム

A new paradigm of tritium emission control

\*小西 哲之<sup>1</sup> 「京都大学 エネルギー理工学研究所

核融合施設を念頭にトリチウム放出管理に関する新しいアプローチを考察した。施設は十分規制限度を下回 る濃度でトリチウムを放出しても周辺環境では濃度上昇が検出され、風評被害や社会受容問題の恐れがある。 放出後の環境挙動まで考えた放出管理と、その影響の社会的な共有が必要となる。

### キーワード:トリチウム、環境濃度、放出管理、風評被害、濃度限度

### 1. はじめに

放射性物質を扱う施設は、周辺住民の被ばくを十分低 く抑えるように法令で定められた濃度限度を十分下回 る濃度で、通常時、異常時の排気や廃液の放出を管理し ている。一方トリチウムは相対的に被ばく影響が少ない 核種であるため、十分低い濃度で放出しても環境で検出 されやすい。そこで、トリチウムの環境動態と核融合プ ラントの特徴を考慮して、従来の排出時の濃度管理に加 え、環境濃度に配慮し、社会的な同意を得ることを中心 とした施設の設計、建設及び運用の方法論を検討した。

### 2. 施設からのトリチウム放出と環境移行

図1に核融合プラントの一般化簡略化したトリチウ ムフローを示す。トリチウムは3重程度の閉じ込め障 壁で異なる濃度で取り扱う。ブランケットや熱交換器 から、透過や漏えいでより大量の媒体に移行し、排熱 とともに大量の冷却水ないし冷却塔からの排気として 環境に放出される。各障壁内で回収されたトリチウム は同位体分離で濃縮される。異常時は障壁に破れが生 じるが、放出されるトリチウムは量や放出経路が若干 ことなっても同じように環境を移行する。

図2に長期のトリチウムの環境挙動を示す。年間放 出量が決まっていたとしても長期にトリチウムは蓄積 し、数10年濃度上昇は続く。さらに生物中での挙動 から代謝化合物も評価できる。被ばくは主に食物経由 で、μSv レベルなので健康影響は無視できる。しかし 食物での検出は容易で、風評被害の可能性は残る。



図1一般化した核融合炉トリチウムプロセス。



図2 定常放出トリチウムの環境での蓄積。

### 3. まとめ

核融合炉からのトリチウム排出は不可避であり、濃度限度を守っていても環境での濃度上昇は問題になり うるので、それを考慮した新たな管理法が求められる、立地環境に応じて、特に食物や生産物への移行を避 けるような放出法は選択可能である。海洋での放出は大量の水による同位体希釈が期待できるが、水産物の 漁獲水域を避ける等の対策は必要であろう。農作物に関しては、大気放出を避けられないときは水素の化学 形とするなど、可食部の濃度上昇を防ぐとともに、事前に地元に説明し了解を得ることも必要であろう。福 島以降、放射性物質の管理は、社会の理解、合意を基にした方法を考慮すべき段階にあるといえよう。

<sup>\*</sup>Satoshi Konishi<sup>1</sup>, Institute of Advanced Energy, Kyoto University

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

# [2L10-15] Solid/Liquid Breeding Materials

Chair:Keisuke Mukai(Kyoto Univ.) Thu. Sep 12, 2019 2:45 PM - 4:20 PM Room L (Common Education Bildg. 2F E22)

[2L10] Static electric granulation and sintering for tritium breeding solidceramics sphere

> \*Yuri Natori<sup>1</sup>, Norihiro Ikemoto<sup>1</sup>, Kazuo Yonehara<sup>1</sup>, Katsuyoshi Tatenuma<sup>1</sup> (1. Kaken Inc.) 2:45 PM - 3:00 PM

[2L11] Effect of Li<sub>2</sub>O content on CO<sub>2</sub> absorption characteristics of Li<sub>2</sub>TiO<sub>3</sub> \*Yuma Akita<sup>1</sup>, Masaaki Yamamoto<sup>1</sup>, Akira Taniike<sup>1</sup>, Yuichi Furuyama<sup>1</sup> (1. Graduate school of maritime sciences,kobe university)

3:00 PM - 3:15 PM

[2L12] CO<sub>2</sub> absorption characteristics of high density Li<sub>2</sub>ZrO<sub>3</sub> under moist air exposure

\*MASAAKI Yamamoto<sup>1</sup>, YUMA Akita<sup>1</sup>, AKIRA Taniike<sup>1</sup>, YUICHI Furuyama<sup>1</sup> (1. Graduate School of Maritime Sciences, Kobe University)

3:15 PM - 3:30 PM

[2L13] Compatibility test for tritium permeation barrier coatings with solid breeder pebbles

\*Takumi Chikada<sup>1</sup>, Matthias H.H. Kolb<sup>2</sup>, Kazuki Nakamura<sup>1</sup>, Keisuke Kimura<sup>1</sup>, Marcin Rasinski<sup>3</sup>,
Yoshimitsu Hishinuma<sup>4</sup>, Regina Knitter<sup>2</sup> (1. Shizuoka Univ., 2. KIT, 3. FZJ, 4. NIFS)
3:30 PM - 3:45 PM

[2L14] Compatibility between Fusion Reactor Blanket Structural Material F82H and Solid Breeder Lithium Oxide

\*Keiji Oishi<sup>1</sup>, Takayuki Terai<sup>1</sup> (1. Univ. of Tokyo)
3:45 PM - 4:00 PM

[2L15] Corrosion behavior of multi-layer coating for tritium permeation reduction in liquid lithium-lead

```
*Erika Akahoshi<sup>1</sup>, Moeki Matsunaga<sup>1</sup>, Keisuke Kimura<sup>1</sup>, Kazuki Nakamura<sup>1</sup>, Riho Endoh<sup>1</sup>, Martin
Balden<sup>2</sup>, Yoshimitsu Hishinuma<sup>3</sup>, Takumi Chikada<sup>1</sup> (1. Shizuoka Univ., 2. Max Planc Institut, 3.
NIFS)
```

4:00 PM - 4:15 PM

# 固体トリチウム増殖材セラミックス微小球の静電造粒焼成法 --セラミックス粉末の乾式造粒条件の検討--

Static electric granulation and sintering for tritium breeding solid-ceramics sphere

-- Granulation condition of ceramics powder by dry method --

\* 名取 ゆり,池本 憲弘,米原 和男,蓼沼 克嘉

株式会社 化 研 Kaken Inc.

本研究は、セラミックス等の粉末の粒子間に作用する静電気による帯電凝集特性を利用する造粒法で、 バインダーを添加せず完全乾式法で造粒し、そのまま回転炉で焼成させて球状セラミックスの焼結体を作 製する新しい方法である。完全乾式法のため、水や有機溶媒に対し反応性や溶解性が高いセラミックス粉 末に有用であり、特に増殖材リチウム酸化物微小球を効率的に量産する方法としては適している。

[キーワード] 国際核融合炉実験炉, TBM, リチウム酸化物, 先進トリチウム増殖材料, 造粒, 静電気

### 1. 緒言

セラミックなどにおける粉末の造粒は、工業規模で広く必要とされ 社会的ニーズが高い。融合炉ブラン ケットシステムに装荷されるトリチウム増殖材料は、高いトリチウム増殖特性が要求され、リチウム含有 セラミックスを始発原料とした 1mm サイズ程度の微小球が提案されている。その造粒方法としては、一般 的に湿式もしくは乾式による粉末調整、造粒、焼成など複雑な工程が必要とされる。微小な球体形成を行 う造粒工程は、始発粉末の原料特性によって、凝集、付着、流動、分散等を調整するバインダーや溶媒の 選定、さらに造粒を適正化するための機械加工など、多くの試行錯誤が必要であった。これらの方法を改 善するため、結合剤、溶媒、分散剤など添加剤を一切必要としない完全乾式法の効率的な造粒法を開発し た。

### 2. 実験

本研究は、静電気が粉末の粒子間に作用する帯電による凝集特性を利用し、球体を形成する方法である。 帯電効果を高めるため、静電気力が高いとされる活性炭と原料粉末を混合し振動や回転を与えることに より、凝集力が向上し球体成形が促進された。

### 3. 結論

この造粒法によれば、バインダーや溶媒などを一切使用することなく、微小球を効率的に作製できる(図 1)。造粒後の焼成工程においては、バインダーなど添加剤を分解させるための加熱処理が必要ないため、 短時間で微小球焼成品が得られる。本法は、化学的に活性な原料粉末に特に有用な方法であり、帯電に支 配される粒子間の付着性や凝集性の影響と造粒性及び品質を報告する。



図1 帯電力による凝集特性と球体形成

<sup>\*</sup>Yuli Natori, Norihiro Ikemoto, Kazuo Yonehara, and Katsuyoshi Tatenuma

Kaken Inc.

# Li<sub>2</sub>TiO<sub>3</sub>の CO<sub>2</sub>吸収特性に及ぼす含有 Li<sub>2</sub>O の影響

Effect of Li<sub>2</sub>O content on CO<sub>2</sub> absorption characteristics of Li<sub>2</sub>TiO<sub>3</sub>

\*秋田 佑馬, 山本 真旭, 谷池 晃, 古山 雄一

神戸大学海事科学部海事科学研究科

本研究では試料内部のLi<sub>2</sub>O量を変化させてLi<sub>2</sub>TiO<sub>3</sub>試料を作製し、それらを湿潤空気及び乾燥空気に曝露 してLi<sub>2</sub>TiO<sub>3</sub>のCO<sub>2</sub>吸収特性に及ぼす含有Li<sub>2</sub>Oの影響を調べた。分析には非ラザフォード後方散乱分光法 (NRBS)を用い、試料の表面近傍領域における元素組成の変化とCO<sub>2</sub>吸収量を調べた。

キーワード: ブランケット候補材料、NRBS 分析、Li 金属化合物、Li<sub>2</sub>TiO<sub>3</sub>、CO<sub>2</sub>吸収、Li<sub>2</sub>O

### 1. 緒言

固体ブランケット候補材料である Li<sub>2</sub>TiO<sub>3</sub> は室温で大気中の CO<sub>2</sub> を吸収することが知られている。Li<sub>2</sub>TiO<sub>3</sub> は化学的に安定であり H<sub>2</sub>O と反応しないとされているが、曝露雰囲気中の湿度が高くなると CO<sub>2</sub> 吸収量が増 加することが過去の実験結果で示されている。973K 以上で試料を焼結すると試料作製に用いた Li<sub>2</sub>CO<sub>3</sub> 粉末 から Li<sub>2</sub>O が生成される可能性があり[1]、従来の焼結試料では 1000K で試料を作製しているため、試料中に Li<sub>2</sub>O の生成が考えられる。本研究では、Li<sub>2</sub>TiO<sub>3</sub> 試料内部に Li<sub>2</sub>O が存在することによる CO<sub>2</sub> 吸収特性への 影響について調べた。

### 2. 実験

**900K**で焼結した Li<sub>2</sub>TiO<sub>3</sub> 試料、1000K で焼結した Li<sub>2</sub>TiO<sub>3</sub> 試料、及び 1000K で焼結した試料に 1% (Li<sub>2</sub>TiO<sub>3</sub> との質量比)の Li<sub>2</sub>O を添加した Li<sub>2</sub>TiO<sub>3</sub> 試料をそれぞれ作製した。それらの試料を室温で湿潤空気に曝露し、 100 時間毎に NRBS 分析を行った。得られた NRBS スペクトルから各元素の面密度を算出し、炭素の面密度 を CO<sub>2</sub>吸収量として評価した。また、上記の試料を乾燥空気にも曝露し、同様の手順で分析を行った。

### 3. 結果と考察

試料を湿潤空気に曝露した結果を図1に示す。この図の横軸は曝露 時間、縦軸は炭素面密度である。湿潤空気曝露 900 時間後の各試料に おける炭素面密度は、900K で焼結した試料が 0.82×10<sup>18</sup> [cm<sup>-2</sup>]、Li<sub>2</sub>O を添加した試料が 3.27×10<sup>18</sup> [cm<sup>-2</sup>]、1000K で焼結した試料が 1.20×10<sup>18</sup> [cm<sup>-2</sup>]となった。このことから湿潤空気下において試料内部の Li<sub>2</sub>O の 量が増加するに従って CO<sub>2</sub> 吸収量も増加することが示唆された。

また、試料を乾燥空気に曝露した結果を図2に示す。この図の横 軸、縦軸は図1と同様である。乾燥空気曝露300時間後の各試料にお ける炭素面密度は、900Kで焼結した試料が0.73×10<sup>18</sup> [cm<sup>-2</sup>]、Li<sub>2</sub>Oを 添加した試料が0.90×10<sup>18</sup> [cm<sup>-2</sup>]、1000Kで焼結した試料が0.67×10<sup>18</sup> [cm<sup>-2</sup>]となった。曝露時間300時間において、乾燥空気下でのLi<sub>2</sub>O添 加試料のCO<sub>2</sub>吸収量が湿潤空気曝露のそれと比べて半分以下となっ た。このことから、曝露雰囲気中の湿度が高いほどLi<sub>2</sub>TiO<sub>3</sub>のCO<sub>2</sub> 吸収特性に対してLi<sub>2</sub>O は強く影響を及ぼすことが示唆された。



図 2. 乾燥空気下での CO2 吸収量の時間変化

### 参考文献

[1] Satoshi Fukada, et.al, Fusion Engineering and DesignVolume 124, November 2017, Pages 787-791

\* Akita Yuma, Masaaki Yamamoto, Akira Taniike, Yuichi Furuyama

Graduate School of Maritime Sciences Kobe University

# 湿潤空気下での高密度 Li2ZrO3の CO2 吸収特性

CO2 absorption characteristics of high density Li2ZrO3 under moist air exposure

\*山本 真旭, 秋田 佑馬, 谷池 晃, 古山 雄一

神戸大学大学院海事科学研究科

Li<sub>2</sub>ZrO<sub>3</sub> 試料を湿潤空気や乾燥空気に曝露することでLi金属化合物のCO<sub>2</sub>吸収における曝露雰囲気中のH<sub>2</sub>Oの影響を調べた。曝露した試料に対して非ラザフォード後方散乱分光法(NRBS)とX線回折法(XRD)を用い、試料の表面近傍領域におけるLiとOの収量変化とCO<sub>2</sub>吸収量及び結晶性を調べた。 **キーワード:** ブランケット候補材料、Li<sub>2</sub>ZrO<sub>3</sub>、CO<sub>2</sub>吸収特性、NRBS、XRD

### 1. 緒言

固体ブランケット材料の候補の1つとされているLi<sub>2</sub>ZrO<sub>3</sub>は、室温で大気中のCO<sub>2</sub>を吸収し材料表面にLi<sub>2</sub>CO<sub>3</sub>を形成する。このことにより、材料強度、熱耐性、トリチウム放出特性が低下する恐れがあるため、Li<sub>2</sub>ZrO<sub>3</sub>のCO<sub>2</sub>吸収特性を調べることは重要である。これまでの研究によりLi金属化合物を湿潤空気に曝露するとCO<sub>2</sub>吸収量が増加することが分かっている。本研究ではLi<sub>2</sub>ZrO<sub>3</sub>試料がCO<sub>2</sub>を吸収する際のLiとOの挙動に着目し、湿潤空気と乾燥空気に曝露した試料の試料表面近傍領域でのLiとOの深さ密度分布について調べた。分析にはNRBS及びXRDを用いて、試料表面近傍領域のCO<sub>2</sub>吸収量や曝露前後でのLiとOの収量の変化、結晶構造について評価した。

### 2. 実験

ZrO<sub>2</sub>とLi<sub>2</sub>CO<sub>3</sub>の粉末を粉砕、攪拌し固相反応を用いてLi<sub>2</sub>ZrO<sub>3</sub>試料を作製した。さらに、本研究では曝 露前後でのLi とOの収量変化を確認するために、試料を高温かつ長時間焼結することで試料表面からLi とOが多く欠損した試料を作製した。試料表面からLi とOが欠損した試料を湿潤空気、乾燥空気に曝露 し、50時間毎にNRBSを用いて試料の表面近傍領域におけるLi とOの収量変化や元素組成を調べた。NRBS スペクトルから算出した炭素面密度をCO<sub>2</sub>吸収量として評価した。また、試料に対してXRD分析を行い、 得られたXRD スペクトルから結晶構造を評価した。

### 3. 結果と考察

試料表面から Li と O が欠損した Li<sub>2</sub>ZrO<sub>3</sub> 試料を湿 潤空気と乾燥空気に曝露し NRBS 分析を行った。 右図は湿潤空気に曝露した試料の NRBS スペクトル である。図において縦軸は収量、横軸はエネルギー である。このスペクトルをもとに、試料表面から  $2\mu$  m までの原子数密度を積分し面密度を求めた。 未曝露試料の Li の面密度は 0.96×10<sup>18</sup>[cm<sup>-2</sup>]、O の面 密度は 5.24×10<sup>18</sup>[cm<sup>-2</sup>]であった。試料を湿潤空気に 50 時間曝露すると Li の収量が増加し、その面密度 が 1.14×10<sup>18</sup>[cm<sup>-2</sup>]となった。100 時間曝露すると Li に加えて O の収量が増加し、Li の面密度は



図 湿潤空気曝露前後の Li<sub>2</sub>ZrO<sub>3</sub>の NRBS スペクトル

1.57×10<sup>18</sup>[cm<sup>-2</sup>]、Oの面密度は 5.78×10<sup>18</sup>[cm<sup>-2</sup>]となった。さらに、新たに Cのスペクトルを確認した。これは試料が CO<sub>2</sub>を吸収していることを示唆している。また、乾燥空気に曝露した試料において、未曝露の試料の Li の面密度は 0.72×10<sup>18</sup>[cm<sup>-2</sup>]、Oの面密度は 5.31×10<sup>18</sup>[cm<sup>-2</sup>]であった。50 時間曝露では未曝露の時とスペクトルに大きな違いはなく、100 時間曝露すると Li の収量が増加し、面密度が 1.03×10<sup>18</sup>[cm<sup>-2</sup>]となった。このことから H<sub>2</sub>O が多く存在する曝露雰囲気中では、試料表面近傍領域の Li と O の収量が増加していることがわかる。

講演においては乾燥空気の結果も含めて詳細に議論する。

\* MASAAKI YAMAMOTO, AKITA YUMA, AKIRA TANIIKE, YUICHI FURUYAMA

Graduate School of Maritime Sciences, Kobe University

# トリチウム透過低減被覆の固体増殖材ペブルとの共存性試験

Compatibility Test for Tritium Permeation Barrier Coatings with Solid Breeder Pebbles

\*近田 拓未<sup>1</sup>, Matthias Kolb<sup>2</sup>, 中村 和貴<sup>1</sup>, 木村 圭佑<sup>1</sup>, Marcin Rasinski<sup>3</sup>, 菱沼 良光<sup>4</sup>,

### Regina Knitter<sup>2</sup>

1静岡大学,2カールスルーエ工科大学,3ユーリッヒ研究センター,4核融合科学研究所

核融合炉ブランケットにおけるトリチウム透過低減被覆の実機環境での安定性を調べるために、被覆試料を 固体増殖材ペブルと接触させ、ブランケット模擬環境下で共存性試験を行った。鋼材表面に生成させた酸化 クロム層は試験後に層構造が大きく変化したのに対し、酸化エルビウム被覆ではその変化は小さかった。

キーワード:トリチウム,透過,被覆,固体増殖材,腐食

### 1. 緒言

核融合炉ブランケットにおけるトリチウムの透過漏洩を低減するために、被覆による透過低減技術が数十 年来研究されてきた。これまでセラミックス被覆によって高い透過低減性能が示されている一方、実際のブ ランケット環境下での被覆の安定性はほとんど調べられていない。そこで本研究では、セラミックス被覆の 固体増殖材ペブルとの反応性試験を行い、固体ブランケット環境における被覆の共存性について調べた。

### 2. 実験

表面熱処理で酸化クロム層を形成させた低放射化フェライト鋼 F82H、および過去に高い水素同位体透過低 減性能を示した真空アーク蒸着法で成膜した酸化エルビウム(Er<sub>2</sub>O<sub>3</sub>)被覆[1]を用い、オルトケイ酸リチウム (Li<sub>4</sub>SiO<sub>4</sub>)にメタチタン酸リチウム(Li<sub>2</sub>TiO<sub>3</sub>)を 30 mol%添加した固体増殖材ペブルに被覆を接触させた状 態で、0.1%水素添加ヘリウム中で 550°C、2~32 日間曝露した。その後、試料表面の電子顕微鏡観察および エネルギー分散型 X 線分光法による元素分析を行った。

### 3. 結果·考察

図に酸化クロム層を生成させた F82H 試料の 550 ℃、32 日間固体 増殖材ペブル曝露後の断面電子顕微鏡像を示す。元素分析の結果か ら、最表面から順に酸化鉄、鉄ークロム複合酸化物、酸化クロム、 F82H 基板の順で層構造を形成していることが明らかになった。ま た、酸化クロム層を起点に剥離している様子が見られ、曝露前の緻 密な酸化クロム層は大きく変化した。一方、Er<sub>2</sub>O<sub>3</sub> 被覆試料ではいず れの曝露日数においても変化は見られず、高い共存性が示された。



 図 550 °C で 32 日間固体増殖材ペ ブルに曝露した酸化クロム生成
 F82H 試料の断面電子顕微鏡像

### 参考文献

[1] T. Chikada et al., Nuclear Fusion 51 (2011) 063023.

<sup>\*</sup>Takumi Chikada<sup>1</sup>, Matthias Kolb<sup>2</sup>, Kazuki Nakamura<sup>1</sup>, Keisuke Kimura<sup>1</sup>, Marcin Rasinski<sup>3</sup>, Yoshimitsu Hishinuma<sup>4</sup>, and Regina Knitter<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Shizuoka Univ., <sup>2</sup>KIT, <sup>3</sup>FZJ, <sup>4</sup>NIFS

# | 核融合炉ブランケット構造材 F82H と固体増殖材酸化リチウムの共存性

Compatibility between Fusion Reactor Blanket Structural Material F82H and Solid Breeder Lithium Oxide

### \*大石 啓嗣1, 寺井 隆幸1

### 1東大

共存性実験は He+0.1%H<sub>2</sub> スイープガス環境下で F82H 試験片と Li<sub>2</sub>O ペレットを 400℃、600℃、800℃で 100 時間~3000 時間直接接触させて行った。実験後、SEM/EDX の画像から O の拡散距離を実測し、実機条件に おける F82H の腐食深さを見積もった。

キーワード:固体増殖ブランケット、F82H、酸化リチウム、腐食、拡散係数

### 1. 背景

日本では核融合炉構造材として低放射化フェライト鋼 F82H、トリチウム増殖材として Li<sub>2</sub>TiO<sub>3</sub>が第一候補 として考えられているが高温部分の Li<sub>2</sub>TiO<sub>3</sub>から蒸発した Li<sub>2</sub>O が低温配管壁に蒸着するという可能性が指摘 されている。さらに近年、低い Li 原子密度である Li<sub>2</sub>TiO<sub>3</sub>では十分な TBR を得ることが困難であるという報 告があり、従来材である Li<sub>2</sub>O をトリチウム増殖材とする再検討もなされている。ブランケットは構造材健全 性と燃料増殖性が相反する関係にあり、安全性を確保しつつ構造材を極力薄く設計する必要性がある。した がって固体増殖ブランケットの安全性評価のために F82H と Li<sub>2</sub>O の共存性に関する研究は極めて重要である と考えられている。

### 2. 実験方法及び結果

Li<sub>2</sub>O ペレット( $\Phi$ 10mm、厚さ 4mm)は Li<sub>2</sub>O 粉 末を Ar ガス中において 400°Cで 24 時間熱処理 した後、圧縮成型をし、800°Cで 5 時間焼結して 作製した。本研究では 400°C、600°C、800°Cの条 件下においてHe+0.1%H<sub>2</sub>スイープガス中でF82H 試験片(6mm×6mm×1mm)と Li<sub>2</sub>O ペレットを 100 時間~3000 時間接触させ、共存性実験を行っ た。実験後、SEM/EDX により実測した F82H 中 の酸素の拡散距離を腐食深さと定義し、異なる 時間で求めた腐食深さの結果から拡散律速に基 づき見かけの拡散係数を求めた。その結果、 400°C、600°C、800°Cにおいて拡散係数はそれぞ れ 0.9~1.9×10<sup>-12</sup>、1.5~2.6×10<sup>-12</sup>、3.8~9.2×10<sup>-11</sup> cm<sup>2</sup>/s となった。

### 3. 結論

この実験の結果を用いると400℃で2年間運転した場合、75µm~110µmの腐食が見込まれる。





図 1 Li<sub>2</sub>O ペレットと 600℃で 200h 接触した F82H の接触面近傍断面の SEM 画像及び 元素マッピング

\*Keiji Oishi<sup>1</sup>, Takayuki Terai<sup>1</sup>
<sup>1</sup>Univ. of Tokyo

# トリチウム透過低減用多層被覆の液体リチウム鉛中腐食挙動

Corrosion Behavior of Multi-Layer Coating for Tritium Permeation Reduction in Liquid Lithium-Lead

\*赤星 江莉加¹, 松永 萌暉¹, 木村 圭佑¹, 中村 和貴¹,

遠藤 理帆<sup>1</sup>, Martin Balden<sup>2</sup>, 菱沼 良光<sup>3</sup>, 近田 拓未<sup>1</sup>

1静岡大学,2マックスプランクプラズマ物理研究所,3核融合科学研究所

核融合炉液体リチウム鉛ブランケットにおけるトリチウムの透過漏洩や増殖材による構造材料の腐食を低減 するために、優れた耐食性を有する多層被覆を鋼材上に施し、液体リチウム鉛曝露試験を実施した。曝露試 験後の構造観察から、被覆の層構造がリチウム鉛共存性に影響を及ぼすことが明らかになった。

キーワード:リチウム鉛,腐食,トリチウム,透過,被覆

### 1. 緒言

核融合炉液体ブランケットシステムにおける構造材料からのトリチウムの透過漏洩や液体増殖材による構造材料の腐食を低減するために、機能性セラミックス被覆を施すことが検討されている。これまで、単層の セラミックス被覆では Li-Pb 曝露試験後に被覆の剥離や腐食が確認された一方で、酸化エルビウム(Er<sub>2</sub>O<sub>3</sub>) と酸化ジルコニウム(ZrO<sub>2</sub>)を用いた二層被覆では耐食性が向上することが示された[1]。そこで本研究では、 層構造を制御した多層被覆の Li-Pb 曝露試験を通して、被覆の層構造と Li-Pb 共存性の関係を調査した。

### 2. 実験手法

予め熱処理で均一な酸化クロム層を生成させた低放射化フェライト鋼 F82H(Fe-8Cr-2W) 基板に、有機金 属分解法により Er<sub>2</sub>O<sub>3</sub> と ZrO<sub>2</sub> で構成された数種類の多層被覆試料を作製した。各試料に対して Li-Pb 静置場 曝露試験を 500~600℃、500~2000 時間実施した後に走査型電子顕微鏡を用いて表面及び断面観察を行った。

### 3. 結果·考察

600 ℃ での曝露試験後にはすべての試料で最表層の腐食が確認され、また 試験時間に伴い腐食が進行することが分かった。特に最表層の Er<sub>2</sub>O<sub>3</sub>は、 600 ℃、1000 時間曝露試験後に大部分が失われており(図)、ZrO<sub>2</sub>がより最 表層に適していることが示唆された。成膜回数が少ない被覆では曝露試験後 に亀裂や剥離が確認された。亀裂の発生は被覆の熱膨張率の差から生じた応 力に起因すると考えられる。以上より、最表層に ZrO<sub>2</sub>被覆を用いることで優 れた Li-Pb 共存性が得られる一方で、被覆の劣化を抑制するために、各層の 成膜回数を最適化する必要があることが明らかになった。



図 600 ℃、1000 時間の Li-Pb 曝露試験後における多層被覆 試料の表面顕微鏡像

### 参考文献

[1] J. Mochizuki et al., Fusion Eng. Des. 136 (2018) 219-222.

\*Erika Akahoshi<sup>1</sup>, Moeki Matsunaga<sup>1</sup>, Keisuke Kimura<sup>1</sup>, Kazuki Nakamura<sup>1</sup>, Riho Endoh<sup>1</sup>, Martin Balden<sup>2</sup>, Yoshimitsu Hishinuma<sup>3</sup>

and Takumi Chikada<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Shizuoka Univ., <sup>2</sup>MP-IPP, <sup>3</sup>NIFS

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

# [2L16-18] Neutron Multiplier/Shielding Materials

Chair: Takumi Chikada (Shizuoka Univ.)

Thu. Sep 12, 2019 4:20 PM - 5:10 PM Room L (Common Education Bildg. 2F E22)

- [2L16] Valence electron analysis of Be<sub>13</sub>Zr beryllide neutron multiplier using soft X-ray emission spectrometry.
   \*Keisuke Mukai<sup>1</sup>, Ryuta Kasada<sup>2</sup>, Kiyohiro Yabuuchi<sup>1</sup>, Satoshi Konishi<sup>1</sup>, Jae-Hwan Kim<sup>3</sup>, Masaru Nakamichi<sup>3</sup> (1. Kyoto University, 2. Tohoku University, 3. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)
   4:20 PM 4:35 PM
   [2L17] Preliminary investigation of impurities elimination on the reuse process of neutron multipliers for fusion application
   \*Jae-Hwan Kim<sup>1</sup>, Yoshiaki Akatsu<sup>1</sup>, Masaru Nakamichi<sup>1</sup> (1. QST)
   4:35 PM 4:50 PM
- [2L18] Improvement of hydrogen release temperature of metal hydride neutron shielding material by Cr addition

\*Masashi Sugatsuke<sup>1</sup>, Teruya Tanaka<sup>2</sup>, Yuji Ohishi<sup>1</sup>, Ken Kurosaki<sup>3</sup>, Hiroaki Muta<sup>1</sup> (1. Osaka Univ., 2. NIFS, 3. Kyoto Univ.)

4:50 PM - 5:05 PM

# 軟 X 線発光分光法による中性子増倍材 Be13Zr の価電子状態の解析

Valence electron analysis of Be13Zr beryllide neutron multiplier using soft X-ray emission

spectrometry.

\*向井 啓祐<sup>1</sup>, 笠田 竜太<sup>2</sup>, 小西 哲之<sup>1</sup>, 藪内 聖皓<sup>1</sup>, 金 宰煥<sup>3</sup>、中道 勝<sup>3</sup> <sup>1</sup>京都大学, <sup>2</sup>東北大学, <sup>3</sup>量研機構

ベリリウムに遷移金属を添加した Be<sub>12</sub>M (M = Ti, V) や Be<sub>13</sub>Zr は優れた耐酸化特性を示すことが知られ ており、先進中性子増倍材として開発が進められている。本研究では軟 X 線発光分光器 (SXES)を用い、 Be<sub>13</sub>Zr 試料から生じる Be-K 線を測定し、価電子構造の変化を分析した。

### キーワード:核融合、ブランケット、中性子増倍材、ベリリウム、価電子構造

### 1. 緒言

固体増殖方式の核融合ブランケットではベリリウム化合物を用いて中性子を増倍し、トリチウムの自己燃料自給性を実現する。ベリリウムに遷移金属を添加したベリリウム金属間化合物(ベリライド)は優れた耐水蒸気酸化性を示すが、その化学的特性の発現理由は十分に理解されていない。本研究では、ベリライド金属間化合物の価電子構造と化学的特性の関係性の解明を目指し、Be<sub>13</sub>Zrの価電子構造解析を行った。

### 2. 研究手法

フィールドエミッション電子プローブマイクロア ナライザ (JXA-8500F)に搭載された軟 X 線発光分光 (SXES)を用い、プラズマ焼結によって製造された Be<sub>13</sub>Zr ベリライド試料の Be-Kαスペクトルを分析し た。また、密度汎関数法に基づく第一原理計算によ ってベリリウムの部分状態密度を計算し、実験軟 X 線スペクトルとの直接比較を行った。

### 3. 結果と考察

図1にBe, Be<sub>12</sub>Ti, Be<sub>13</sub>Zr 試料からの軟X線発光 スペクトルを示す。Be<sub>13</sub>Zr 試料からのBe-K線は100 ~112 eV で測定され、スペクトル形状の変化やフェ



図1 Be, Be<sub>12</sub>Ti, Be<sub>13</sub>Zr 試料からの Be-K 軟 X 線スペクトル

ルミ端付近の小ピークが観測された。第一原理計算では、Be<sub>13</sub>Zr 結晶中の Be 部分状態密度の計算結果より、 Be-Kαスペクトルをシミュレーションした。計算された軟 X 線スペクトルのメインピークは 97 eV であり、 X 線エネルギーは実験結果よりも約 10%過小評価された。また、計算スペクトルでは小ピークが 98.5 eV に発現し、Be 2p と Zr 3d の電子軌道の混成に起因することが示された。

<sup>&</sup>lt;sup>\*</sup>Keisuke Mukai<sup>1</sup>, Ryuta Kasada,<sup>2</sup> Kiyohiro Yabuuchi<sup>1</sup>, Satoshi Konishi<sup>1</sup>, Jae-Hwan Kim<sup>3</sup>, Masaru Nakamichi<sup>3</sup>

<sup>&</sup>lt;sup>1</sup>Kyoto Univ., <sup>2</sup>Tohoku Univ., <sup>3</sup>QST

# 中性子増倍材の再使用技術開発における不純物除去プロセスの検討

Preliminary investigation of impurities elimination on the reuse process of neutron multipliers for fusion application

# \*金 宰焕<sup>1</sup>,赤津 孔明<sup>1</sup>,中道 勝<sup>1</sup> <sup>1</sup>量子科学技術研究開発機構

核融合炉ブランケットには中性子増倍材としてのベリリウム (Be) 及びその金属間化合物 (ベリライド) が1基あたり 500 トン装荷され、そのブランケットは 4~5 年毎に交換される。原型炉のブランケットの設 計では、トリチウム増殖材 (Li<sub>2</sub>TiO<sub>3</sub>) と中性子増倍材 (ベリライド)の混合充填の設計案も提案されてい る。量子科学技術研究開発機構 (以下、量研)では、量産システム開発研究を含め、中性子増倍材の再使 用技術開発を実施中である。本研究ではその材料の再使用プロセスにおける不純物濃度変化について報告 する。

キーワード:核融合炉、中性子増倍材、ベリリウム、再使用、不純物除去

### 1. 緒言

量研では、プラズマ焼結製原料電極棒を用いた回転電極造粒法により、Be<sub>12</sub>V ベリライド微小球の造粒基盤技術 を確立している。その造粒最適化試験では、一回の造粒において、約80%の造粒収率を達成しているが、約20% は球形状ではない歪な形状の欠片として残るが、これらは、再び原料として再使用して無駄なく有効利用できること を明らかにした。次に、本研究では、プラズマ焼結法及び回転電極法による再使用プロセスにおける各々材料に含 まれている不純物、特に、始発原料に含まれるウラン(U)及び混合充填時において増殖材から拡散するリチウム (Li)の濃度変化を調べ、プラズマ焼結法及び回転電極法が不純物濃度に与える影響について報告する。

### 2. 実験法

ベリライドの原料粉末 (Be-7.7at.%V: Be<sub>12</sub>V の化学量論値)、プラズマ焼結製の電極棒、回転電極法によ る微小球、欠片、そして溶け残った電極部などに対して、各々のウラン (U) 濃度を誘導結合プラズマ質量 分析 (ICP-MS) により測定し、比較評価した。また、原型炉のブランケット内の混合充填を想定した場合、 微小球同士の点接触部において、Li が Li<sub>2</sub>TiO<sub>3</sub> から Be<sub>12</sub>V へ拡散するため、Be<sub>12</sub>V の再使用時においては、 Li が不純物として含まれる。その Li が含まれる Be<sub>12</sub>V の再使用時における Li 不純物濃度の変化を調べるた め、Be<sub>12</sub>V に Li<sub>2</sub>TiO<sub>3</sub> を添加した試料を用いて、プラズマ焼結による Be<sub>12</sub>V 中の Li 不純物濃度の変化を調べ た。

### 3. 結果及びまとめ

予備的試験において、各々のプロセスにおける試料(原料、プラズマ焼結製ロッド、欠片、微小球等) のU濃度を比較評価した結果、プラズマ焼結法によって、原料粉末時のU濃度に対して、減少することが明 らかになった。さらに、回転電極法による造粒によって、更にU濃度が下がり、原料粉末時のU濃度の約 50% 程度になることが明らかになった。また、Be<sub>12</sub>V と Li<sub>2</sub>TiO<sub>3</sub>の単相の混合粉末試料をプラズマ焼結することに よって、Li のみが 90%以上蒸発され、減少する結果が得られた。本発表では、プラズマ焼結条件に対する Li 濃度変化などについて報告する。

謝辞:本研究は JSPS 科研費(18K05006)の助成を受けたものです。

\*Jae-Hwan Kim<sup>1</sup>, Akstsu Yoshiaki<sup>1</sup>, Masaru Nakamichi<sup>1</sup>

<sup>&</sup>lt;sup>1</sup>National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

# Cr 添加による金属水素化物中性子遮蔽材の水素保持特性の向上

Improvement of hydrogen release temperature of metal hydride neutron shielding material by Cr addition \* 菅付 真史<sup>1</sup>, 田中 照也<sup>2</sup>, 大石 佑治<sup>1</sup>, 黒崎 健<sup>3</sup>, 牟田 浩明<sup>1</sup> <sup>1</sup>大阪大学,<sup>2</sup>核融合研,<sup>3</sup>京都大学

Zr水素化物およびTi水素化物は優れた中性子遮蔽能を示す一方で、高温での水素放出が安全の観点から検 討課題となる。本研究では金属Crとの複合化によって、これらの金属水素化物の水素保持特性の向上を試み た。結果を従来のZr水素化物およびTi水素化物と比較し、Cr複合化の影響を評価した。

キーワード:水素化物,中性子遮蔽材,核融合炉

### 1. 緒言

核融合炉用の中性子遮蔽材の開発において、Zr 水素化物および Ti 水素化物は優れた中性子遮蔽能を持ち、 比較的低密度な材料であることから候補材料の一つとして注目されている。一方でその欠点として脆く、高 温で水素放出が起きることが挙げられる。この欠点を補い特性を向上させるために、以前の研究<sup>[1,2]</sup>では金属 Wを複合化させたが、水素保持特性の大きな向上は達成されなかった。本研究では主に水素保持特性の向上 を目的として、金属 Cr との複合化を試みた。

### 2. 実験

アーク溶解で作製した x%Cr-Zr(x = 5.0, 7.5, 10.0, 12.5, 15.0) および y%Cr-Ti(y = 5.0, 10.0) をジーベルツ 法にて水素化し、水素化物試料を得た。各試料に対して SEM/EDS 測定および XRD 測定を行い、求める相状 態であることを確認した後、TG-DTA 装置で水素放出温度を測定した。また、x = 5.0, 10.0, 15.0 の x%Cr-Zr 水 素化物試料および y%Cr-Ti 水素化物試料については基礎物性として音速測定、ビッカース硬さ試験、熱伝導 率の測定を行った。得られた物性値を、Cr を混合させていない Zr 水素化物のものと比較した。

### 3. 結果·考察

12.5%Cr-Zr 水素化物試料の SEM/EDS 観察結果を図 1 に示す。Zr-H 相の粒界に ZrCr<sub>2</sub>相が析出している様 子が観察された。また、x%Cr-Zr 水素化物試料の Ar 雰囲気中における TG-DTA 測定の結果を図 2 に示す。Cr の添加により水素放出温度が 100℃近く上昇する結果が得られた。



図1 12.5%Cr-Zr 水素化物試料の SEM 画像



### 参考文献

- [1] 日本原子力学会 2018 秋の大会 2N11, 牟田浩明, 菅付真史, 大石佑治, 黒崎健, 鈴木賢紀, 田中照也
- [2] 日本原子力学会 2018 秋の大会 2N12, 菅付真史, 田中照也, 大石佑治, 黒崎健, 牟田浩明

\*Masashi Sugatsuke<sup>1</sup>, Teruya Tanaka<sup>2</sup>, Yuji Ohishi<sup>1</sup>, Ken Kurosaki<sup>3</sup>, Hiroaki Muta<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Osaka Univ., <sup>2</sup>NIFS, <sup>3</sup>Kyoto Univ.

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

# [2L19-23] Hydrogen Isotopes in Materials

Chair:Kazunari Katayama(Kyushu Univ.)

Thu. Sep 12, 2019 5:10 PM - 6:30 PM Room L (Common Education Bildg. 2F E22)

[2L19] Correlation between hydrogen isotope retention for tungsten exposed to QUEST 2018 A / W plasma discharge campaign and its plasma discharge condition

\*ayaka koike<sup>1</sup>, Moeko Nakata<sup>1</sup>, Mingzhong Zhao<sup>1</sup>, Fei Sun<sup>2</sup>, Takuro Wada<sup>1</sup>, Shota Yamazaki<sup>1</sup>, Naoaki Yoshida<sup>3</sup>, Kazuaki Hanada<sup>3</sup>, Yasuhisa Oya<sup>2</sup> (1. Faculty of science, Shizuoka Univ., 2. Graduate School of Science and Technology, Shizuoka Univ., 3. Research Institute for Applied Mechanics, Kyushu Univ.)

5:10 PM - 5:25 PM

[2L20] The influence of defect produced by energetic hydrogen ion or electron irradiation on deuterium retention in tungsten

\*Takuro Wada<sup>1</sup>, Moeko Nakata<sup>1</sup>, Shota Yamazaki<sup>1</sup>, Ayaka Koike<sup>1</sup>, Mingzhong Zhao<sup>1</sup>, Fei Sun<sup>2</sup>, Yuji Hatano<sup>3</sup>, Yasuhisa Oya<sup>2</sup> (1. Graduate School of Science and Technology, Shizuoka University, 2. Faculty of Science, Shizuoka University, 3. Hydrogen Isotope Research Center, University of Toyama)

5:25 PM - 5:40 PM

[2L21] Gamma-ray irradiation effects on deuterium retention behavior in reduced activation ferritic steel F82H and tritium permeation barrier ceramic coatings

\*Shota Nakazawa<sup>1</sup>, Kazuki Nakamura<sup>1</sup>, Hikari Fujita<sup>2</sup>, Hans Maier<sup>3</sup>, Thomas Schwarz-Selinger<sup>3</sup>, Yuji Hatano<sup>4</sup>, Naoko Ashikawa<sup>5,6</sup>, Wataru Inami<sup>1</sup>, Yoshimasa Kawata<sup>1</sup>, Takumi Chikada<sup>1</sup> (1. Shizuoka Univ., 2. Univ. of Tokyo, 3. Max Planc Institut, 4. Univ. of Toyama, 5. NIFS, 6. SOKENDAI)

5:40 PM - 5:55 PM

# [2L22] Deuterium retention behavior for tungsten with 14 MeV neutron and Fe ion irradiation under various damage level

\*Shota Yamazaki<sup>1</sup>, Moeko Nakata<sup>1</sup>, Ayaka Koike<sup>1</sup>, Takuro Wada<sup>1</sup>, Mingzhong Zhao<sup>1</sup>, Fei Sun<sup>2</sup>, Tatsuya Kuwabara<sup>3</sup>, Yuji Hatano<sup>4</sup>, Takeshi Toyama<sup>5</sup>, Noriyasu Ohno<sup>3</sup> (1. Grad. Sch. Sci. Tech., Shizuoka Univ., 2. Fac. Sci., Shizuoka Univ., 3. Grad. Sch. Eng., Nagoya Univ., 4. HIRC, Univ. of Toyama, 5. IMR, Tohoku Univ.)

5:55 PM - 6:10 PM

# [2L23] Characterization and hydrogen isotope permeation behavior of yttriastabilized zirconia coating prepared by magnetron sputtering

\*Riho Endoh<sup>1</sup>, Keisuke Kimura<sup>1</sup>, Kazuki Nakamura<sup>1</sup>, Michael Zielinski<sup>2</sup>, Johann Riesch<sup>2</sup>, Hikari Fujita<sup>3</sup>, Yoshimitsu Hishinuma<sup>4</sup>, Takumi Chikada<sup>1</sup> (1. Shizuoka Univ., 2. Max Planc Institut, 3. Univ. of Tokyo, 4. NIFS)

6:10 PM - 6:25 PM

# QUEST2018A/W で曝露されたタングステンの 水素同位体滞留とプラズマ放電条件の相関

Correlation of hydrogen isotope retention and plasma discharge conditions of tungsten

exposed at QUEST 2018A/W

\*小池 彩華<sup>1</sup>, 仲田 萌子<sup>1</sup>, 趙 明忠<sup>1</sup>, 孫 飛<sup>2</sup>, 山崎 翔太<sup>1</sup>, 和田 拓郎<sup>1</sup>, 吉田 直亮<sup>3</sup>,

花田 和明<sup>3</sup>, 大矢 恭久<sup>2</sup>

1静大院、2静大理、3九大応力研

九州大学 QUEST 装置 2018 年秋冬キャンペーン(2018A/W)にて長時間放電プラズマに曝されたタングステン試料に対して表面状態と水素同位体滞留挙動の相関を検討した。また、プラズマ放電条件の異なる試料との比較を行うことで、損傷や水素同位体滞留の機構の解明を試みた。その結果、プラズマ密度によって表面状態が変化するために水素同位体滞留も変化することが示唆された。

キーワード:タングステン、クエスト、プラズマ照射、水素同位体滞留挙動

### 1. 緒言

核融合炉のプラズマ対向壁材料であるタングステン(W)には、中性子や荷電粒子照射によって形成された 損傷に水素同位体が滞留することが考えられる。本研究では 2018A/W にてプラズマに曝された W 試料に対 して、透過型電子顕微鏡(TEM)及び X 線光電子分光法(XPS)により試料の表面状態を観察した。さらに、重水 素イオン(D<sub>2</sub><sup>+</sup>)照射を行い、昇温脱離法(TDS)によって水素同位体滞留挙動を評価し表面状態との相関を検討 する。また、プラズマ放電条件の異なるキャンペーン(2017A/W および 2018S/S)の結果と比較することで、表 面状態や水素同位体滞留へ与える影響の解明を試みた。

### 2. 実験

アライドマテリアル社製歪取焼鈍済 W 試料(10 mm<sup>o</sup> × 0.5 mm<sup>t</sup>)を高真空下で加熱処理した後、九州大学の球状トカマク型プラズマ発生装置 QUEST 内に試料を設置しプラズマ曝露を行った。この試料に対して TEM 及び XPS を用いて試料表面の損傷や化学状態の観察を行った。

### 3. 結論

右図に上部壁と下部壁の XPS 結果を示す。上部壁は鉄やクロムなどの金属が堆 積しており、長時間放電により金属壁がスパッタされ堆積していることがわかっ た。一方、下部壁では金属堆積層が非常に薄く、TEM 観察にてその表面に照射欠 陥が観察された。2018A/W と 2017A/W では下部壁付近からプラズマを立ち上げ る CHI 放電を共通して行っており、この実験のため下部壁に損傷が入り、水素同 位体滞留の増加をもたらすと考えられる。

また、同じく長時間放電を行った 2018S/S と短時間放電を行った 2017A/W の結 果を比較すると、堆積層の厚さ、損傷量、水素同位体滞留は放電時間に依らず、 放電方法によって変化するプラズマパラメータと相関があると考えられる。口頭 発表では 2018A/W の TDS の結果を含め水素同位体挙動について議論する。



### 参考文献

M. Kobayashi, et al.: *Fusion Eng. Des.* 88 (2013) 1749.
 G. N. Luo, et al.: *Fusion Eng. Des.* 81 8-14 (2006) 957.

\*Ayaka Koike<sup>1</sup>, Moeko Nakata<sup>1</sup>, Mingzhong Zhao<sup>1</sup>, Fei Sun<sup>2</sup>, Takuro Wada<sup>1</sup>, Shota Yamazaki<sup>1</sup>, Naoaki Yoshida<sup>3</sup>, Kazuaki Hanada<sup>3</sup>, Yasuhisa Oya<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Grad. School of Sci. & Technol. Shizuoka Univ., <sup>2</sup>Faculty of Science, Shizuoka Univ., <sup>3</sup>RIAM, Kyushu Univ.

# タングステン中の重水素滞留挙動に及ぼす 高エネルギー水素イオン及び電子線照射欠陥影響

The influence of defect produced by energetic hydrogen ion or electron irradiation

on deuterium retention in tungsten.

\*和田 拓郎1、仲田 萌子1、山崎 翔太1、小池 彩華1、

趙 明忠<sup>1</sup>、孫 飛<sup>2</sup>、波多野 雄治<sup>3</sup>、大矢 恭久<sup>2</sup>

1静大院、2静大理、3富山大水素研

高エネルギー鉄イオン、水素イオン及び電子線の複合照射を行ったタングステン試料中の重水素滞留挙動 に及ぼす照射欠陥分布の影響を評価した。その結果、各イオン照射の欠陥密度分布の違いによって重水素滞 留挙動が大きく異なることが示唆された。

キーワード:タングステン,水素イオン照射,電子線照射,重イオン照射,重水素体滞留挙動,昇温脱離法 1. 緒言

核融合炉運転時、プラズマ対向壁材料であるタングステン(W)には中性子や荷電交換粒子が照射され、水素 同位体の安定な捕捉サイトである照射欠陥がバルク中に導入される。これらの照射欠陥はその飛程の違いか ら、表面及びバルク中に亘って分布を持つことが考えられる。本研究では、高エネルギー鉄イオン照射によ って表面近傍に欠陥を導入した W 試料に対して、高エネルギー水素イオン照射及び電子線照射を行い、バル ク中にも照射欠陥を導入した。これらのイオン照射を種々のエネルギーを組み合わせることで、欠陥分布の 違いによる影響を検討した。この試料に対して重水素イオン照射を行い、昇温脱離法(TDS)によって重水素滞 留挙動を評価した。

### 2. 実験

アライドマテリアル社製歪取焼鈍済 W 試料(6 mm<sup> $\phi$ </sup>× 0.5 mm<sup>1</sup>)を高真空下で加熱処理した後、0.8 または 6 MeV Fe<sup>+</sup>照射(損傷量 0.1 dpa)した試料に対して、0.8 または 3 MeV H<sup>+</sup>照射(損傷量 6.0 × 10<sup>4</sup> dpa)を室温にて行った。また、2 MeV 電子線照射(損傷量 1.0×10<sup>-5</sup> dpa)した試料も作製した。その後、3 keV D<sub>2</sub><sup>+</sup>をイオンフラックス 1.0 × 10<sup>18</sup> D<sup>+</sup> m<sup>-2</sup> s<sup>-1</sup> でイオンフルエンス 1.0 × 10<sup>22</sup> D<sup>+</sup> m<sup>-2</sup> まで室温にて照射し、TDS を行った。

### 3. 結果

右図に 0.8 または 6 MeV Fe<sup>2+</sup>と、0.8 MeV H<sup>+</sup>を複合照射した試 料における TDS スペクトルを示す。0.8 MeV Fe<sup>+</sup> + 0.8 MeV H<sup>+</sup>照 射試料ではボイドにおける D 滞留量が減少した一方で、6 MeV Fe<sup>2+</sup> + 0.8 MeV H<sup>+</sup>照射試料では転位ループにおける滞留量が減少 した。先行研究<sup>[1]</sup>より、0.8 MeV Fe<sup>+</sup>と 6 MeV Fe<sup>2+</sup>照射ではそれぞ れ、転位ループ及びボイドの密度が欠陥深さによって異なること が分かっている。0.8 MeV H<sup>+</sup>照射によって点欠陥が増えたことで D の内部への拡散が抑制され、表面近傍の欠陥にのみ D が捕捉さ れたことでこのような違いが生じたと考えられる。



### 4. 参考文献

[1] Moeko Nakata, Yasuhisa Oya, et al., Fusion Engineering and Design, In press

\*WADA Takuro<sup>1)</sup>, NAKATA Moeko<sup>1)</sup>, YAMAZAKI Shota<sup>1)</sup>, KOIKE Ayaka<sup>1)</sup>, ZHAO Mingzhong<sup>1)</sup>, SUN Fei<sup>2)</sup>, HATANO Yuji<sup>3)</sup>, OYA Yasuhisa<sup>2)</sup>

1) Graduate School of Science and Technology, Shizuoka University, 2) Faculty of Science, Shizuoka University, 3) Hydrogen Isotope Research Center, University of Toyama

# 低放射化フェライト鋼 F82H 及び水素同位体透過低減用セラミック被覆中の 重水素滞留挙動に対するガンマ線照射効果

Gamma-Ray Irradiation Effects on Deuterium Retention Behavior in Reduced Activation Ferritic Steel F82H and Tritium Permeation Barrier Ceramic Coatings

\*中澤 章太<sup>1</sup>, 中村 和貴<sup>1</sup>, 藤田 光<sup>2</sup>, Hans Maier<sup>3</sup>, Thomas Schwarz-Selinger<sup>3</sup>, 波多野 雄治<sup>4</sup>, 芦川 直子 <sup>5,6</sup>, 居波 渉<sup>1</sup>, 川田 善正<sup>1</sup>, 近田 拓未<sup>1</sup>

1静岡大学,2東京大学,3マックスプランクプラズマ物理研究所,

4富山大学,5核融合科学研究所,6総合研究大学院大学

核融合炉では構造材料中のトリチウムインベントリの詳細な予測が求められるが、ガンマ線照射環境がトリ チウム滞留挙動に影響を及ぼす可能性がある。本研究では、種々の核融合炉候補材料に対して重水素曝露後 にガンマ線照射試験を実施し、その後の重水素深さ分析から材料中の重水素滞留挙動を調査した。

キーワード:トリチウム,滞留,ガンマ線,照射,構造材料

### 1. 緒言

核融合炉ブランケットにおいて、放射性同位体の安全管理と燃料効率の観点からトリチウムインベントリ の低減は重要課題の一つである。これまでブランケット構造材料候補の鋼材およびトリチウム透過低減被覆 の水素同位体滞留挙動が調べられてきたが、炉内の高線量率の放射線環境が滞留挙動に影響を及ぼす可能性 がある。そこで本研究では、鋼材及び近年研究が進展している水素同位体透過低減用セラミックス被覆を用 いて、水素同位体滞留挙動におけるガンマ線照射影響を調べた。

### 2. 実験手法

低放射化フェライト鋼 F82H(F82H-BA07 heat) 平板上に、マグネトロンスパッタリング法により酸化イットリウム(Y<sub>2</sub>O<sub>3</sub>)、炭化ケイ素(SiC)被覆を、また有機金属分解法により酸化ジルコニウム(ZrO<sub>2</sub>)被覆を 作製した。未被覆及び被覆試料に対して、80 kPaの重水素に 500 °C、50 時間曝露した後、コバルト 60 ガンマ 線照射装置を用いて吸収線量が最大1 MGy となるまで照射試験を行った。その後、690~4500 keV のヘリウ ム3 ビームを用いた核反応分析によって各試料の重水素深さ分布と重水素滞留量の評価を行った。

### 3. 結果·考察

ZrO<sub>2</sub>被覆中の重水素濃度は最表面で 1.1 at%程度であり、深さ方向で被覆の厚さ約 600 nm に至るまで減少 する分布を示した。さらに、吸収線量に伴い被覆中の重水素濃度が減少したことから、ガンマ線照射によっ て重水素が被覆から脱離していることが示された。一方、Y<sub>2</sub>O<sub>3</sub> 被覆では、いずれの試料も被覆内部の重水素 濃度は深さに依らずほぼ一定で 0.5 at%程度であり、また照射による変化は認められなかった。以上の結果か ら、被覆材料、また成膜手法によりガンマ線照射下における重水素滞留挙動が異なることが示された。発表 では、SiC 被覆及び未被覆 F82H に対する実験結果も合わせて報告する。

\*Shota Nakazawa<sup>1</sup>, Kazuki Nakamura<sup>1</sup>, Hikari Fujita<sup>2</sup>, Hans Maier<sup>3</sup>, Thomas Schwarz-Selinger<sup>3</sup>, Yuji Hatano<sup>4</sup>, Naoko Ashikawa<sup>5,6</sup>, Wataru Inami<sup>1</sup>, Yoshimasa Kawata<sup>1</sup> and Takumi Chikada<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Shizuoka Univ., <sup>2</sup>Univ. Tokyo, <sup>3</sup>MP-IPP, <sup>4</sup>Univ. Toyama, <sup>5</sup>NIFS, <sup>6</sup>SOKENDAI

# 鉄イオン照射量を変化させた 14MeV 中性子--鉄イオン複合照射タングステンへの 重水素プラズマ照射による滞留挙動

Defect distribution influence on retention behavior in deuterium plasma implanted tungsten

irradiated by neutron and Fe ion

\*山崎 翔太<sup>1</sup>, 仲田 萌子<sup>1</sup>, 小池 彩華<sup>1</sup>, 和田 拓郎<sup>1</sup>, 趙 明忠<sup>1</sup>, 孫 飛<sup>2</sup>, 桑原 竜弥<sup>3</sup>, 波多野 雄治<sup>4</sup>, 外山 健<sup>5</sup>, 大野哲靖<sup>3</sup>, 大矢 恭久<sup>1</sup>

1静岡大院,2静岡大理,3名大院工,4富山大水素研,5東北大金研

タングステン(W)中における水素同位体滞留挙動に及ぼす欠陥分布影響を調べるため、核融合中性子を照 射してバルクに欠陥を導入した W に対し鉄イオン(Fe<sup>2+</sup>)の損傷量を変化させて表面付近に欠陥を導入した試 料を作製した。この試料を用いて重水素(D)をイオン照射またはプラズマ照射により導入し、重水素滞留挙動 を評価した。その結果、中性子-Fe<sup>2+</sup> 複合照射によって生じる表面付近の欠陥密度の増加は、水素同位体の W 内部への拡散を抑制している可能性が示された。

キーワード:プラズマ照射,中性子照射,昇温脱離法,タングステン,重イオン照射

1. 緒言

核融合炉プラズマ対向壁材であるタングステン(W)には、炉運転時に14 MeV 中性子及び荷電粒子による深 さ分布の異なる照射欠陥が形成される。本研究では、W に対して中性子-Fe<sup>2+</sup>複合照射を行い、欠陥分布を制 御した W に対して重水素(D)を導入後に昇温脱離法(TDS)を行った。

### 2. 実験

アライドマテリアル社製歪取焼鈍済 W 試料(6 mm<sup>Φ</sup> × 0.5 mm<sup>t</sup>)を高真空下で加熱処理した後、室温での核融 合中性子照射(損傷量 2.5 × 10<sup>-7</sup>-6.3 × 10<sup>4</sup> dpa)に加え、6 MeV Fe<sup>2+</sup>照射(損傷量 0.1, 1 dpa)を室温にて行った。そ の後、1 keV D イオン(D<sub>2</sub><sup>+</sup>)をフラックス 1.0 × 10<sup>18</sup> D<sup>+</sup> m<sup>-2</sup> s<sup>-1</sup>でフルエンス 1.0 × 10<sup>22</sup> D<sup>+</sup> m<sup>-2</sup> までを室温にて照 射し、TDS を行った。

### 3. 結果、考察

図に種々の照射損傷を持つWにおけるDイオン照射試料 の重水素TDSスペクトルを示す。Fe<sup>2+</sup>単独照射試料では0.1dpa にある空孔クラスター由来のピークが成長することにより 1dpaではボイドのピークが大きくなっていると考えられる。 中性子-Fe<sup>2+</sup>複合照射試料ではFe<sup>2+</sup>単独照射試料に比べて全D 滞留量が減少し、この主な要因は転位ループおよびボイドに よるD滞留が減少したことである。これらの結果から、中性 子照射によって欠陥が増加したことにより、重水素導入時に Fe<sup>2</sup>:照射由来のバルク中の欠陥への拡散を抑制することによ り滞留量が減少していることが示唆された。



\*Shota Yamazaki<sup>1</sup>, Moeko Nakata<sup>1</sup>, Ayaka Koike<sup>1</sup>, Takuro Wada<sup>1</sup>, Mingzhong Zhao<sup>1</sup>, Fei Sun<sup>2</sup>, Tatsuya Kuwabara<sup>3</sup>, Yuji Hatano<sup>4</sup>, Takeshi Toyama<sup>5</sup>, Noriyasu Ohno<sup>3</sup>, and Yasuhisa Oya<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Grad. Sch. Sci. Tech., Shizuoka Univ., <sup>2</sup>Fac. Sci., Shizuoka Univ., <sup>3</sup>Grad. Sch. Eng., Nagoya Univ., <sup>4</sup>HIRC, Univ. of Toyama, <sup>5</sup>IMR, Tohoku Univ.

# マグネトロンスパッタリング法で作製したイットリア安定化ジルコニア被覆の 構造分析と水素同位体透過挙動

Characterization and Hydrogen Isotope Permeation Behavior of Yttria-stabilized Zirconia Coating Prepared by Magnetron Sputtering

\*遠藤 理帆<sup>1</sup>, 木村 圭佑<sup>1</sup>, 中村 和貴<sup>1</sup>, Michael Zielinski<sup>2</sup>, Johann Riesch<sup>2</sup>, 藤田 光<sup>3</sup>, 菱沼 良光<sup>4</sup>, 近田 拓未<sup>1</sup>

1静岡大学,2マックスプランクプラズマ物理研究所,3東京大学,4核融合科学研究所

核融合炉におけるトリチウムの透過漏洩を低減するために、構造材料に機能性被覆を施すことが検討されて おり、本研究では、高温耐性や破壊靭性に優れたイットリア安定化ジルコニア被覆をマグネトロンスパッタ リング法で作製し、構造分析と重水素透過試験を実施した。

キーワード:トリチウム,透過,被覆,イットリア安定化ジルコニア

### 1. 緒言

核融合炉ブランケットにおける構造材料からのトリチウムの透過漏洩の解決策として、配管等の内面にト リチウム透過低減被覆を施すことが検討され、これまで様々なセラミックスが被覆材料として検討されてき た。その中で、酸化ジルコニウムに酸化イットリウムを添加したイットリア安定化ジルコニア(YSZ)は耐熱 性や破壊靭性に優れており、より高い熱サイクル安定性や機械的強度を被覆に付与できる可能性がある。そ こで本研究では、マグネトロンスパッタリング法を用いて YSZ 被覆を作製し、構造分析と重水素透過試験を 実施することを通して、YSZ 被覆の最適な成膜条件と水素同位体透過低減被覆としての適応性を調査した。

### 2. 実験手法

低放射化フェライト鋼 F82H (Fe-8Cr-2W) 基板上に、基板温度を室温~300 ℃ で変化させ、イットリア濃度が 4 及び 10 mol%の YSZ (4, 10Y-YSZ) 被覆を反応性マグネトロンスパッタリング法で作製した。各試料に対して、X 線回析による結晶構造解析と走査型電子顕微鏡を用いた表面・断面観察を行った後に、ガス透過法による重水素透過試験を導入圧力 10~80 kPa、試験温度 300~600 ℃ の条件で行った。

### 3. 結果·考察

室温で成膜した 4 Y-YSZ 被覆に対する重水素透過試験の結果を 図に示す。透過試験温度の上昇に伴い、結晶粒の成長に起因すると 考えられる透過フラックスの減少が確認され、高温領域である 600 ℃ においても十分な透過低減性能を示した。また温度を上下させ ながら透過試験を繰り返したところ、透過量の大きな変化は確認 されず、熱サイクルに対する安定性が確認されたことから、YSZ の トリチウム透過低減被覆としての高い適応性が示された。当日の 発表では、基板温度を変化させて作製した 4Y 及び 10Y- YSZ 被覆 の構造分析と透過試験の結果についても報告する。



\*Riho Endoh<sup>1</sup>, Keisuke Kimura<sup>1</sup>, Kazuki Nakamura<sup>1</sup>, Michael Zielinski<sup>2</sup>, Johann Riesch<sup>2</sup>, Hikari Fujita<sup>3</sup>, Yoshimitsu Hishinuma<sup>4</sup>, and Takumi Chikada<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Shizuoka Univ., <sup>2</sup>MP-IPP, <sup>3</sup>Univ. Tokyo, <sup>4</sup>NIFS

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

# [2M01-03] Neutron Cross Section, Photo-Nuclear Reaction, Nuclear

Resonance Fluorescence

Chair:Nobuhiro Shigyo(Kyushu Univ.) Thu. Sep 12, 2019 9:30 AM - 10:20 AM Room M (Common Education Bildg. 3F A31)

# [2M01] Cross section measurement of hydrogen containing materials

\*Masahide Harada<sup>1</sup>, Yutaka Abe<sup>2</sup>, Makoto Teshigawara<sup>1</sup>, Motoki Ooi<sup>1</sup>, Yujiro Ikeda<sup>1</sup>, Kenichi Oikawa<sup>1</sup>, Kenji Nakajima<sup>1</sup>, Seiko Kawamura<sup>1</sup> (1. JAEA, 2. Kyoto Univ.) 9:30 AM - 9:45 AM

# [2M02] Target mass dependence of photo-neutron production with 17 MeV linearly polarized photons

\*Kim Tuyet Tran<sup>1</sup>, Toshiya Sanami<sup>1,2</sup>, Hirohito Yamazaki<sup>1,2</sup>, Toshiro Itoga<sup>3</sup>, Akihiro Takeuchi<sup>1</sup>, Yoshihiro Asano<sup>4</sup>, Shuji Miyamoto<sup>4</sup> (1. SOKENDAI (The Graduate University for Advanced Studies), 2. High Energy Accelerator Research Organization (KEK), 3. Japan Synchrotron Radiation Research Institude, 4. LASTI/University of Hyogo) 9:45 AM - 10:00 AM

[2M03] Nuclear resonance fluorescence experiment on Ni-58 using laser Compton scattering gamma-rays

\*Toshiyuki Shizuma<sup>1</sup>, Mohamed Omer<sup>2</sup>, Takehito Hayakawa<sup>1</sup>, Futoshi Minato<sup>2</sup>, Shunya Matsuba<sup>3</sup>, Hideaki Ohgaki<sup>4</sup>, Shuji Miyamoto<sup>5</sup> (1. QST, 2. JAEA, 3. JASRI, 4. Kyoto Univ., 5. Univ. of Hyogo)

10:00 AM - 10:15 AM

# 20~300Kにおける水素含有物質の断面積測定 (1)軽水とエタノール

Cross section measurement of hydrogen containing materials

(1) light water and ethanol

\*原田 正英<sup>1</sup>、安部 豊<sup>2</sup>、勅使河原 誠<sup>1</sup>、大井 元貴<sup>1</sup>、池田 裕二郎<sup>1</sup>、 及川 健一<sup>1</sup>、中島 健次<sup>1</sup>、河村 聖子<sup>1</sup> <sup>1</sup>原子力機構、<sup>2</sup>京都大学

J-PARC 核破砕中性子源に設置されている中性子実験装置 NOBORU 及び AMATERAS において、水素含 有物質の冷熱中性子領域における温度依存の全断面積及び散乱断面積の測定を開始した。軽水とエタノー ルを試料として測定し、断面積データを得ることができた。

キーワード:水素含有物質、断面積測定、温度依存性、冷熱中性子領域、J-PARC、NOBORU、AMATERAS

### 要旨

大型中性子源や小型中性子源で使用されている減速 材は、高い減速特性から、水素含有物質を用いること が多い。冷熱中性子での全断面積や散乱断面積を含む 散乱特性は、減速材の性能を決める重要なデータであ る。しかし、測定時期が古いものがあることや、測定 方法もまちまちであることから、将来的な中性子源開 発に向け、2018年度より、系統的な水素含有物質の断 面積測定を開始した。

測定は、J-PARC センターの物質生命科学実験施設の 核破砕中性子源に設置されている中性子ビームライン である NOBORU 及び AMATERAS を用いた。全断面 積の測定は NOBORU で、散乱断面積の測定は AMATERAS でそれぞれ行った。試料はアルミニウム製 セルに封入し、試料の温度は、20、100、200、300K



及び融点付近の温度点とした。全断面積の測定は、飛行時間法を用い、試料毎にエネルギー依存の中性子 透過率を測定し、全断面積に変換した。散乱断面積は、チョッパーで複数のエネルギーにチョッピングし、 散乱強度を測定することで、散乱断面積に変換した。

今回の発表では、水素含有物質の試料として、2018年度に実施した軽水及びエタノールの測定を対象とする。測定結果の一例を図1に示す。全断面積については、安部らの理論計算と比較した結果、軽水については、熱中性子領域で相違がみられたが、エタノールについては、良い一致を得た。軽水の不一致は、多重散乱の影響だと考えられる。詳細は、当日報告する。

<sup>1</sup>JAEA, <sup>2</sup>Kyoto Univ.

<sup>\*</sup>Masahide Harada<sup>1</sup>, Yutaka Abe<sup>2</sup>, Makoto Teshigawara<sup>1</sup>, Motoki Ooi<sup>1</sup>, Yujiro Ikeda<sup>1</sup>, Kenichi Oikawa<sup>1</sup>, Kenji Nakajima<sup>1</sup> and Seiko Kawamura<sup>1</sup>

# Target mass dependence of photo-neutron production with 17 MeV linearly polarized photons \*T.K.Tuyet<sup>1</sup>, T.Sanami<sup>1,2</sup>, H.Yamazaki<sup>1,2</sup>, T.Itoga<sup>3</sup>, A.Takeuchi<sup>1</sup>, S.Miyamoto<sup>4</sup> and Y.Asano<sup>4</sup> <sup>1</sup>SOKENDAI, <sup>2</sup>KEK, <sup>3</sup>JASRI, <sup>4</sup>University of Hyogo

Double differential cross section of photo-neutron production was measured for 17 MeV polarized photon on Ti, Fe, Cu, Au and Pb target at NewSUBARU-BL01 facility. Target mass dependence of the neutron spectrum was observed for evaporation and direct component.

Keywords: photo-neutron, polarized photon, time-of-flight, neutron spectrum, double differential cross section.

**1. Introduction**: Neutron production of photo-nuclear reaction is an essential process for studying dosimetry and shielding design of an electron accelerator. Until now, neutron spectra of 17 MeV polarized photon on Au target were measured and then angular dependency of evaporation and direct component were observed [1]. To reveal atomic mass dependence of the neutron production, we took experimental data of neutron spectrum for various atomic mass targets at giant dipole resonance energy that provides the highest yield of neutrons.

**2. Experiment**: The experiment was done at NewSUBARU-BL01, Hyogo-Japan. The procedure is almost identical with the previous study [1]. Figure 1 shows a schematic drawing of experimental setup. The 17 MeV linearly polarized photons were produced by the collision of the polarized laser (Nd:YVO4 laser at 1.064  $\mu$ m, 20 W) and electron beam with 982.4 MeV of energy. A plastic scintillator, 5 mm in thickness, was used to estimate the number of incident photons at upstream of the target. The photon beam was collimated into the center of the target. The targets, Ti, Fe, Cu, Au, and Pb, were prepared as cylindrical pills with the same diameter of 1 cm and different thickness 4 cm, 2 cm, 2 cm, 1 cm and 1 cm, respectively. An NE213 organic liquid scintillator (12.7 cm  $\phi \times 12.7$  cm L) was set at 90 degrees horizontally with

respected to the photon beam axis. In this report, we present the results of NE213 scintillator at  $90^{0}$  horizontal. The energy of photo-neutron was measured by a time-of-flight (TOF) method. The pulse shape discrimination (PSD) method was realized to separate photo-neutron and gamma.

**3. Data analysis** : The energy threshold employed for analysis was 0.25 MeVee. The time walk effect was corrected with the fitting function as the correlation of TDC and QDC [2]. The neutron energy histogram was obtained by converting TOF histogram. The efficiency of neutron detector was estimated by SCINFUL-QMD simulation. The energy spectrum was normalized by the solid angle and the number of incident photons.

**4. Result** : Figure 2 shows the photo-neutron production double differential cross section for different targets. The shapes are different due to the difference in disintegration energy of neutron and the number of nuclei in each target. The cross-section of the Pb target is highest, while the cross-section of the Ti target is lowest. Similar energy dependences of the cross-section were seen for pairs of Pb and Au targets, and Fe and Cu targets. For these targets, direct component was observed.

### References

[1] Y.Kirihara at al., EPJ Web of Conferences **153**, 01019 (2017)

[2] L.Heilbronn at al., Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A 522 (2004) 495-503



Figure 1 Schematic drawing of experimental setup



Figure 2. Double differential cross section of neutron production for targets
# レーザーコンプトンガンマ線を用いた Ni-58 の核共鳴蛍光散乱実験

Nuclear resonance fluorescence experiment on Ni-58 using laser Compton scattering gamma-rays

\*静間 俊行<sup>1</sup>, モハマド オマル<sup>2</sup>, 早川 岳人<sup>1</sup>, 湊 太志<sup>2</sup>,

松葉 俊哉<sup>3</sup>, 大垣 英明<sup>4</sup>, 宮本 修治<sup>5</sup>

<sup>1</sup>量研,<sup>2</sup>原子力機構,<sup>3</sup>JASRI,<sup>4</sup>京大,<sup>5</sup>兵庫県大

直線偏光レーザーコンプトンガンマ線を用いて Ni-58 の核共鳴蛍光散乱実験を行った。入射ガンマ線の偏光 面と散乱ガンマ線の放出角度の相関から遷移の多重極度(El または Ml)を決定し、エネルギー6MeV から 11MeV 領域の El 及び Ml 遷移強度を求めた。

キーワード:レーザーコンプトンガンマ線、核共鳴蛍光散乱、双極子遷移

#### 1. 緒言

鉄領域核では、主に f<sub>7/2</sub>軌道から f<sub>5/2</sub> への核子スピンの変化を伴う1粒子・1空孔励起に起因する磁気双極子(M1)遷移が起き、その強度分布には、芯偏極、2粒子・2空孔励起による高次配位混合やテンソル力などの残留相互作用が寄与する。しかしながら、これまでの測定では M1 遷移と電気双極子(E1)遷移との識別が困難なため、Ni-58 の E1 遷移や M1 遷移の強度分布がよくわかっていなかった。そこで、直線偏光レーザ ーコンプトンガンマ線を用いて Ni-58 の核共鳴蛍光散乱実験を行った。

#### 2. 核共鳴蛍光散乱実験

実験は兵庫県立大学・高度産業科学技術研究所のニュースバル放射光施設において行った。最大エネルギー6.1、7.1、8.2、8.8、9.3、9.8、10.5、11.3 MeV のレーザーコンプトンガンマ線を生成し、高濃縮 Ni-58 標的に照射した。入射ガンマ線の偏光面を垂直方向に固定し、水平方向と垂直方向に設置した相対検出効率 70%

~140%の高純度ゲルマニウム検出器3台を用いて、共鳴 散乱ガンマ線の測定を行った。

#### 3. 結果

図1に、入射ガンマ線の偏光面に対して平行な方向(上 図)と垂直な方向(下図)に散乱した共鳴ガンマ線のエ ネルギースペクトルを示している。本実験から、エネル ギー6MeV から 11MeV 領域において、56 本の散乱ガン マ線を観測し、入射ガンマ線の偏光面に対する散乱ガン マ線強度の非対称度を用いて、遷移の多重極度(E1また は、M1)を決定した。また、この領域の全 E1及び全 M1 遷移強度を、それぞれ、0.085(2) e<sup>2</sup>fm<sup>2</sup>、2.9(1) µ<sup>2</sup>と求め た。



図1. 散乱ガンマ線のエネルギースペクトル

\*Toshiyuki Shizuma<sup>1</sup>, Mohamed Omer<sup>2</sup>, Takehito Hayakawa<sup>1</sup>, Futoshi Minato<sup>2</sup>, Shunya Matsuba<sup>3</sup>, Hideaki Ohgaki<sup>4</sup>, Shuji Miyamoto<sup>5</sup> <sup>1</sup>QST, <sup>2</sup>JAEA, <sup>3</sup>JASRI, <sup>4</sup>Kyototo Univ., <sup>5</sup>Univ. of Hyogo Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 201-1 Nuclear Physics, Nuclear Data Measurement/Evaluation/Validation, Nuclear Reaction Technology

# [2M04-06] Library, Neutron Flux Calculation

Chair:Masahide Harada(JAEA)

Thu. Sep 12, 2019 10:20 AM - 11:10 AM Room M (Common Education Bildg. 3F A31)

# [2M04] P-table problem of heating number in FENDL-3.1d ACE file (2) \*Chikara Konno<sup>1</sup>, Saerom Kwon<sup>2</sup> (1. JAEA, 2. QST)

10:20 AM - 10:35 AM

# [2M05] Problem on neutron production data of charged particle induced files in TENDL-2017

\*Saerom Kwon<sup>1</sup>, Chikara Konno<sup>2</sup>, Masayuki Ohta<sup>1</sup>, Satoshi Sato<sup>1</sup>, Atsushi Kasugai<sup>1</sup> (1. QST, 2. JAEA)

10:35 AM - 10:50 AM

# [2M06] Calculation of 3D neutron flux distribution in the HTTR using MCNP6

\*Hai Quan Ho<sup>1</sup>, Nozomu Fujimoto<sup>2</sup>, Shimpei Hamamoto<sup>1</sup>, Toshiaki Ishii<sup>1</sup>, Satoru Nagasumi<sup>1</sup>, Etsuo Ishitsuka<sup>1</sup> (1. JAEA, 2. Kyushu Univ.)

10:50 AM - 11:05 AM

# FENDL-3.1d ACE ファイルの発熱数の確率テーブルの問題 (2)

P-table problem of heating number in FENDL-3.1d ACE file (2)

\*今野 力1、権 セロム2

1日本原子力研究開発機構、2量子科学技術研究開発機構

原子力学会 2019 年春の年会で指摘した FENDL-3.1d の非分離共鳴データのある 33 核種の ACE ファ イルに入っている発熱数の確率テーブルに負の値が入っている問題の新たな対処方法を考案するとと もに、他の主要核データライブラリの ACE ファイルの発熱数の確率テーブルについても調べた。

**キーワード**: FENDL-3.1d, ACE ファイル, 非分離共鳴, 確率テーブル, 発熱数, NJOY

#### 1. 緒言

原子力学会 2019 年春の年会で、核融合炉用核データライブラリ FENDL-3.1d の非分離共鳴データの ある 33 核種の ACE ファイルの発熱数の確率テーブルに負の値が入っていることを報告し、その原因を 明らかにするとともに対処方法を提案した。この対処方法は発熱数の非分離共鳴の自己遮蔽を補正しな いようにしたものであるが、発熱数でも非分離共鳴の自己遮蔽は生じるため、この方法は厳密には正し くない。そこで、今回、新たな解決方法を考案したので報告する。また、FENDL-3.1d 以外の核データ ライブラリの ACE ファイルの発熱数の確率テーブルの現状を調べたので、その結果も報告する。

#### 2. 新たな対処方法

発熱数の確率テーブルに負の値が入った原因は、核データライ ブラリのエネルギーバランスの崩れに対処するため、全 KERMA (核発熱定数)のみ運動学的手法で計算するように核データ処理 コード NJOY を IAEA が修正されたが、部分 KERMA はエネルギ ーバランス法で計算するようになっていて、運動学的手法の全 KERMA とエネルギーバランス法の部分 KERMA で整合性がとれ なかったことにある。そこで、今回、部分 KERMA も運動学的手 法で計算するように NJOY をさらに修正し、発熱数の非分離共鳴 の自己遮蔽補正のための発熱数の確率テーブルを適切に設定でき るようにした(図 1)。



#### 3. FENDL-3.1d 以外の主要核データライブラリの ACE ファイルの発熱数の確率テーブルの現状

これまで FENDL-3.1d について調べてきたが、他の主要核データライブラリの ACE ファイルの発熱 数の確率テーブルの現状も調べた。PHITS コードに付属の JENDL-4.0 の ACE ファイルでは、発熱数 の確率テーブルが負になった 130 核種に対し NJOY 非分離共鳴処理をスキップして発熱数の確率テー ブルに負の値が入る問題を回避していた。MCNP コードに付属の ENDF/B-VIII.0 ACE ファイルでは、 原子力学会 2019 年春の年会で提案した方法をすでに使い、発熱数の非分離共鳴の自己遮蔽補正をしな いことでこの問題を回避していた。OECD/NEA から公開されている JEFF-3.3 の ACE ファイルでは、 20 核種程度で発熱数の確率テーブルに負の値が入っていた。今回の方法あるいは原子力学会 2019 年春 の年会で提案した方法を用いて JEFF-3.3 の ACE ファイルは改定する必要がある。TENDL-2017 のホ ームページから公開されている TENDL-2017 の ACE ファイルでは、発熱数の確率テーブルは不思議 なことに全核種で全て 0.0 になっていた。

#### 4. まとめ

FENDL-3.1d の非分離共鳴データのある 33 核種の ACE ファイルに入っている発熱数の確率テーブルに負の値が入っている問題の新たな対処方法を考案した。また、OECD/NEA から公開されている JEFF-3.3 の ACE ファイルの発熱数の確率テーブルにも負の値が入っていることも明らかにした。

\*Chikara Konno<sup>1</sup>, Saerom Kwon<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency, <sup>2</sup>National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

## TENDL-2017の荷電粒子入射ファイルの中性子生成データの問題点

Problem on neutron production data of charged particle induced files in TENDL-2017

\*権 セロム<sup>1</sup>, 今野 力<sup>2</sup>, 太田 雅之<sup>1</sup>, 佐藤 聡<sup>1</sup>, 春日井 敦<sup>1</sup> <sup>1</sup>量子科学技術研究開発機構,<sup>2</sup>日本原子力研究開発機構

A-FNSの核解析の研究において、TENDL-2017の重陽子入射のENDFファイルは3種類公開されているが、 それらの間で中性子生成断面積、生成中性子エネルギースペクトルが大きく異なることを見つけた。この問 題はTENDL-2017の重陽子入射ファイルを用いた核解析に大きな影響を与える恐れがある。

キーワード:核融合中性子源 A-FNS、TENDL-2017、荷電粒子入射ファイル、中性子生成データ

#### 1. 緒言

核融合中性子源 A-FNS は 40MeV まで加速した重陽子を液体リチウムターゲットに入射させ、Li(d,xn) 反応で発生する中性子を利用する施設である。A-FNS 核解析では中性子入射ファイルの核データだけでなく、 今後、FENDL-3.1d や TENDL-2017 の重陽子入射ファイルを用いたモンテカルロ計算を検討している。FENDL の多くのデータは TENDL 由来のものであり、ほとんどの核種・反応断面積データが用意されている TENDL との比較は不可欠と考えられる。TENDL-2017 の荷電粒子入射ファイルは 1 つではなく 3 種類あり、形式は 異なっていても同じデータが入っているべきであるが、最近、<sup>9</sup>Be のアルファ入射ファイルの中性子生成デー タが違っていることが指摘されている[1]。今回、A-FNS 核解析で使うことを検討している TENDL-2017 の重 陽子入射ファイルの主要核種の中性子生成データを調べたので報告する。

#### 2. 検討手法及び結果

対象核種の重陽子入射ファイルの3種類(The TENDL file [公 式 ACE ファイルあり], Special ENDF file, Another special ENDF file)を、TENDL-2017の公式ホームページからダウンロードし、 NJOY2016で処理して ACE ファイルを作成した。NJOYの出力 ファイルから中性子生成断面積、生成中性子エネルギースペク トルを抽出し、3種類のファイルで比較した。例として<sup>9</sup>Be と <sup>56</sup>Fe の中性子生成断面積を図1、2に示す。Special ENDF file の 中性子生成断面積が他の2つのファイルのものより 15MeV (<sup>9</sup>Be)、30MeV(<sup>56</sup>Fe)以上で大きく異なっている。また、Be-9 では The TENDL file の生成中性子スペクトルが 20MeV 以下で他 の2つのファイルと異なっていた。

#### 3. まとめ

TENDL-2017 の主要核種の 3 種類の重陽子入射ファイルを調 べ、中性子生成断面積と生成中性子エネルギースペクトルが大 きく異なる核種があることを明らかにした。中性子生成断面積、 生成中性子エネルギースペクトルの差は核解析結果にも大きな 影響を与えると考えられる。発表では核解析の結果を含め、どの ファイルを使うべきかを示す。





図 2.<sup>56</sup>Fe の中性子生成断面積.

#### 参考文献

[1] K. L. Paaren and H. K. Lee, Applied Radiation and Isotopes 146 (2019) 104-114.

\*Saerom Kwon<sup>1</sup>, Chikara Konno<sup>2</sup>, Masayuki Ohta<sup>1</sup>, Satoshi Sato<sup>1</sup> and Atsushi Kasugai<sup>1</sup>

<sup>1</sup>National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

<sup>2</sup>Japan Atomic Energy Agency

#### Calculation of 3D neutron flux distribution in the HTTR using MCNP6

<sup>\*</sup>Hai Quan Ho<sup>1</sup>, Nozomu Fujimoto<sup>2</sup>, Shimpei Hamamoto<sup>1</sup>, Toshiaki Ishii<sup>1</sup>, Satoru Nagasumi<sup>1</sup>, Etsuo Ishitsuka<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Oarai Research and Development Institute, Japan Atomic Energy Agency <sup>2</sup>Department of Applied Quantum Physics and Nuclear Engineering, Kyushu University

#### Abstract

A detail 3D thermal/fast neutron flux in the HTTR core was calculated using the Monte-Carlo MCNP6 code with FMESH tally. The results are useful for understanding the neutronic characteristic as well as for the core optimization and safety analyses of the HTTR.

Keywords: HTTR, HTGR, MCNP, 3D, neutron flux.

**1. Introduction** High temperature engineering test reactor (HTTR) is the first Japanese high temperature gas cooled reactor (HTGR), which was constructed to upgrade the basic technology for the HTGRs. This study aims to provide a detailed neutron flux distribution in the HTTR core. First, the whole core of HTTR was modelled with Monte-Carlo MCNP6 code. Next, detail 3D neutron flux distribution was constructed with FMESH tally function.

**2. Method** The HTTR is a prismatic type of HTGR, containing 30 fuel columns with 5 stacking fuel blocks per each column. The fuel block is a graphite hexagonal block, with 36 cm in width across and 58 cm in height. There are 31 or 33 fuel rods in each fuel block, in which the average enrichment of uranium is about 6wt%. The HTTR also contains 16 columns for control rod guide blocks, 12 for replaceable reflector blocks, and three for irradiation test blocks. The whole core of HTTR was simulated with as much detail as feasibly possible. The MCNP6 modelling of the HTTR is shown in Fig. 1. MCNP6 provides the FMESH tally, which allows the user to get the tallies in a very fine mesh. This study used the mesh tallies with dimensions of  $430 \times 430 \times 10$  in *x*, *y* and *z* directions, respectively. The tallies were divided into two energy bins, thermal and fast, using an energy threshold of 2.38 eV. The KCODE option was used for neutronic and criticality calculation.



**3. Results and conclusions** With  $20 \times 10^6$  neutron history, the neutron flux could be achieved with a relative error of about 1%. The 3D thermal and fast neutron flux are shown in Figs. 2 and 3, respectively. It can be seen in Fig. 2 that the thermal flux is highest at the center of the core, followed by at the replaceable blocks. The thermal flux at the fuel rods is not so high due to less moderation here. According to Fig. 3, the fast neutron flux is only significant in the fuel region. It decreases remarkably at the reflector region and permanent reflector region because of the good moderation of graphite moderator. In conclusion, this study calculated and constructed the 3D thermal/fast neutron flux for the HTTR using MCNP6 code. The flux could be obtained in detail even for every fuel rod. This result is useful for understanding the neutronic behavior as well as for future core optimization and safety analysis of the HTTR.

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

# [2M07-09] Uncertainty, Covariance

Chair:Chikara Konno(JAEA) Thu. Sep 12, 2019 11:10 AM - 12:00 PM Room M (Common Education Bildg. 3F A31)

- [2M07] A study of uncertainty due to nuclear data in a long-lived fission product (LLFP) transmutation system utilizing a fast reactor \*Tsunenori Inakura<sup>1</sup>, Naoki Yamano<sup>1</sup>, Chikako Ishizuka<sup>1</sup>, Satoshi Chiba<sup>1</sup> (1. Tokyo Tech.) 11:10 AM - 11:25 AM
- [2M08] A study of uncertainty due to nuclear data in a long-lived fission product (LLFP) transmutation system utilizing a fast reactor \*Naoki Yamano<sup>1</sup>, Tsunenori Inakura<sup>1</sup>, Chikako Ishizuka<sup>1</sup>, Satoshi Chiba<sup>1</sup> (1. Tokyo Tech) 11:25 AM - 11:40 AM
- [2M09] Estimation of covariance of neutron cross sections for decommissioning \*Tatsuki Amitani<sup>1</sup>, Tsunenori Inakura<sup>1</sup>, Naoki Yamano<sup>1</sup>, Ken-ichi Tanaka<sup>2</sup>, Chikako Ishizuka<sup>1</sup>, Satoshi Chiba<sup>1</sup> (1. Tokyo Tech, 2. IAE) 11:40 AM - 11:55 AM

# 高速炉を活用した長寿命核分裂生成物(LLFP)核変換システムにおける

# 核データに起因する不確かさの検討

# (1) LLFP の中性子捕獲断面積の共分散推定

A study of uncertainty due to nuclear data in a long-lived fission product (LLFP)

transmutation system utilizing a fast reactor

(1) Estimation of covariance of neutron capture cross section of LLFP

\*稲倉 恒法1, 山野 直樹1, 石塚 知香子1, 千葉 敏1

1東京工業大学先導原子力研究所

高速炉を活用した革新的な長寿命核分裂(LLFP)の核変換システムの設計において、LLFP核種の中性子捕獲 断面積の誤差評価は重要である。中性子捕獲断面積の共分散を評価することで、核変換などの誤差を定量的 に評価できるようになる。LLFP について、核データ評価コード群T6を用いて中性子捕獲断面積の共分散を 推定した。

# キーワード: LLFP, 中性子捕獲断面積, 共分散, 不確かさ評価, T6

#### 1. 緒言

長寿命核分裂生成物(LLFP)の核変換技術は、地層処分の安全性向上並びに環境負荷低減の観点から重要で ある。高速炉を活用する革新的な核変換システムにおいて、従来に比べ飛躍的に高いLLFP核変換効率を達成 するためには、LLFP核種の中性子捕獲断面積の誤差に起因する核変換特性の不確かさ評価は重要な課題であ る。本研究では、核データ評価コード群T6[1]でLLFP 6核種の断面積の不確かさを評価した。

#### 2. 手法

T6は核データライブラリを評価して共分散を生成するコード群であるが、種々のパラメータはTENDL用に調整されている。我々はLLFP核種の中性子捕獲断面積がJENDL-4.0に沿うように、1)共鳴パラメータを JENDL-4.0の値に置き換え、2)スムースパートのパラメータを調整して、可能な限りJENDL-4.0の断面積を 再現した。この断面積が平均値となるように、事前分布に基づいてパラメータに 1000通りの揺動を加えて断 面積を計算した。これらの断面積を用いて、JENDL-4.0を基準とした断面積の共分散を計算した。

#### 3. 結論

T6を用いてLLFP 6核種(<sup>79</sup>Se, <sup>93</sup>Zr, <sup>99</sup>Tc, <sup>107</sup>Pd, <sup>129</sup>I, <sup>135</sup>Cs) の中性子捕獲断面積の共分散を推定した。図1に推定し た<sup>107</sup>Pdの中性子捕獲断面積の共分散を示す。

謝辞:本研究は原子力システム研究開発事業による令和 元年度の文部科学省から東工大への委託事業「高速炉を 活用したLLFP核変換システムの開発研究」の成果であ る。

#### 参考文献

[1] A.J. Koning, D.Rochman, Ann. Nucl. Energy 35 (2008)2024-2030.



\*Tsunenori Inakura<sup>1</sup>, Naoki Yamamo<sup>1</sup>, Chikako Ishizuka<sup>1</sup> and Satoshi Chiba<sup>1</sup> <sup>1</sup>Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology.



<sup>2019</sup>年日本原子力学会

# 高速炉を活用した長寿命核分裂生成物(LLFP)核変換システムにおける 核データに起因する不確かさの検討

# (2) LLFP の中性子捕獲断面積誤差による反応率の不確定性

A study of uncertainty due to nuclear data in a long-lived fission product (LLFP)

transmutation system utilizing a fast reactor

(2) Uncertainty of reaction rate due to neutron capture cross section error of LLFP

\*山野 直樹1,稲倉 恒法1,石塚 知香子1,千葉 敏1

#### 1東京工業大学 先導原子力研究所

高速炉を活用した革新的な長寿命核分裂生成物(LLFP)の核変換システムの設計において,LLFP 核種の中 性子捕獲反応断面積の誤差に起因する核変換特性の不確かさ評価は重要な課題である。T6システムを用いて 推定した中性子捕獲反応断面積の誤差を用いて,高い核変換効率を可能とする核変換ターゲット集合体の LLFP4核種同時照射条件における各LLFP 核種の反応率の不確かさを解析した。

# キーワード:高速炉,核変換システム,長寿命核分裂生成物,中性子捕獲反応断面積,核変換率,不確かさ 解析

#### 1. 緒言

有害度の高い長寿命核分裂生成物(LLFP)の核変換技術は,地層処分の安全性向上並びに環境負荷低減の 観点から有用である。高速炉を活用する革新的な核変換システムにおいて,従来に比べ飛躍的に高いLLFP核 変換効率を達成するためには,LLFP核種の中性子断面積の誤差に起因する核変換特性の不確かさ評価は重要 な課題である。本研究では,断面積計算コード TALYS を内包する T6 コード[1]で LLFP 核種の断面積の不確 かさを評価し,トータルモンテカルロ計算法(TMC)を用いて LLFP 核種の核変換率の不確かさを解析した。

#### 2. 手法

T6 を用いて JENDL-4.0 の LLFP 断面積を再現した後に,各種モデルパ ラメータをランダムに振って 1000 個の核データランダムファイルを生 成した。図1に示す LLFP4 核種を含む集合体をプランケット領域第1層 に配置した「もんじゅ」相当の核変換炉の炉心計算(MVP-II 及び MARBLE2)で得られた中性子スペクトルを用いて,このランダムファイ ルから 1000 セットの1群断面積を作成し,TMC による1年照射におけ る生成消滅計算によって LLFP 核種の核変換率とその不確かさを算出し た。



図1 LLFP4核種集合体構成

#### 3. 結論

TMC で得られた結果を表1に示す。これらの計算を通して,核データライブラリの断面積の不確かさの影響を評価する手法を構築した。

謝辞:本研究は原子力システム研究開発事業による令和元年度の文部科学省から東京工業大学への委託事業「高速炉を活用したLLFP核変換システムの開発研究」の成果である。

#### 参考文献

[1] A.J. Koning, D. Rochman, Ann. Nucl. Energy 35 (2008) 2024-2030.

\*Naoki Yamano<sup>1</sup>, Tsunenori Inakura<sup>1</sup>, Chikako Ishizuka<sup>1</sup> and Satoshi Chiba<sup>1</sup> <sup>1</sup>Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology.

#### 表1 TMC による核変換率

LLFP nuclide	Transmuatation rate per year	Uncertainty
Tc-99	21.468%	2.415%
Pd-107	11.875%	0.573%
I-129	9.912%	0.644%
Se-79	37.015%	5.640%

2019年秋の大会

# 原子炉廃止措置のための中性子断面積の共分散推定

Estimation of covariance of neutron cross sections for reactor decommissioning

\*網谷 達輝<sup>1</sup>, 稲倉 恒法<sup>1</sup>, 山野 直樹<sup>1</sup>, 田中 健一<sup>2</sup>, 石塚 知香子<sup>1</sup>, 千葉 敏<sup>1</sup>

1東工大,2エネ総研

原子力施設の廃止措置で大量に発生する低レベル廃棄物(L1 から L3 及びクリアランス)の処理処分の最適 化には、評価対象となる核種に対する信頼性の高い計算による評価及び測定並びにそれらの持つ不確かさを 正しく把握することが不可欠である。前者の計算では、これまで評価対象となる核種ごとの断面積の不確か さを考慮した評価が行われてこなかった。本研究では、クリアランス検認において重要であると考えられる 核種について、計算による評価の不確かさを把握するために必要な核データ評価コード群 T6 を用いて Bayesian Monte Carlo 法により中性子断面積の共分散を推定した。

キーワード:廃止措置,クリアランス,不確かさ,中性子断面積,共分散, Bayesian Monte Carlo

#### 1. 緒言

原子力施設の廃止措置において発生する放射性廃棄物のクリアランス検認では、対象物の核種組成比デー タは一般に計算コードを用いて算出される。この計算結果の信頼性は、計算コードの入力データである 1)対 象物の不純物を含むオリジナルの核種組成、2)照射条件及び 3)断面積ライブラリに依存する。よって、この 3 種類の入力データに由来する不確かさを適切に把握することで、評価値から過度の安全尤度を排除できる。 本研究では、クリアランスレベルと核種組成比の観点から重要であると考えられる親核種である <sup>62</sup>Ni と <sup>59</sup>Co について、従来取り扱われなかった断面積ライブラリの不確かさが評価全体に与える影響を定量的に評価す るため、これらの中性子断面積の共分散を推定する。

#### 2. T6 を用いた共分散推定

T6[1]は、NRG Petten で開発された、Bayesian Monte Carlo 法に基づいて核データライブラリ及び共分散を生 成するプログラム群の総称である。内在する様々なパラメータが TENDL 用に調整されているが、我々は JENDL-4.0 に対する共分散を推定するため、1)共鳴パラメータを JENDL-4.0 の値に置き換え、2)スムースパー トのパラメータを調整して可能な限り JENDL-4.0 の断面積を再現し、それが平均値となるように事前分布に 基づいてパラメータに 1,000 パターンの揺動を加えて断面積データを計算する。これにより、評価された核 データを基準として、偏差を持った核データを大量に生成し、それを基に核データの共分散を計算できる。 以上の手法により 1,000 個のランダム計算ファイルを作成すると共に、共分散データを有する ENDF-6 フォ ーマットのファイルを作成する。前者は Total Monte Carlo 法で用いるデータであり、後者は感度解析コード の入力データとなる。本研究ではこのように JENDL-4.0 に対する不確かさを二通りの方法で推定する。

#### 3. 結論

T6 を用いて <sup>62</sup>Ni と <sup>59</sup>Co の中性子断面積の共分散をそれぞれ推定した。今後、今回対象としなかった核種 についても同様の共分散推定を行うとともに、得られた結果を廃棄物の放射化問題に適用する予定である。 謝辞:本研究は東工大と中部電力の共同研究「クリアランス検認で求められる放射能評価の不確かさの研究」 の成果を含みます。

#### 参考文献

[1] A. J. Koning and D. Rochman, Nuclear Data Sheets 113, 2841 (2012)

\*Tatsuki Amitani<sup>1</sup>, Tsunenori Inakura<sup>1</sup>, Naoki Yamano<sup>1</sup>, Ken-ichi Tanaka<sup>2</sup>, Chikako Ishizuka<sup>1</sup> and Satoshi Chiba<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Tokyo Tech, <sup>2</sup>IAE

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

# [2M10-14] Charged Particle Reaction

Chair:Masayuki Hagiwara(KEK)

Thu. Sep 12, 2019 2:45 PM - 4:05 PM Room M (Common Education Bildg. 3F A31)

[2M10] Measurement of Fe displacement cross section for proton energy region between 0.4 and 3 GeV

> \*Shin-ichiro Meigo<sup>1</sup>, Hiroki Matsuda<sup>1</sup>, Yosuke Iwamoto<sup>1</sup>, Makoto Yoshida<sup>2</sup>, Hiroki Iwamoto<sup>1</sup>, Fujio Maekawa<sup>1</sup>, Shoichi Hasegawa<sup>1</sup>, Shunsuke Makimura<sup>2</sup>, Tatsushi Nakamoto<sup>2</sup>, Taku Ishida<sup>2</sup> (1. JAEA/J-PARC, 2. KEK/J-PARC)

2:45 PM - 3:00 PM

[2M11] Measurement of nuclide production cross section with 0.4 - 3.0 GeV proton beams at J-PARC(III)

\*Hiroki Matsuda<sup>1</sup>, Hayato Takeshita<sup>1,2</sup>, Shin-ichiro Meigo<sup>1</sup>, Hiroki Iwamoto<sup>1</sup>, Fujio Maekawa<sup>1</sup> (1. JAEA, 2. Kyushu Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM

[2M12] Measurement of nuclide production cross section with 0.4 - 3.0 GeV proton beams at J-PARC(III)

\*Hayato Takeshita<sup>1</sup>, Shin-ichiro Meigo<sup>2</sup>, Hiroki Matsuda<sup>2</sup>, Hiroki Iwamoto<sup>2</sup>, Fujio Maekawa<sup>2</sup> (1. Kyushu Univ., 2. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

- [2M13] Charged particles emission at incident reaction of 100MeV/u<sup>12</sup>C-beam \*Kazuhito Yoshida<sup>1</sup>, Motoharu Fuji<sup>1</sup>, Yuji Yamaguchi<sup>1</sup>, Toshiya Sanami<sup>2</sup>, Matsufuji Naruhiro<sup>3</sup>, Yusuke Koba<sup>3</sup>, Yosuke Iwamoto<sup>4</sup>, Yusuke Uozumi<sup>1</sup> (1. Kyushu Univ., 2. KEK, 3. QST, 4. JAEA) 3:30 PM - 3:45 PM
- [2M14] Calculation of (p,α x) reaction with Intra nuclear cascade model. \*Yuki Fukuda<sup>1</sup>, Yusuke Uozumi<sup>1</sup> (1. Kyushu Univ.) 3:45 PM - 4:00 PM

# 0.4-3 GeV 領域の陽子入射における鉄の弾き出し断面積の測定

Measurement of Fe displacement cross section for proton energy region between 0.4 and 3 GeV \*明午 伸一郎<sup>1</sup>, 松田 洋樹<sup>1</sup>, 岩元 洋介<sup>1</sup>, 吉田 誠<sup>2</sup>, 長谷川 勝一<sup>1</sup>, 中本 建志<sup>2</sup>, 牧村 俊助<sup>2</sup>, 前川 藤夫<sup>1</sup>, 岩元 大樹<sup>1</sup>, 石田 卓<sup>2</sup> <sup>1</sup>J-PARC 原子力機構, <sup>2</sup>J-PARC KEK

加速器駆動核変換システム(ADS)等の大強度陽子加速器施設に用いられるビーム窓の損傷評価の高度 化のため、J-PARCセンターの加速器施設において、運動エネルギー領域が0.4 - 3 GeV となる陽子によ る鉄の弾き出し断面積の測定を行った。本実験結果と計算との比較検討を行った。

キーワード: 弾き出し断面積, 数 GeV 陽子, 鉄, PHITS, J-PARC, NRT モデル, arc-DPA モデル

#### 1. 緒言

加速器駆動核変換システム(ADS)等の大強度陽子加速器施設では、ビーム窓や標的に用いられる材料の損 傷評価が重要となる。損傷の指標として弾き出し損傷(DPA)が用いられるが、NRT モデルに基づく弾き出 し断面積と粒子束の積分により導出される。陽子の20 MeV 以上のエネルギー領域では、弾き出し断面積 の殆ど測定されていないため、計算モデルの十分な検討がされていない。一方、大強度陽子加速器施設の 機器の寿命評価はDPA を基準とするため、信頼性の高い DPA および弾き出し断面積の評価が重要となる。 本研究では、J-PARC の加速器施設において 0.4 - 3 GeV 陽子に対する鉄の弾き出し断面積の測定を行った。

#### 2. 実験

弾き出し断面積は、試料入射に伴う抵抗率変化を欠損あたりの抵抗率変化と陽子束で除することにより 得ることができる。欠損あたり(フランケル対あたり)の抵抗率変化は、電子線等を用いた研究により既 知となり、抵抗率変化と陽子束の測定により導出することができる。照射による欠損を試料中に留めるこ

とが重要となるため、極低温に冷却した状態で測定する ことが必要となる。4K まで冷却可能な冷凍機に試料を 取り付けた真空装置を製作し、3 GeV 陽子シンクロトロ ン加速器施設に設置した。試料は、直径 0.25 mm、長さ 40 mm の鉄を用い、照射前の試料の欠損を無くすため融 点付近の高温で焼鈍した。断面積の導出のためには、試 料における陽子束が必要となるため、試料位置のビーム プロファイルを炭化珪素製のワイヤを用いて計測した。 試料の温度上昇を抑えることが望ましいものの、微弱な ビームではビーム形状が不明となるため形状が可能と なる最弱な強度のビームを用いた。



図 1 本実験による鉄の弾き出し断面積、

及び計算の比較

#### 3. 結果

実験の結果、ビーム形状は単純なガウス分布となり、

ビーム幅と積算電流から試料における陽子束を導出した。この結果、世界で初めて 0.4 – 3 GeV 陽子の弾き出し断面積を取得した。測定の誤差の殆どは、フランケル対当たりの抵抗率変化の分散によるものである。図1に本実験結果及び DPA 評価に一般的に用いられる NRT モデルを用いた PHITS の計算結果を示す。 NRT モデルの鉄の断面積の計算結果は、実験を 3~4 倍程度過大評価することが示され、これまで測定した アルミ及び銅に対する断面積[1]と同様な結果となった。本発表では、欠陥の非熱的な再結合を補正した (athermal recombination correction: arc)モデルによる計算との比較検討を示す予定である。

#### [1] 明午 他,日本原子力学会 2019年春の年会

<sup>\*</sup>Shin-ichiro MEIGO<sup>1</sup>, Hiroki MATSUDA<sup>1</sup>, Yosuke IWAMOTO<sup>2</sup>, Makoto YOSHIDA<sup>2</sup>, Shoichi HASEGAWA<sup>2</sup>, Tatsushi NAKAMOTO<sup>2</sup>, Shunsuke MAKIMURA<sup>2</sup>, Fujio MAEKAWA<sup>1</sup>, Hiroki IWAMOTO<sup>1</sup>, Taku ISHIDA<sup>2</sup> <sup>1</sup>J-PARC/JAEA, <sup>2</sup>J-PARC/KEK

# J-PARC における 0.4 GeV – 3.0 GeV 陽子を用いた核種生成断面積測定(III)

# (1) ジルコニウム及び銀の核種生成断面積

Measurement of nuclide production cross section with 0.4 GeV – 3.0 GeV proton beams at J-PARC(III)

(1) Cross sections of Zr and Ag

\*松田 洋樹1, 竹下 隼人12, 明午 伸一郎1, 岩元 大樹1, 前川 藤夫1

<sup>1</sup>JAEA,<sup>2</sup>九州大学

加速器駆動核変換システム(ADS)における核設計の高度化のためには幅広い核種に対する高精度な核種生成 断面積が必要である。そこで J-PARC において、2018 年秋及び 2019 年春の大会での発表と同じ手法を用いて 中重核(Zr 及び Ag)を標的とした生成断面積測定を行い、得られたデータを評価済み核データ及び PHITS コード等による計算値と比較・検討した。

キーワード:核種生成断面積, J-PARC, PHITS, JENDL-HE/2007, ADS, 陽子

1. 緒言 加速器駆動核変換システム(ADS)における核設計の高度化のためには、広い元素範囲におけるシス テマティックな核種生成断面積が重要となる。これまで様々な陽子加速器施設で測定されてきたが実験デー タの精度は十分と言えず、またデータの量も十分ではない。そこで本研究では ADS で候補となる 0.4~3.0 GeV 陽子ビームを用いて核種生成断面積の測定を行った。

2. 実験及び解析 前回の発表 [1]と同様に実験は 3 GeV 陽子加速器施設(RCS)で行われた。試料には □25 mm<sup>2</sup>・厚さ 0.1 mm の Zr 及び Ag を用い、これらを積層させたものに陽子を照射した。RCS 出射キッカ ーの励磁タイミングを早め加速途中のビームを取り出し 0.4, 1.3, 2.2, および 3.0 GeV の陽子を用いた。各エ ネルギーに対し 0.4 Hz の繰り返しで約 2.4×10<sup>14</sup> 個の陽子を照射した。照射後に Ge 検出器による γ 線スペク トル測定から生成断面積を導出した。導出後、実験値、PHITS [2]及び INCL++[3]による計算、及び JENDL-HE/2007 (Zr のみ)と比較検討を行った。PHITS では INCL-4.6 と Bertini モデルを用い、崩壊モデルには内蔵

された GEM 及び Furihata の Gen.GEM を用いた。INCL++ では INCL-6.0 と ABLA07 を組み合わせて計算を行った。 3. 結果 図1に<sup>nat</sup>Ag(p,x)<sup>79</sup>Kr 反応断面積(丸)を他の実 験(四角)との比較を示す。精密なビーム制御を行ったこ とにより本実験値は他実験(誤差 21%)よりも高精度(誤 差 5.6~10%)に測定できた。PHITS 及び INCL++による 計算値(実線・破線)も図1に示す。断面積のピークエネ ルギーはいずれの計算も約 1.1 GeV であるが、断面積は Bertini モデルの方が INCL より約 25%大きく、実験値を 再現していた。本発表では、他の断面積測定結果を計算及 び評価済みデータと比較し議論を行う。



#### 参考文献

- [1] 松田他,日本原子力学会2019年春の大会
- [2] T. Sato, et. al., J. Nucl. Sci. Technol. 55 (2018)
- [3] A. Boudard, et. al., Phys.Rev.C 87 (2013)

\*Hiroki Matsuda<sup>1</sup>, Hayato Takeshita<sup>1,2</sup> Shin-ichiro Meigo<sup>1</sup>, Hiroki Iwamoto<sup>1</sup>, Fujio Maekawa<sup>1</sup>

<sup>1</sup>JAEA, <sup>2</sup>Kyushu Univ.

# J-PARC における 0.4 GeV – 3.0 GeV 陽子を用いた核種生成断面積測定(III) (2) Ni に対する核種生成断面積

Measurement of nuclide production cross section with 0.4 - 4.0 GeV proton beams at J-PARC (III)

(2) Nuclide production cross section for Ni

\*竹下 隼人<sup>1,2</sup>, 明午 伸一郎<sup>2</sup>, 松田 洋樹<sup>2</sup>, 岩元 大樹<sup>2</sup>, 前川 藤夫<sup>2</sup>

1九州大学,2原子力機構

加速器駆動核変換システム(ADS)等の高エネルギー・大強度陽子加速器施設の核設計の高度化を目的として、陽子入射核種生成断面積を測定し、理論模型計算及び評価済み核データとの比較を行った。今回は、ADSの陽子ビーム窓材等の構造材に含まれる Ni に対する核種生成断面積について報告する。

キーワード:核種生成断面積, J-PARC, PHITS, JENDL-HE/2007, 陽子

#### 1. 緒言

JAEA では、加速器駆動核変換システム(ADS)等の高エネルギー・大強度陽子加速器施設の核設計・遮蔽設計の高度化を目的として、J-PARC において高エネルギー陽子入射に対する核種生成断面積の系統的な測定を行っている。従来の測定に比べて入射陽子数を精度よく決定できるため、測定の不確かさを少なくすることに成功している。本研究では、ADS の陽子ビーム窓材等の構造材に含まれる natNi に着目し、陽子入射に対する核種生成断面積の測定を実施した。さらに、得られた測定結果と理論模型計算との比較を行うことで、理論模型や評価済み核データライブラリによる現状の予測精度を把握するとともに改良すべき点について考察を行った。

#### 2. 実験·解析

実験は J-PARC の 3GeV シンクロトロンを用いて行った。ビームライン上に据え付けられた真空チェンバ に、厚さ 0.1 mm の Ni 箔を 4 枚設置し、それぞれに対して 0.4、1.3、2.2、及び 3.0 GeV の陽子ビームを照射 した。照射陽子数はビームモニタにより測定した。照射後試料を取り出し、Ge 検出器を用いて試料から放出 されるガンマ線を測定した。取得したガンマ線スペクトルから生成核種のピークを同定し、そのピーク強度 から生成断面積を導出した。

#### 3. 結果·考察

例として<sup>24</sup>Na および<sup>57</sup>Ni の生成断面積の実験値と PHITS[1]による理論模型計算(INCL4.6/GEM)[2,3]との 比較を右図に示す。INCL4.6/GEM を用いた計算では、 <sup>24</sup>Na のような比較的軽いイオン生成を過小評価し、<sup>57</sup>Ni のような残留核生成を過大評価する傾向が見られた。

本講演では、取得した実験データと理論模型計算に との比較を行い、使用した理論模型の妥当性を評価す る。さらに、実験値との相違を考察することにより理 論模型の改良すべき点について議論する。

#### 参考文献

[1] T. Sato et al., J. Nucl. Sci. Technol. 55, 684 (2018).

[2] A. Boundard et al., Phys. Rev. C 87, 014606 (2013).

[3] S. Furihata et al., Nucl. Instrum. Meth. B 171, 251 (2000).



\*Hayato Takeshita<sup>1,2</sup>, Shin-ichiro Meigo<sup>2</sup>, Hiroki Matsuda<sup>2</sup>, Hiroki Iwamoto<sup>2</sup> and Fujio Maekawa<sup>2</sup>
<sup>1</sup>Kyushu Univ., <sup>2</sup>JAEA

2019年秋の大会

# 100MeV/u<sup>12</sup>Cビーム入射荷電粒子生成反応の研究

charged particles emission at incident reaction of 100MeV/u <sup>12</sup>C-beam

\*吉田和人<sup>1</sup>, 藤井基晴<sup>1</sup>, 山口雄司<sup>1</sup>, 佐波俊哉<sup>2</sup>, 松藤 成弘<sup>3</sup>, 古場 裕介<sup>3</sup>, 岩元洋介<sup>4</sup>, 魚住 裕介<sup>1</sup>

<sup>1</sup>九州大学,<sup>2</sup>高エネルギー加速器研究機構,<sup>3</sup>量子線科学技術研究開発機構,<sup>4</sup>日本原子力研究開 発機構

#### 抄録

未測定領域であった大放出角での 100MeV/u <sup>12</sup>C 粒子入射生成二重微分断面積の測定をおこなった。測定に は、半導体検出器,GSO シンチレータ,PWO シンチレータを用いた。陽子,重陽子,Ξ重陽子,<sup>3</sup>He,α粒子をΔ*E*-E 法によって識別して結果を得た。

#### **キーワード**: <sup>12</sup>C ビーム入射,荷電粒子,二重微分断面積, ΔE-E 法

#### 1. 緒言

炭素イオンがん治療は効果的な治療法であるが、炭素イオンフラグメンテーション反応で生じる 2 次粒子に よる、治療ビームの軌道から離れた健常組織への低線量被ばくが問題視されている. これが晩発影響として 発がんを引き起こすと考えられるため、治療の際は線量の正確な見積りが必要となる. これまでフラグメン テーション反応断面積は数多く測定されているが、ほとんどが測定角度 10 度以下に限られたエネルギー積分 断面積となっている。角度 40 度までの二重微分断面積をエネルギー100MeV/u で測定したデータが唯一存在 するのみである。本研究では報告例のない<sup>[2]</sup>40 度以上の角度を含む 100MeV/u<sup>12</sup>C 入射反応 DDX の実験デー タの取得を目指した.

#### 2. 実験

放射線医学総合研究所の HIMAC 棟で実験をおこなった. 散乱槽内に C,Al 試料を設置し,入射エネルギー E=100MeV/uの<sup>12</sup>C イオンを照射した. 散乱槽の 30°,45°,60°,120°のポートに,Si 半導体検出器,GSO,PWO シンチレータからなる検出器を設置し,標的試料から放出する陽子,重陽子,三重陽子,<sup>3</sup>He,α粒子のエネル ギーを測定した. 粒子識別にはΔE-E 法を用いた.

#### 3. 結果と考察

右図に 100MeV/u<sup>12</sup>C 入射 Al(<sup>12</sup>C,px)反応 DDX の結果を示す. 30°から 120°の幅広い角度で、最大 320MeV 程度の高エネルギー分まで実験データ を得ることができた.得られた DDX は全角度で同様の傾向を示している. 重陽子は最大 395MeV、三重陽子は最大 405MeV、<sup>3</sup>He・α粒子は最大 475MeV 程度のエネルギー範囲のデータを得ることができた.



#### 参考文献

[1] J. Dudouet et al., Phys. Rev. C,89,054616 (2014).

[2] J. Dudouet et al., Phys. Rev. C,88 024606 (2013).

\*Kazuhito Yoshida<sup>1</sup>, Motoharu Fuji<sup>1</sup>, Yuji Yamaguchi<sup>1</sup>, Toshiya Sanami<sup>2</sup>, Naruhiro Matsufuji<sup>3</sup>, Yusuke Koba<sup>3</sup>, Yosuke Iwamoto<sup>4</sup>, Yusuke Uozumi<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Kyushu Univ., <sup>2</sup>High Energy Accelerator Research Organization, <sup>3</sup>National Institute of Radiological Sciences, <sup>4</sup>Japan Atomic Energy Agency

# 核内カスケード模型による (p,ax)反応二重微分断面積の計算

Calculation of  $(p,\alpha x)$  reaction with Intra nuclear cascade model.

\*福田 雄基<sup>1</sup>,魚住 裕介<sup>1</sup> <sup>1</sup>九州大学

Intra nuclear cascade model に pickup 過程と knockout 過程を導入することで, 28.8MeV から 200 MeV 陽子入射下での α 粒子生成反応二重微分断面積の実験値を幅広い標的核(A=27-209)で再現で きるようになった.

#### キーワード: INC モデル シミュレーションコード 陽子入射 α粒子放出 pickup 過程 knockout 過程

#### 1. 緒言

数十から数百 MeV 陽子入射による荷電粒子生成反応は, Intra nuclear cascade (以下 INC)モデルと一般化 蒸発模型[1]の2段階モデルで記述される. (p,ax)反応二重微分断面積は, pickup 過程を INC に取り入れて説 明できるようになったが[2],入射エネルギーおよび標的核について一般化することは困難となっていた.一 方, (p,dx)反応では pickup 過程, knockout 過程の励起準位を, Breit-Wigner 型の分布関数と粒子空孔状態密 度関数の組み合わせによって計算することで一般化に成功している[3]. α粒子生成反応に対しても両過程の 励起準位を重陽子生成反応と同様に取り入れることで一般化を図った.

#### 2. 計算方法

28.8 MeV から 200 MeV (p, αx)反応に対して数種類の標的(A=27-209)について, INC に pickup 過程, knockout 過程を組み込み計算した. 両過程は始状態における相互作用によって確率的に発生すると仮定し, その際, 残留核に与える励起エネルギーは, Breit-Wigner 型の分布関数と粒子空孔状態密度関数を組み合わせること によって計算した. 両過程の強度パラメータについては, 実験値に合うように設定し, pickup 過程に対しては これらを系統的なエネルギー依存の関数として与えた. 図に, 90 MeV での <sup>27</sup>Al (p, αx)反応の結果を示す. 破線が従来の INC コード, 実線が本研究での INC コードでの計算結果である. 本研究における計算コードでも 実験値を再現できている.

#### 3. 結論

INC に pickup 過程, knockout 過程の励起準位を関数の組み合わせで導入することによって 28.8 MeV から 200 MeV (p,ax)反応二重微分断面積が,幅広い標的(A=27-209)で実験値を再現できるようになった.

#### 参考文献

[1] S. Furihata, Nucl. Instr. and Meth. B 171 (2000) 251.

- [2] Y. Uozumi et al., EPJ Web Conf. 122 (2016) 04001.
- [3] Y. Uozumi et al., Phys. Rev. C 97 (2018) 034630.
- [4] J. R. Wu et al., Phys. Rev. C 19 (1979) 698.

\*Yuki Fukuda<sup>1</sup>, Yusuke Uozumi<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Kyushu Univ.



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

# [2M15-19] Medical Radioisotope

Chair:Shin-ichiro Meigo(JAEA) Thu. Sep 12, 2019 4:05 PM - 5:30 PM Room M (Common Education Bildg. 3F A31)

[2M15] Feasibility study on a medical radioisotope Mo-99/Tc-99m production using He beam

> \*Masayuki Hagiwara<sup>1</sup>, Hiroshi Yashima<sup>2</sup>, Toshiya Sanami<sup>1</sup>, Shunsuke Yonai<sup>3</sup> (1. High Energy Accelerator Research Organization (KEK), 2. Kyoto university, 3. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology) 4:05 PM - 4:20 PM

[2M16] Cross section measurement of the deuteron-induced reaction on <sup>89</sup>Y to produce <sup>89</sup>Zr

\*Michiya Sakaguchi<sup>1</sup>, Masayuki Aikawa<sup>1</sup>, Moemi Saito<sup>1</sup>, Naoyuki Ukon<sup>2</sup>, Yukiko Komori<sup>3</sup>, Hiromitsu Haba<sup>3</sup> (1. Hokkaido Univ., 2. Fukushima Medical Univ., 3. RIKEN)
4:20 PM - 4:35 PM

[2M17] Production cross sections of dysprosium radioisotopes in deuteroninduced reactions on natural terbium up to 24 MeV \*Ichinkhorloo Dagvadorj<sup>1</sup>, Masayuki Aikawa<sup>1</sup>, Zolvadral Tsoodol<sup>1</sup>, Yukiko Komori<sup>2</sup>, Hiromitsu Haba<sup>2</sup> (1. Hokkaido Univ., 2. RIKEN) 4:35 PM - 4:50 PM

[2M18] Excitation function measurement to produce <sup>166</sup>Ho by alpha-induced reactions on natural dysprosium

\*Tomohiro Murata<sup>1</sup>, Masayuki Aikawa<sup>1</sup>, Michiya Sakaguchi<sup>1</sup>, Hiromitsu Haba<sup>2</sup>, Yukiko Komori<sup>2</sup>, Sandor Takacs<sup>3</sup>, Ferenc Ditroi<sup>3</sup>, Szucs Zoltan<sup>3</sup> (1. Hokkaido Univ., 2. RIKEN, 3. ATOMKI) 4:50 PM - 5:05 PM

[2M19] Cross section measurements of charged particle induced reactions to produce medical RI <sup>169</sup>Yb

\*Moemi Saito<sup>1</sup>, Masayuki Aikawa<sup>1</sup>, Michiya Sakaguchi<sup>1</sup>, Naoyuki Ukon<sup>2</sup>, Yukiko Komori<sup>3</sup>, Hiromitsu Haba<sup>3</sup>, Sandor Takacs<sup>4</sup> (1. Hokkaido Univ., 2. Fukushima Medical Univ., 3. RIKEN, 4. ATOMKI)

5:05 PM - 5:20 PM

# He ビームを用いた医療用Mo-99/Tc-99mの製造技術の基礎研究

#### (3) Zr 標的に対する中性子生成と励起関数の測定

Feasibility study on a medical radioisotope Mo-99/Tc-99m production using He beam

1. Measurements of neutron prodaction yields and excitation functions

\*萩原 雅之¹,八島 浩²,佐波 俊哉¹,米内 俊祐³

<sup>1</sup>KEK/総研大,<sup>2</sup>京都大学原子炉実験所,<sup>3</sup>量子科学技術研究開発機構

原子炉の老朽化や核不拡散上の問題等のため世界的な供給不足が危惧されている放射性医薬品(テクネチウム製剤)の原料となるモリブデン 99(<sup>99</sup>Mo)の長期的な安定供給のために、高濃縮ウランや原子炉に依存しない小型加速器を利用した新たな <sup>99</sup>Mo 製造技術開発にかかる基礎検討を行っている。本発表では、ヘリウムビームを <sup>nat</sup>Zr 標的に照射する際に、生成する中性子と残留放射能の生成量について報告する。

キーワード:誘導放射能、医療用放射性同位元素 (Medical Radioisotopes)

#### 1. 緒言

国内で最も多く利用されている放射性医薬品(テクネチウム:<sup>99m</sup>Tc 製剤)の原料となるモリブデン 99(<sup>99</sup>Mo) については、現在その供給量のほぼ 100%を輸入に依存しており、製造元の原子炉の老朽化や空輸でのトラブ ルによる供給不足が深刻な問題となっている。<sup>99</sup>Mo の国内自給自足を想定すると、既存の原子炉を用いて、 高濃縮ウランの核分裂反応や <sup>98</sup>Mo の熱中性子吸収反応を利用する手法が供給量や技術的成立性の観点で最 も有望と考えられるが、多大の費用と時間、社会的理解が不可欠である原子炉の新規制基準対応や、核不拡 散上の懸念から、原子炉に依存しない加速器を用いた新たな <sup>99</sup>Mo 製造技術の確立が期待されている。

本研究では、5 MeV/u 程度の低エネルギーヘリウムビームを用いて <sup>96</sup>Zr(a,n)<sup>99</sup>Mo 反応により <sup>99</sup>Mo を製造す る手法を検討している。この手法では反応しきい値付近のエネルギーを利用するため、他の手法に比べて副 産物 RI が少なく高い比放射能を有する <sup>99</sup>Mo が製造できる可能性がある。

#### 2. 実験と結果

照射実験は放射線医学総合研究所サイクロトロン施設 C6 コースで行った。<sup>nat</sup>Zr 箔をスタック状に重ねて

厚い照射試料を作成し、核子当り6MeV程度のヘリウムイ オンを照射した。照射ターゲットをスタック状に分割する ことで、それぞれの試料からは、入射エネルギーの異なっ たヘリウムイオンにより生成された放射能のデータが得ら れる。2インチ径、2インチ長 NE213 有機液体シンチレー タを複数の角度点に設置して、アンフォールディング法に よって中性子のエネルギースペクトルを導出した。図1に 波形弁別用2次元プロットを示すが、中性子とγ線が明瞭 に分離できていることが分かる。得られた中性子スペクト ルについては当日発表する。

本研究は科研費(17K10381)の助成を受けたものである。



\* Masayuki Hagiwara<sup>1</sup>, Hiroshi Yashima<sup>2</sup>, Toshiya Sanami<sup>1</sup>, Shunsuke Yonai<sup>3</sup>

<sup>1</sup> KEK/SOKENDAI, <sup>2</sup> Kyoto Univ., <sup>3</sup>National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

89Zr 生成を目的とした 89Y 箔への重陽子照射における生成断面積の測定

Cross section measurement of the deuteron-induced reaction on <sup>89</sup>Y to produce <sup>89</sup>Zr \*坂口 理哉<sup>1</sup>, 合川 正幸<sup>1</sup>, 齋藤 萌美<sup>1</sup>, 右近 直之<sup>2</sup>, 小森 有希子<sup>3</sup>, 羽場 宏光<sup>3</sup> <sup>1</sup>北海道大学, <sup>2</sup>福島県立医科大学, <sup>3</sup>理化学研究所

<sup>89</sup>Zrは陽電子放出核であり、画像診断技術であるPETへの応用が期待されている。この放射性核種の生成 ルートは多岐にわたるが、その中でも我々は<sup>89</sup>Yへの重陽子照射反応による<sup>89</sup>Zr生成に着目した研究を行っ た。本発表では、理化学研究所で行った実験により得られた結果に関する報告を行う。

キーワード:ジルコニウム-89, PET, 重陽子入射反応

#### 1. 緒言

<sup>89</sup>Zr は陽電子放出核でありその半減期の長さや化学的性質などから、免疫 PET と呼ばれる新たな PET 技術 に用いられる放射性核種の有力な候補として世界的にも大きな注目を集めている。<sup>89</sup>Zr の生成ルートは多岐 に渡るが、関連する先行研究の少なさやデータ不足から最良の生成手法の決定を行うのは未だに困難な状況 にあり、更なる実験や研究が求められている。我々はその数ある生成ルートの中でも、副生成物による影響 を考慮して単核種元素である <sup>89</sup>Y 箔を標的とした重陽子照射による <sup>89</sup>Zr 生成に着目して実験・研究を行った。

#### 2. 実験

本実験は理化学研究所 AVF サイクロトロンを用いて行った。<sup>89</sup>Y 箔と<sup>nat</sup>Ti 箔から構成した積層箔に 23.6 MeV の重陽子を1時間照射し、放射化させた。その後、各箔に対して HPGe 検出器を用いたガンマ線スペクトロメトリーを行い、生成核種の断面積を測定した。

#### 3. 結果·考察

我々の実験により得られた<sup>89</sup>Y(d,2n)<sup>89</sup>Zr 反応の励起関数と先行研究及び TENDL2017 との比較を図 1 に示 す。本実験で得られた励起関数は、直近の 3 つの先行研究と同様の振る舞いを見せた。また本研究を含めた ほとんどの実験データが、10~20 MeV の領域で TENDL2017 よりも小さい断面積の値をとることがわかった。

#### 参考文献

- [1] O. Lebeda et al., Nucl. Instrum. Methods B 360, 118 (2015).
- [2] M. S. Uddin et al., Radiochim. Acta **95**, 187 (2007).
- [3] H. I. West et al., UCRL-ID-115738 (1993) 1.
- [4] D. Digering et al., J. Radioanal. Nucl. Chem. Lett. 127,7 (1988).
- [5] H. H. Bissem et al., Phys. Rev. C 22 (4), 1468 (1980).
- [6] A. M. La Gamma, S. J. Nassif, Radiochim. Acta 19, 161 (1973).
- [7] N. Baron, B. L. Cohen, Phys. Rev. 129, 2636 (1963).
- [8] A. J. Koning et al., Nucl. Data Sheets, **113**, 2841 (2012).



\*Michiya Sakaguchi<sup>1</sup>, Masayuki Aikawa<sup>1</sup>, Moemi Saito<sup>1</sup>, Naoyuki Ukon<sup>2</sup>, Yukiko Komori<sup>3</sup> and Hiromitsu Haba<sup>3</sup> <sup>1</sup>Hokkaido Univ., <sup>2</sup>Fukushima Medical Univ., <sup>3</sup>RIKEN

# Production cross sections of dysprosium radioisotopes in deuteron-induced reactions on natural terbium up to 24 MeV

\*Ichinkhorloo Dagvadorj<sup>1</sup>, Masayuki Aikawa<sup>1,2</sup>, Tsoodol Zolbadral<sup>2</sup>,

Yukiko Komori<sup>3</sup> and Hiromitsu Haba<sup>3</sup>

<sup>1</sup>Faculty of Science, Hokkaido University, Sapporo 060-0810, Japan

<sup>2</sup>Graduate School of Biomedical Science and Engineering, Hokkaido University, Sapporo 060-8638, Japan

<sup>3</sup>Nishina Center for Accelerator-Based Science, RIKEN, Wako 351-0198, Japan

Activation cross sections of deuteron-induced reactions on natural terbium up to 24 MeV were measured. In this paper, the production cross sections of <sup>157,159</sup>Dy were determined and compared with the experimental data studied earlier and the TENDL-2017 data.

Keywords: Dysprosium radioisotopes, Deuteron irradiation, Terbium target, Excitation function, Cross section

#### 1. Introduction

The radioisotopes <sup>157</sup>Dy ( $T_{1/2} = 8.14$  h) and <sup>159</sup>Dy ( $T_{1/2} = 144.4$  d) can be used in the nuclear medicine [1,2]. The production of the dysprosium radionuclides is worthy to study. They can be produced by charged-particle-induced reactions on the mono isotopic element <sup>159</sup>Tb. We focused on deuteron-induced reactions on <sup>159</sup>Tb.

#### 2. Experimental

In this experiment, a 24-MeV deuteron beam accelerated at the RIKEN AVF cyclotron was used. The stacked foil technique, the activation method and the high resolution  $\gamma$ -ray spectrometry were used to determine activation cross sections of the <sup>159</sup>Tb(d,x)<sup>157,159</sup>Dy reactions.

#### 3. Result

Production cross sections of <sup>159</sup>Dy were determined as shown in Fig. 1 in comparison with the experimental data published earlier [3,4] and the TENDL-2017 data [5]. Our experimental data have a peak at around 14 MeV, which are the same as other experimental data while the amplitudes are largely different. The TENDL-2017 data slightly deviate from ours.

We performed an experiment to obtain cross sections of the



4. Conclusion

Fig. 1. Excitation function of the  ${}^{159}\text{Tb}(d,2n){}^{159}\text{Dy}$  reaction

 $^{159}$ Tb(d,x) $^{157,159}$ Dy reactions, which can contribute to find the best route to produce the medical radioisotopes. The cross sections could be determined and found to be different from the previous experimental data.

#### References

- [1] G. Subramanian et al., J. Nucl. Med. 12 (1971) 558-561.
- [2] D.V. Rao and G.F. Govelitz, Med. Phys. 4 (1977) 109-114.
- [3] M.D. Tran et al., C. R. Acad. Sci. Ser. B 266 (1968) 100-102.
- [4] F. Tarkanyi et al., Nucl. Instrum. Methods Phys. Res. Sect. B 316 (2013) 183-191.
- [5] A.J. Koning et al., Nucl. Data Sheets 155 (2019) 1-55.

# Dy 標的へのアルファ粒子照射による <sup>166</sup>Ho の励起関数測定 Excitation function measurement to produce <sup>166</sup>Ho by alpha-induced reactions on natural dysprosium

\*村田 朋大<sup>1</sup>, 合川 正幸<sup>1</sup>, 坂口 理哉<sup>1</sup>, 羽場 宏光<sup>2</sup>, 小森 有希子<sup>2</sup>, タカチ サンドール<sup>3</sup>, フェレンチ ディトロイ<sup>3</sup>. ズーチ ゾルタン<sup>3</sup>

1北海道大学,2理化学研究所,3ハンガリー原子核研究所

本研究では理化学研究所の AVF サイクロトロンを用いて 50MeV のアルファ粒子を Dy 箔に照射し、積層 箔法及び放射化法を用いて natDy(a,x)<sup>166</sup>Ho 反応の励起関数を測定した。得られた励起関数のデータを TENDL-2017 と比較した結果、最大で 5 倍程度大きな断面積が得られることがわかった。 **キーワード**:ホルミウム 166、ジスプロシウム、アルファ粒子、励起関数、断面積

#### 1. 緒言

Ho-166は肝臓がんの治療に用いられる放射線閉塞療法において有用な放射性核種として研究が進められている[1]。<sup>166</sup>Hoの生成のためには原子炉を用いて中性子を<sup>165</sup>Hoに照射する方法が利用されているが、荷電粒子反応を利用した生成を検討するための励起関数の実験データは存在していない。そこで、我々は Dy への アルファ粒子照射による<sup>166</sup>Hoの生成を調べるため、理化学研究所の AVF サイクロトロンを用いて <sup>nat</sup>Dy(α,x)<sup>166</sup>Ho反応の励起関数を測定した。

#### 2. 実験

励起関数の測定は積層箔法および放射化法を用いて行った。厚さ 25 µm の Dy 箔とモニター反応を確認す るための 5 µm の Ti 箔を用意し、積層箔の標的を構成した。エネルギーの減衰計算は SRIM code[2]を用いた。 実験は埼玉県和光市にある理化学研究所で行い、構成した積層箔標的に AVF サイクロトロンを用いて 50.6±0.1 MeV に加速したアルファ粒子を1時間照射した。ビーム強度はファラデーカップにより測定し、そ の強度は 103.6 pnA であった。

#### 3. 結果·考察

本実験で得られた<sup>nat</sup>Dy(a,x)<sup>166</sup>Ho 反応の励起関数を図 1 に示す。 TENDL-2017[3]の結果と比較すると最大で 5 倍程度大きな断面積を 取ることが分かる。しかし、断面積は最大でも 5 mb 程度であり、こ れは同時に生成される Ho の他の放射性同位体の断面積と比較して も 10 倍以上小さいことが分かった。このことはこの反応による<sup>166</sup>Ho の生成が実用的には困難であることを示している。一方で、核データ



の観点からは<sup>nat</sup>Dy(α,x)反応の励起関数のデータはほとんど存在しないため、今後は同時に生成される他の核 種の励起関数についても解析を進める予定である。

#### 参考文献

[1] M.T.M. Reinders, M.L.J. Smits, C. van Roekel, A.J.A.T. Braat, Semin. Nucl. Med. 49 (2019) 237-243.

[2] J. F. Ziegler, M.D. Ziegler, and J.P. Biersack. Nucl. Instrum. Methods Phys. Res., Sect. B, 268(11-12):1818–1823

[3] A.J. Koning, D. Rochman, Nucl. Data Sheets. 113 (2012) 2841–2934.

\*Tomohiro Murata<sup>1</sup>, Masayuki Aikawa<sup>1</sup>, Michiya Sakaguchi<sup>1</sup>, Hiromitsu Haba<sup>2</sup>, Yukiko Komori<sup>2</sup>, Sandor Takacs<sup>3</sup>, Ditroi Firenc<sup>3</sup>, and Szucs Zoltan<sup>3</sup>

<sup>1</sup>Hokkaido Univ., <sup>2</sup>RIKEN, <sup>3</sup>ATOMKI

2019年秋の大会

# 荷電粒子入射反応における医療用放射性核種<sup>169</sup>Yb 生成断面積測定実験

Cross section measurements of charged particle induced reactions to produce medical RI <sup>169</sup>Yb

\*齋藤 萌美 ¹, 合川 正幸 ¹, 坂口 理哉 ¹, 右近 直之 ², 小森 有希子 ³, 羽場 宏光 ³,

タカッチ サンドール4

1北海道大学,2福島県立医科大学,3理化学研究所、4ハンガリー原子核研究所

<sup>169</sup>Ybは、医療用放射性核種の一つである。その生成手法決定のため、荷電粒子入射反応による生成断面積の 測定実験を系統的に行ってきた。実験は理化学研究所AVFサイクロトロンを使用し、放射化法、積層箔法お よびガンマ線スペクトロメトリーを用いた。本発表では、これまでの実験結果について比較検討を行なう。

キーワード: 医療用放射性核種, イッテルビウム-169, 生成断面積

#### 1. 緒言

<sup>169</sup>Ybは、小線源治療に用いられている<sup>125</sup>Iや<sup>192</sup>Irの代替核種として期待されている医療用放射性核種である [1]。その生成手法決定のために重要なデータである荷電粒子入射反応による生成断面積の測定実験を系統的 に行ってきた。本発表では、これまで行なってきた<sup>169</sup>Tmへのアルファ粒子及び重粒子入射反応[2]、<sup>nat</sup>Erへ のアルファ粒子入射実験の結果について比較検討を行なう。

#### 2. 実験

全ての実験において、理化学研究所 AVF サイクロトロンを使用し、確立された手法である放射化法、積層箔 法を用いた。ビーム照射後のそれぞれの箔にゲルマニウム検出器を用いたガンマ線スペクトロメトリーを行 うことで、生成断面積を算出した。

#### 3. 結果·考察

実験で得られた生成断面積は先行研究と比 較し、近年実施された実験とは比較的良く一 致することを確認した。この生成断面積を用 いてそれぞれの収量を計算した。得られた収 量の結果を図1に示す。

この結果から、これまで行ってきた3種類の反応の中では<sup>169</sup>Tm への重陽子入射反応が低いエネルギーで最も多くの<sup>169</sup>Yb を得ることができることがわかった。



図1 <sup>169</sup>Yb 生成核反応における収量の比較

#### 参考文献

[1] K. L. Leonard et al., Brachytherapy, 10 (2011) 163.

[2] M. Saito et al., Appl. Radiat. Isot., 125 (2017) 23.

\*Moemi Saito<sup>1</sup>, Masayuki Aikawa<sup>1</sup>, Michiya Sakaguchi<sup>1</sup>, Naoyuki Ukon<sup>2</sup>, Yukiko Komori<sup>3</sup>, Hiromitsu Haba<sup>3</sup> and Sándor Takács<sup>4</sup> <sup>1</sup>Hokkaido Univ., <sup>2</sup>Fukushima Medical Univ., <sup>3</sup>RIKEN, <sup>4</sup>ATOMKI Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 202-2 Radiation Physics, Radiation Detection and Measurement

# [2N01-04] Gamma-ray Camera 1

Chair:Tadahiro Kin(Kyushu Univ.) Thu. Sep 12, 2019 9:45 AM - 10:50 AM Room N (Common Education Bildg. 3F A32)

# [2N01] Development and characterization of a shape variable type gamma camera

\*Keita Yamagishi<sup>1</sup>, Eiji Takada<sup>1</sup>, Yuki Sato<sup>2</sup>, Tatuo Torii<sup>2</sup>, Kazuhiro Urakaze<sup>1</sup> (1. NIT Toyama College, 2. JAEA)

9:45 AM - 10:00 AM

# [2N02] Development of variable-focal Pb collimator for high-energy gamma ray camera

\*Akira Taniike<sup>1</sup>, Taiju Suga<sup>1</sup>, Masaki Nishiura<sup>2</sup>, Masashi Kisaki<sup>2</sup>, Yuichi Furuyama<sup>1</sup> (1. Kobe Univ., 2. NIFS)

10:00 AM - 10:15 AM

# [2N03] Development of Radioactive source identification by 4π Compton gamma imaging

\*Atsushi Mukai<sup>1</sup>, Kotaro Kanamori<sup>1</sup>, Hideki Tomita<sup>1</sup>, Fumihiko Ishida<sup>2</sup>, Eiji Takada<sup>2</sup>, Yusuke Tamura<sup>3</sup>, Kenji Shimazoe<sup>3</sup>, Kei Kamada<sup>4</sup>, Kenichi Tsuchiya<sup>5</sup>, Jun Kawarabayashi<sup>6</sup> (1. Graduate School of Engineering, Nagoya University, 2. Toyama College, National Institute of Technology, 3. School of Engineering, The University of Tokyo, 4. New Industry Creation Hatchery Center, Tohoku University, 5. National Research Institute of Police Science, 6. Graduate School of Integrative Science and Engineering, Tokyo City University)

10:15 AM - 10:30 AM

# [2N04] Development of Radioactive source identification by $4\pi$ Compton gamma imaging

\*Fumihiko Ishida<sup>1</sup>, Hidetake Ebi<sup>1</sup>, Eiji Takada<sup>1</sup>, Keita Yamagishi<sup>1</sup>, Atsushi Mukai<sup>2</sup>, Kotaro Kanamori<sup>2</sup>, Hideki Tomita<sup>2</sup>, Yusuke Tamura<sup>3</sup>, Kenji Shimazoe<sup>3</sup>, Shintaro Hara<sup>2</sup> (1. NIT Toyama College, 2. Nagoya Univ., 3. Tokyo Univ.) 10:30 AM - 10:45 AM

## 形状可変型アカメラの開発と特性評価

Development and characterization of a shape variable type gamma camera

\*山岸 恵大<sup>1</sup>, 高田 英治<sup>1</sup>, 佐藤 優樹<sup>2</sup>, 鳥居 建男<sup>2</sup>, 浦風 和裕<sup>1</sup>

1富山高専,2日本原子力研究開発機構

福島第一原発周辺の狭隘な空間への適用を目指し、自己形状を変えることができるコンプトンカメラを設計・製作した。密封γ線源を用いて特性評価を行い、線源からのγ線入射方向を再構成できることを確認した。また、屋外の面的に広がる線源の分布状況を可視化することを目指し、検討を行った。

**キーワード**:放射線計測,コンプトンカメラ,γ線,形状可変,egs5

#### 1. 緒言

福島第一原発の廃炉作業を円滑に進めるにあたり、線源の分布を評価する必要がある。しかし、瓦礫等が 散在する狭隘な空間の存在により、コンプトンカメラを挿入して測定可能な区域が限定されている。本研究 では、狭隘な廃炉現場に存在する放射性物質分布のイメージングを行うことを念頭に、自己形状を変えられ るコンプトンカメラを開発し、特性評価を行った。

#### 2. 開発システム

装置は狭い領域を通してカメラを挿入するため、傘のような構造を有している。検出器は Ce: GAGG シンチレータ(1cm<sup>3</sup>の立方体)と Si-PM からなり、散乱体 32 個、吸収体 32 個の計 64 個が配置されている。狭い箇所を通過するときは傘を閉じ、通過後は傘を開いてコンプトンカメラを構築し、測定する(Fig.1)。



Fig.1 システムのイメージ

#### 3. 計算·実験結果

放射線シミュレーションコード egs5 によって装置を模擬し、特性評価を行った結果、検出効率、角度分解 能が傘角度θに依存していることが分かった(Fig.2)。次に、密封線源(<sup>137</sup>Cs)を対象とした測定を行い、シミュ レーション結果と比較した。実験、計算ともに、線源方向を変化させると、実際の線源位置に該当する方向 に線源分布が明瞭に再構成され、分解能も同程度であった(Fig.3)。複数の線源(<sup>137</sup>Cs、<sup>60</sup>Co)を配置した場合も それぞれの線源エネルギーに合わせたエネルギーウィンドウを設定することで、線源分布を再構成できた。

屋外で最大 2.5µSv/h の汚染がある場所で測定を行ったところ、有効イベントが少ないため統計精度が悪く、 正確な分布情報を得ることができなかった。今後は、低線量率条件での使用のために、装置パラメータ、測 定条件を再検討する。また、高線量率空間に適用するため、現行装置を小型化したシステムを開発する。



\*Keita Yamagishi<sup>1</sup>, Eiji Takada<sup>1</sup>, Yuki Sato<sup>2</sup>, Tatsuo Torii<sup>2</sup>, Kazuhiro Urakaze<sup>1</sup>

<sup>&</sup>lt;sup>1</sup> Nat. Inst. of Tech., Toyama College., <sup>2</sup>JAEA.

# 高エネルギーガンマ線カメラのための可変焦点鉛コリメータの開発

Development of variable-focal Pb collimator for high-energy gamma ray camera

\*谷池 晃<sup>1</sup>, 菅 大樹<sup>1</sup>, 西浦 正樹<sup>2</sup>, 木崎 雅志<sup>2</sup>, 古山 雄一<sup>1</sup>

1神戸大学,2核融合研

核融合プラズマから発生したガンマ線計測のためのカメラに関する研究開発を行っている. 我々は,可変 鉛コリメータシステムが,可変焦点鉛コリメータとして動作するのかどうかを PHITS シミュレーションと, タンデム加速器を用いた実験で検証した.

キーワード:ガンマ線計測,コリメータ,タンデム加速器

#### 1. はじめに

核融合プラズマから損失した反応生成粒子と壁との衝突によって発生するガンマ線計測のためのカメラ に関する研究開発を行っている.ガンマ線計測において、そのエネルギー、発生起源、およびガンマ線発生 場所に関する情報を得ることは重要である.本研究は、ガンマ線計測システムにおいて、複数のコリメータ 板を用いた可変焦点装置の開発を目的としている.複数枚の板に内径の異なる穴を焦点が結ばれるように開 け、板の間隔を変えることで焦点距離が変化することを利用し、可変焦点システムを構成する.穴がストレ ート体系の場合には、観測対象の大きさには制限がある.そこで、穴を放射状に配置することで様々な大き さの観測対象物におけるガンマ線発生位置の三次元計測を行うことが最終目標である.

#### 2. 可変焦点コリメータとシミュレーション計算

可変焦点コリメータは、厚さ10 mmの鉛板20枚に\$3.0から \$6.8まで0.2 mmステップで穴が開いた体系を考えた.鉛板の 間隔を変えることで焦点距離が変えることができる.この体 系でPHITSシミュレーションコードを用いてガンマ線輸送シ ミュレーションを行った.ガンマ線源はエネルギー6.1 MeVの 点線源とし、コリメータ位置、鉛板の間隔、およびガンマ線 源位置に対するHPGe検出器の吸収線量を計算させた.計算結 果の一例をFig.1に示す.コリメータが線源に近い場合には立 体角が大きくなるので、吸収線量は大きくなるが、10 cmの位 置において最もシャープな分布になっていることがわかる.

#### 3. 実験方法

Fig. 2に示すように、コリメータ板を並べ、タンデム加速器 で発生させたガンマ線を観測する実験を行う.実験では、厚 さ10 mmの鉛板10枚にφ3.0からφ4.8まで0.2 mmステップで穴を 開けた.幅10 mmのテフロンターゲットを2.8 MeVの陽子ビー

ムで照射し, F(p,γ)反応で生成した6 MeV程度の ガンマ線を高純度ゲルマニウム検出器(HPGe) 検出器で測定する. コリメータ及びHPGeをビ ームに対して垂直方向に移動することで,シミ ュレーション計算に対応させることとした.

#### 4. 結果及び考察

タンデム加速器を用いて発生させたガンマ 線を観測した先駆的な実験結果は、ガンマ線発 生場所と発生していない場所の区別がつけら れることが分かった.コリメータの位置及び鉛 板の間隔の変化に対する実験結果及びシミュレ ーション計算結果の詳細は講演で述べる.



Fig. 1. Simulation results.





\*Akira Taniike<sup>1</sup>, Taiju Suga<sup>1</sup>, Masaki Nishiura<sup>2</sup>, Masashi Kisaki<sup>2</sup>, Yuichi Furuyama1<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Kobe Univ., <sup>2</sup>National Institute for Fusion Science

# 全方向コンプトンイメージングに基づく放射線源可視化・定量法の開発 (1) 隠匿された線源の可視化・定量に関する基礎検討

Development of Radioactive source identification by 4π Compton gamma imaging (1) Study of method for location and activity determination of hidden radioactive sources \*向 篤志<sup>1</sup>, 金森 滉太朗<sup>1</sup>, 富田 英生<sup>1</sup>, 海老 秀虎<sup>2</sup>, 山岸 恵大<sup>2</sup>, 石田 文彦<sup>2</sup>, 高田 英治<sup>2</sup>, 田村 雄介<sup>3</sup>, 島添 健次<sup>3</sup>, 原 真太朗<sup>1</sup>, 井口 哲夫<sup>1</sup>, 鎌田 圭<sup>4</sup>, 土屋 兼一<sup>5</sup>, 河原林 順<sup>6</sup> <sup>1</sup>名古屋大学大学院工学研究科,<sup>2</sup>富山高等専門学校,<sup>3</sup>東京大学大学院工学系研究科, <sup>4</sup>東北大学未来科学技術共同研究センター,<sup>5</sup>科学警察研究所,<sup>6</sup>東京都市大学

放射性物質を用いたテロや放射性物質の紛失・盗難時の対策における隠匿された放射線源の特定手法として、全方向コンプトンカメラによるガンマ線源の位置および線源強度の推定手法の開発を行っている。壁の 裏に隠匿された<sup>137</sup>Cs線源の位置・強度の定量についての基礎実験をもとに、本手法の適用性を検討した。 **キーワード**:コンプトンイメージング、線源推定

1. はじめに 放射性物質を用いたテロや放射性物質の盗難、紛失 への対策のため、ガンマ線源の探知手法の開発が求められている。 被ばく線量の低減等の観点から、線源探知は迅速かつ遠隔からの測 定ができることが望ましい。そこで、全方向コンプトンカメラを用 いた放射線源の可視化・定量法の開発に取り組んでいる。今回は、 壁の裏側や箱の内部などに存在する隠匿された線源の可視化・定量 に関する基礎検討を行った。

#### 2. 隠匿されたガンマ線源の位置・強度推定に関する基礎実験

全方向コンプトンイメージングでは、位置敏感型の検出器に入射 したガンマ線がコンプトン散乱の後に光電吸収を起こした事象に 着目する。検出器内の相互作用位置から散乱光子の飛来方向を、付 与エネルギーから散乱角を計算することで得られるコンプトンコ ーンを、検出器を中心とする球面に逆投影することでコーンの重な りからガンマ線入射方向を推定する<sup>[1]</sup>。再構成画像の強度は線源強 度と幾何効率(立体角)に依存するため、空間内で検出器を移動さ せ、複数の位置でガンマ線入射方向分布を取得することで、線源の 三次元位置と強度を特定することができる。壁に囲われた空間に存 在する<sup>137</sup>Cs放射線源の線源位置、強度の定量について、Fig.1に示



すような体系で実験を行い、検討した。検出器位置を①~④まで移動し、各位置でガンマ線入射方向分布を 取得した。これらを用いて3次元ボクセル空間内に再構成された線源位置と強度の結果を Fig. 2 に示す。隠 匿された線源に対しても、線源の位置と強度を推定できることが示された。

**参考文献** [1] K. Uema *et al.*, JPS Conf. Proc. **24**, 011016 (2019). **謝辞** 本研究の一部は JSPS 科研費 19H00881 の助成を受けたものです。

\*Atsushi Mukai<sup>1</sup>, Kotaro Kanamori<sup>1</sup>, Hideki Tomita<sup>1</sup>, Hidetake Ebi<sup>2</sup>, Keita Yamagishi<sup>2</sup>, Fumihiko Ishida<sup>2</sup>, Eiji Takada<sup>2</sup>, Yusuke Tamura<sup>3</sup>, Kenji Shimazoe<sup>3</sup>, Shintaro Hara<sup>1</sup>, Tetsuo Iguchi<sup>1</sup>, Kei Kamada<sup>4</sup>, Kenichi Tsuchiya<sup>5</sup>, Jun Kawarabayashi<sup>6</sup>

<sup>1</sup>Graduate School of Engineering, Nagoya University, <sup>2</sup>Toyama College, National Institute of Technology, <sup>3</sup>School of Engineering, The University of Tokyo, <sup>4</sup>New Industry Creation Hatchery Center, Tohoku University, <sup>5</sup>National Research Institute of Police Science, <sup>6</sup>Graduate School of Integrative Science and Engineering, Tokyo City University

# 全方向コンプトンイメージングに基づく放射線源可視化・定量法の開発 (2)3次元再構成されたコンプトンイメージと可視光カメラ映像との合成による 隠匿された放射線源の可視化

Development of Radioactive source identification by  $4\pi$  Compton gamma imaging

(2) Visualization of location and intensity of a hidden radioactive source by synthesis of 3D-reconstructed Compton and visible light camera images

\*石田 文彦<sup>1</sup>, 海老 秀虎<sup>1</sup>, 高田 英治<sup>1</sup>, 山岸 恵大<sup>1</sup>, 向 篤志<sup>2</sup>, 金森 滉太朗<sup>2</sup>, 富田 英生<sup>2</sup>, 田村 雄介<sup>3</sup>, 島添 健次<sup>3</sup>, 原 真太朗<sup>2</sup>, 井口 哲夫<sup>2</sup>, 鎌田 圭<sup>4</sup>, 土屋 兼一<sup>5</sup>, 河原林 順<sup>6</sup> <sup>1</sup>富山高等専門学校, <sup>2</sup>名古屋大学, <sup>3</sup>東京大学, <sup>4</sup>東北大学, <sup>5</sup>科学警察研究所, <sup>6</sup>東京都市大学

効率的な放射性物質の探知に向け,全方向に感度を持つコンプトンカメラによって得られる3次元再構成 イメージと,併設された可視光カメラによる映像を合成するシステムを開発した.線源が壁等に囲われた場 合でも,隠匿された物質の位置や強度を推定し,探知を支援できることを確認した.

キーワード:全方向コンプトンカメラ,映像合成,拡張現実

#### 1. はじめに

核セキュリティ向上や原発廃止処理作業の効率化のため,放射 線源の位置,強度推定可能なコンプトンカメラシステム<sup>[1]</sup>が開発 されている.本研究では,効率的な探知の支援に向け,画像化し た線源情報を可視光画像に合成するシステムを開発した.壁に囲 われた線源を用いた探知実験を行い,可視光映像内に推定された 線源強度分布を合成し,隠匿された線源の位置,強度の推定を支 援できるかどうかを検討した.

#### 2. 隠匿されたガンマ線源に対する探知実験

3 次元マルチピクセル型 CdTe 検出器で構成されるコンプトン カメラに可視光カメラを併設した測定装置を用い, Fig. 1 の地点 ①から④で壁に囲われた<sup>137</sup>Cs 線源(線源強度 1MBq)からの y 線を



Fig.2 推定線源強度分布の合成画像

測定した.各地点での測定結果を3次元ボクセル空間上で重ね合わせることで,3次元再構成コンプトンイメージを求めた<sup>[2]</sup>.再構成されたコンプトンイメージの3次元情報を保持し,かつ,3次元ボクセル空間での 測定装置の座標位置,方向情報を利用することで,推定3次元線源強度分布を可視光映像内に合成した.

測定装置から見た推定線源強度分布を可視光カメラ映像に合成した例を Fig.2 に示す.地点②では,地点 ①での測定結果との重ね合わせにより線源方向を示す推定線源分布が得られた.合成画像(Fig.2a)では壁方 向への線源分布が確認でき,線源の存在方向を示す手がかりが得られた.地点④では地点①から④までの測 定結果により線源位置,強度が推定され,合成画像では壁方向へ局在している線源分布が確認できた(Fig.2b). また,地点④で測定装置から特定距離での推定線源分布をカメラ映像内に合成した.距離を変え表示させる ことで,測定装置から推定された線源までの距離を容易に把握できることが確認できた.

謝辞 本研究の一部は、JSPS 科研費 19H00881 の助成を受けて実施された.

#### 参考文献

[1] K. Uema et al., JPS Conf. Proc. 24, 011016 (2019) [2] 向ら,日本原子力学会 2019 年秋の学会 (2019)

\*Fumihiko Ishida<sup>1</sup>, Hidetake Ebi<sup>1</sup>, Eiji Takada<sup>1</sup>, Keita Yamagishi<sup>1</sup>, Atsushi Mukai<sup>2</sup>, Kotaro Kanamori<sup>2</sup>, Hideki Tomita<sup>2</sup>,

Yusuke Tamura<sup>3</sup>, Kenji Shimazoe<sup>3</sup>, Shintaro Hara<sup>2</sup>, Tetsuo Iguchi<sup>2</sup>, Kei Kamada<sup>4</sup>, Kenichi Tsuchiya<sup>5</sup>, and Jun Kawarabayashi<sup>6</sup>

<sup>1</sup>NIT, Toyama College, <sup>2</sup>Nagoya Univ., <sup>3</sup>Univ. of Tokyo, <sup>4</sup>Tohoku Univ. <sup>5</sup>NRIPS, <sup>6</sup>Tokyo City Univ.

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

# [2N05-08] Nuclear Reactor/Nuclear Material

Chair:mariko segawa(JAEA)

Thu. Sep 12, 2019 10:50 AM - 11:55 AM Room N (Common Education Bildg. 3F A32)

# [2N05] Fundamental Study on Residual Radioactivity Measurement of PCB-Containing Ballasts \*Taiki Yoshii<sup>1</sup>, Hirotaka Sakai<sup>1</sup>, Satoru Kawasaki<sup>1</sup> (1. Regulatory Standard and Research Department Secretariat of Nuclear Regulation Authoriy(S/NRA/R)) 10:50 AM - 11:05 AM [2N06] Development of nuclear fuel material evaluation method using integral dosimeter \*Kenichi Terashima<sup>1</sup>, Masaaki kaburagi<sup>1</sup>, Masahiro Sakamoto<sup>1</sup>, Taichi Matsumura<sup>1</sup>, Manabu Fujita<sup>2</sup>, Keisuke Okumura<sup>1</sup> (1. JAEA, 2. JPC) 11:05 AM - 11:20 AM [2N07] Development of active neutron NDA system for nuclear non-proliferation and nuclear security (3) \*Yosuke Toh<sup>1</sup>, Harufumi Tsuchiya<sup>1</sup>, Akira Ohzu<sup>1</sup>, Kazuyoshi Furutaka<sup>1</sup>, Fumito Kitatani<sup>1</sup>, Masao

\*Yosuke Toh', Harufumi Tsuchiya', Akira Ohzu', Kazuyoshi Furutaka', Fumito Kitatani', Masao Komeda<sup>1</sup>, Makoto Maeda<sup>1</sup>, Mitsuo Koizumi<sup>1</sup> (1. JAEA) 11:20 AM - 11:35 AM

[2N08] Development of active neutron NDA system for nuclear non-proliferation and nuclear security (3)

\*Akira Ohzu<sup>1</sup>, Makoto Maeda<sup>1</sup>, Masao Komeda<sup>1</sup>, Yosuke Toh<sup>1</sup> (1. JAEA) 11:35 AM - 11:50 AM

# PCB 使用安定器内の残留放射能の測定に関する基礎的検討

Fundamental Study on Residual Radioactivity Measurement of PCB-Containing Ballasts

\*吉居 大樹 1, 酒井 宏隆 1, 川﨑 智 1

1原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

原子力発電所内の管理区域から発生する廃棄物として、PCB (Polychlorinated Biphenyl)使用安定器が挙 げられている。PCB 使用安定器は金属製のケースの中に鉄心及び PCB 溶液を含んだコンデンサが入ってお り、複雑な構造をしている。このような複雑な構造の対象物内に存在する放射能を非破壊測定する場合を想 定し、PCB 使用安定器を放射線測定する場合を模擬した測定試験及び PHITS による解析を行った結果につい て報告する。

**キーワード**: PCB 使用安定器、γ線測定、PHITS

#### 1. 緒言

PCB使用安定器は照明用の安定器として使用されてきたが、昭和47年以降、PCBに由来する毒性の観点から製造中止となり、平成13年のPCB特別措置法が公布された後は随時処理・処分されている[1]。我が国の原子力発電所においても、管理区域内にてPCB使用安定器が使用されたことから、当該安定器の放射能濃度を保守的に把握することは、適切なPCB使用安定器の処理・処分の観点から重要である。このような背景から、PCB使用安定器に放射性物質が分布した場合の放射能を非破壊測定する場合を想定し、保守的な放射能濃度評価の妥当性を確認することを目的として基礎的な検討を行った。

#### 2. PHITS による解析

文献[2]によれば、PCB 使用安定器は図1に示すとおりPCB 溶液を含 んだコンデンサ、鉄心及び充填材から構成されている。このような複数 の材料を含んだ対象物を非破壊測定し、放射能濃度を保守的に評価する 場合、解析計算による事前検討が重要である。そこで、PHITS(バージ ョン 3.02)[3]を用いて、PCB 使用安定器を単純な形状にモデル化する とともに、任意の位置にチェックソース(10kBqのCo-60)を設置した 状態で Ge 半導体検出器(以下「Ge」という。)により測定する場合を模 擬し、検出器の応答を求めた。チェックソースの位置は、Ge からの距離 及び Ge との間に存在する物質による遮蔽の影響を考慮して設定した。 図 2 に本解析における PCB 使用安定器のモデルを示す。また、図 3 に PHITS における測定体系を示す。

#### 3. 結論

解析計算より、モデル化した PCB 使用安定器の任意の位置にチェックソースを設置した場合の Ge による応答 (cps/Bq) を得た。その結果は 1.17 MeV の  $\gamma$ 線に対して 5.24×10<sup>-5</sup>~2.23×10<sup>-3</sup>、1.33MeV の  $\gamma$ 線に対して 4.40×10<sup>-5</sup>~1.96×10<sup>-3</sup> であった。さらに、PCB 使用安定器を金属ケー

ス等で模擬した試験体にチェックソースを設置し、解析計算で設定した条件と同じ条件で実際に測定を行い、 解析計算の有効性を確認した。今後は実際の PCB 使用安定器をより詳細に模擬した解析計算を行い、PCB 使 用安定器の放射能濃度を不確かさの影響も考慮しつつ保守的に評価するための留意点を整理する予定である。

#### 参考文献

[1] 環境省、経済産業省、「ポリ塩化ビフェニル(PCB)使用製品及び PCB 廃棄物の期限内処理に向けて」、平成 16 年 10 月 [2] 環境事業団ポリ塩化ビフェニル廃棄物処理事業検討委員会 技術部会、「PCB 使用安定器の処理について」、平成 14 年 9 月

[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, 684-690 (2018)

\*Taiki YOSHII<sup>1</sup>, Hirotaka SAKAI<sup>1</sup> and Satoru KAWASAKI<sup>1</sup>

<sup>1</sup> Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority(S/NRA/R)



充填材

図3 PCB 使用安定器の計算体系

# 積算線量計を用いた燃料デブリの核燃料物質評価のための技術開発 バブル線量計の基礎データ取得

Development of nuclear fuel material evaluation method using integral dosimeter

Basic data acquisition of babble detector

\*寺島 顕一<sup>1</sup>,冠城 雅晃<sup>1</sup>,坂本 雅洋<sup>1</sup>,松村 太伊知<sup>1</sup>,藤田 学<sup>2</sup>,奥村 啓介<sup>1</sup> <sup>1</sup>原子力機構,<sup>2</sup>JPC

バブル線量計(BD)は、高ガンマ線場での使用が可能な中性子用積算線量計であり、福島第一原子力発電所(1F) におけるデブリ検知や容器の非破壊測定への適用が期待できる。そこで BD の適用性評価を目的とし、中性 子照射試験を行って基礎データを取得した。

キーワード:福島第一原子力発電所、燃料デブリ、中性子積算線量計、バブル線量計、非破壊測定

1. 緒言 原子力機構では、現在 1F における燃料デブリの検知、核燃料物質量評価、デブリ・廃棄物仕分け等 を目的とし、数 Gy/h~数千 Gy/h の高ガンマ線場で僅かなデブリ特有の信号を捉える検出手法の技術開発を 行っている。その候補技術の1つとして、中性子積算線量計である BD に着目した。BD はガンマ線に不感、 外部電源不要、目視確認が可能、中性子フルエンス率に応じた照射時間調整、などの特長を持っており[1]、 核燃料物質由来の中性子を検出することで 1F における燃料デブリ検知や核物質量評価、デブリ・廃棄物仕分 けなどへ適用できると期待される。そこで、BD の 1F 現場への適用性評価を目的とし、原子力科学研究所の 放射線標準施設(FRS)において中性子照射試験を行った。

2. 実験 今回使用した BD は Bubble Technology Industries 社製の高速中性子用 BD (BD-PND)と熱中性子用 BD (BDT)である。図1は実際に使用した BD の写真である。中性子照射は、FRS の <sup>252</sup>Cf を線源として行った。

図2には3本のBD-PNDに高速中性子を照射した結果を示す。3本同時に1時間の照射を行い、線源からの距離を80 cm、100 cm、160 cm とすることでフルエンスを変化させた。図2に示した結果から3点に直線性があることが分かる。同図から、仮に100 n/cm<sup>2</sup>/s 程度の高速中性子場であれば、およそ 30 分で有意な中性子を検出できる見込みがある。また、BDT に対する熱中性子の照射も行った。<sup>252</sup>Cf 中性子源を内蔵した黒鉛パイルの表面から40 cm の位置にBDT を1本ずつ設置し、照射時間を変更することでフルエンスを変化させた。こちらも BD-PND と同様に直線性があることが確認できた。一方でフルエンスがゼロであればバブル

数もゼロになることは自明であるため、広い レンジで見れば直線性を保たないことが予 想される。この他、単色中性子を用いた照射 試験もおこなっており、より詳細なデータの 蓄積を進めている。

3. 結論 今後の圧力容器内を含む内部調 査、デブリ取り出し、デブリ・廃棄物仕分け など、条件が大きく異なる 1F 現場への BD の適用性評価に必要な中性子照射試験デー タを取得した。



図1 使用した BDT

図2 高速中性子の照射結果

#### 参考文献

[1] 小泉勝三 "気泡検出器―開発の歴史, 原理, 特性とその応用―"保険物理, 27, pp.157-166, (1992).

\*Kenichi Terashima<sup>1</sup>, Masaaki Kaburagi<sup>1</sup>, Masahiro Sakamoto<sup>1</sup>, Taichi Matsumura<sup>1</sup>, Manabu Fujita<sup>2</sup>, Keisuke Okumura<sup>1</sup>
<sup>1</sup>JAEA, <sup>2</sup>JPC

# 核不拡散・核セキュリティ用アクティブ中性子 NDA 装置の開発(3) (1) プロジェクトの概要と進捗状況

Development of active neutron NDA system for nuclear non-proliferation and nuclear security (3)

(1) Project overview and progress

\*藤 暢輔, 土屋 晴文, 大図 章, 古高 和禎, 北谷 文人, 米田 政夫, 前田 亮, 小泉光生 原子力機構

核不拡散・核セキュリティ分野における核燃料物質測定技術の向上に資するため、アクティブ中性子法に よる非破壊測定装置の開発を実施している。本講演では、高線量核燃料物質のための非破壊測定技術開発 プロジェクトの概要及び進捗状況について報告する。

**キーワード**:アクティブ中性子法、核不拡散・核セキュリティ、非破壊測定、核燃料物質

#### 1. 緒言

原子力機構では欧州委員会 - 共同研究センター(EC-JRC)との共同研究を実施しており、従来の非破壊測 定(NDA)では対応できない高線量核燃料物質に適用できる NDA を開発している[1]。本研究開発では、アク ティブ中性子法(ダイアウェイ時間差分析法:DDA、中性子共鳴透過分析法:NRTA、即発ガンマ線分析法:PGA、 遅発ガンマ線分析法:DGA)を高度化し、さらにそれらを組み合わせて、それぞれの特長を生かすことによ って高線量核燃料物質のための NDA の確立を目指している。H27 年度からフェーズ I として低線量核燃料 測定のための研究開発を実施しており、H30 年度からはフェーズ II として高線量核燃料測定のための研究 開発を実施している[2]。

#### 2. アクティブ中性子非破壊測定技術の開発

H27 年度から H29 年度までのフェーズ I で得られた知見をもとに、H30 年度からシミュレーションを用いて DDA と PGA 部の設計研究を行い、低バックグラウンド化した DDA 用の検出器バンク、中性子ダメージを大幅に軽減する PGA 用の高性能中性子遮蔽等の開発を実施した。R1 年度は DDA と PGA 部を製作してコールド試験を実施するとともに、NRTA 部の設計を行い、主に中性子コリメータや NRTA 用検出器の開発を行う。また、R2 年度には NRTA 部を製作することで原子力機構燃料サイクル安全工学研究施設に

新しい Active-N 装置を完成させ、 R3 年度からの実証試験に向けた準 備を整える予定である(図 1)。 **謝辞**:本研究開発は、文部科学省「核 セキュリティ強化等推進事業費補 助金」事業の一部である。

#### 参考文献

M. Kureta et al., Proc. 37th
 ESARDA Symposium, Manchester,
 UK, 111-120, (2015)
 Y. Toh et al., Proc. INMM 59th Annual

Meeting Baltimore, Maryland, USA 1-6, (2018)



\*Yosuke Toh, Harufumi Tsuchiya, Akira Ohzu, Kazuyoshi Furutaka, Fumito Kitatani, Masao Komeda, Makoto Maeda, Mitsuo Koizumi, Japan Atomic Energy Agency

# 核不拡散・核セキュリティ用アクティブ中性子 NDA 装置の開発(3) (2) DDA システムによる模擬高線量核物質測定試験

Development of active neutron NDA system for nuclear non-proliferation and nuclear security (3) (2)Experimental study on determination of fissile mass in stimulated highly radioactive

nuclear materials in Differential Die-away Analysis system

\*大図 章 ',前田 亮 ',米田 政夫 ',藤 暢輔 '

1原子力機構

核不拡散・核セキュリティ分野での核燃料物質の非破壊測定技術の向上を目的として、アクティブ中性 子法による非破壊測定装置の開発を実施している。今回、非破壊装置の一部であるダイアウェイ時間差分 析システムにおいて実施した模擬高線量場での核燃料物質の測定試験結果について報告する。

キーワード:アクティブ中性子法、NDA、DDA、核不拡散、核セキュリティ、高線量核燃料物質

#### 1. 緒言

原子力機構では、核不拡散・核セキュリティに資する使用済み核燃料及び核変換用 MA-Pu 燃料等の高線 量核物質の測定法を確立するため、アクティブ中性子法による非破壊測定(NDA)技術を開発している[1]。 その NDA 技術の一つであるダイアウェイ時間差分析(DDA)は、外部より中性子を照射して核燃料物質の核分 裂反応を発生させ、その反応で放出される中性子を測定して核燃料物質量を定量する方法である。このた め、使用済み核燃料等の高線量核物質を測定する際には、核燃料物質以外の Cm 等からの自発核分裂中性子 の影響を受ける。本研究では Cm 等からの妨害中性子(バックグランド)を模擬するために<sup>252</sup>Cf 線源を用 い、DDA 装置内での妨害中性子の強度を変化させて DDA 測定への影響を調査した。

#### 2. 試験装置及び試験方法

図1に DDA 試験装置の概略を示す。サンプル測定室の側面に中性 子発生管、その反対側に中性子検出器バンクを配置し、その間に厚 さ 6cm の円筒形のポリエチレン製モデレータで囲んだ測定サンプル 容器(バイアル瓶)を設置した。この容器に<sup>239</sup>Pu サンプル(約 20 mg)を封入し、<sup>252</sup>Cf 線源(表示付認証機器)の配置を変えることで 検出器バンクに検出される妨害中性子の強度を変化させながら<sup>239</sup>Pu からの誘発核分裂中性子の測定を行った。



図1 DDA 測定システム試験概略図

#### 3. 試験結果

高線量核燃料サンプルとして、Pu(約 20mg)が含まれる再処理 の使用済燃料溶解槽溶液(約 5.3cc)を想定して試験を行った。 その結果、図 2 に示すように Cf 線源からの妨害中性子強度が増 加するにつれてバックグランドレベルは上昇したが、溶解槽溶 液に含まれる Cm の自発核分裂中性子強度(約 58MBq)の 10 倍ま では、DDA 測定に影響がないことを確認した。

**謝辞**:本研究開発は、文部科学省「核セキュリティ強化等推進 事業費補助金」事業の一部である。

参考文献 [1]大図他、原子力学会 2018 秋 1AL16

\*Akira Ohzu<sup>1</sup>, Makoto Maeda<sup>1</sup>, Masao Komeda<sup>1</sup>, , and Yosuke Toh<sup>1</sup> <sup>1</sup>JAEA



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

# [2N09-11] Gamma-ray Camera 2

Chair:Hideki Tomita(Nagoya Univ.) Thu. Sep 12, 2019 2:45 PM - 3:35 PM Room N (Common Education Bildg. 3F A32)

# [2N09] Evaluation and development of directional gamma-ray detectors using TIBr semiconductors

\*Mitsuhiro Nogami<sup>1</sup>, Keitaro Nogami Hitomi<sup>1</sup>, Tatsuo Torii<sup>2</sup>, Sato Yuki<sup>2</sup>, Yoshihiko Tanimura<sup>2</sup>, Kuniaki Kawabata<sup>2</sup>, Kenichi Watanabe<sup>3</sup>, Toshiyuki Onodera<sup>4</sup>, Keizo Ishii<sup>1</sup>, Hiroyuki Takahashi<sup>5</sup> (1. Tohoku University, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Nagoya University, 4. Tohoku Institute of Technology, 5. The University of Tokyo) 2:45 PM - 3:00 PM

# [2N10] Multiple nuclide imaging with a Compton-PET hybrid camera

\*Mizuki Uenomachi<sup>1</sup>, Wei Seng Foong<sup>1</sup>, Kenji Shimazoe<sup>1</sup>, Hiroyuki Takahashi<sup>1</sup>, Miwako Takahashi<sup>2</sup> , Kei Kamada<sup>3</sup>, Tadashi Orita<sup>1</sup> (1. Univ. of Tokyo, 2. NIRS, 3. Tohoku Univ.) 3:00 PM - 3:15 PM

# [2N11] Study on High Sensitivity Multi-layer Compton Camera for Clearance Applications in Decommissioning

\*Agus Nur Rachman<sup>1</sup>, Kenji Shimazoe<sup>1</sup>, Hiroyuki Takahashi<sup>1</sup> (1. The University of Tokyo) 3:15 PM - 3:30 PM

#### TIBr 半導体を用いた指向性ガンマ線検出器の開発と評価

Evaluation and development of directional gamma-ray detectors using TlBr semiconductors
\*野上光博<sup>1</sup>,人見啓太朗<sup>1</sup>,鳥居建男<sup>2</sup>,佐藤優樹<sup>2</sup>,谷村嘉彦<sup>2</sup>,川端邦明<sup>2</sup>,古田禄大<sup>2</sup>
宇佐美博士<sup>2</sup>,渡辺賢一<sup>3</sup>,小野寺敏幸<sup>4</sup>,石井慶造<sup>1</sup>,島添健次<sup>5</sup>,高橋浩之<sup>5</sup>
<sup>1</sup>東北大学,<sup>2</sup>日本原子力開発研究機構,<sup>3</sup>名古屋大学,<sup>4</sup>東北工業大学,<sup>5</sup>東京大学

我々のグループでは、高線量場でのガンマ線イメージングを目指して臭化タリウム(TlBr)半導体を用いた指向性ガンマ線検出器の開発に取り組んでいる。本研究では、鉛遮蔽体と極小体積を有する2つの TlBr 検出器を用いた指向性ガンマ線検出器を製作した。製作した指向性ガンマ線検出器を<sup>137</sup>Csのチェ ッキングソースを用いて評価を行なったところ、検出器が高い指向性を有することが分かった。 **キーワード**:放射線計測、臭化タリウム(TlBr)、高放射線場、極小放射線検出器

ガンマ線スペクトロメーター

#### 1. はじめに

臭化タリウム(TlBr)は高原子番号元素(Tl: 81, Br: 35)から構成さ れる化合物半導体であり、かつ高密度(7.56 g/cm<sup>3</sup>)であるため、光 電吸収効率が高い。極小体積 TlBr 検出器は高線量場においてもス ペクトル計測が可能であることが報告されている(2019 年春の年 会 2F20)。本研究では、鉛遮蔽体と極小体積を有する 2 つの TlBr 検出器を用いた指向性ガンマ線検出器を開発し、その評価を行な った。

#### 2. 指向性ガンマ線検出器の製作

TIBr 検出器を純化した TIBr 結晶を用いて製作した。製作した TIBr 検出器は陰極に平板型電極( $3.5 \text{ mm} \times 3.5 \text{ mm}$ )、陽極にピクセ ル電極( $0.5 \text{ mm} \times 0.5 \text{ mm}$ )とガード電極をそれぞれ有する。鉛遮 蔽体の寸法は $1 \text{ mm} \times 5 \text{ mm} \times 20 \text{ mm}$ である。製作した指向性ガ ンマ線検出器を Fig.1 に示す。

#### 3. 指向性ガンマ線検出器の実験と評価

製作した指向性ガンマ線検出器を<sup>137</sup>Csのチェッキングソース を用いて評価した。チェッキングソースの位置を変えながら、検 出器の指向性を評価した。実験体系を Fig.2 に示す。

Fig.3に示すグラフは指向性ガンマ線検出器から得られた各入射 角度における TlBr 検出器 1、2 のピークカウント数の比である。 Fig3 から分かるように指向性ガンマ線検出器は高い指向性を示す ことが分かった。実験と検出器評価の詳細については会場にて説 明を行なう。



Fig.1 製作した指向性ガンマ線検出器



<sup>\*</sup>Mitsuhiro Nogami<sup>1</sup>, Keitaro Hitomi<sup>1</sup>, Tatsuo Torii<sup>2</sup>, Yuki Sato<sup>2</sup>, Yoshihiko Tanimura<sup>2</sup>, Kuniaki Kawabata<sup>2</sup>, Yoshihiro Furuta<sup>2</sup>

Hiroshi Usami<sup>2</sup>, Kenichi Watanabe<sup>3</sup>, Toshiyuki Onodera<sup>4</sup>, Keizo Ishii<sup>1</sup>, Kenji Shimazoe<sup>5</sup> and Hiroyuki Takahashi<sup>5</sup>

<sup>1</sup>Tohoku Univ., <sup>2</sup>JAEA, <sup>3</sup>Nagoya Univ., <sup>4</sup>Tohoku Inst. Tech., <sup>5</sup>The Univ. of Tokyo

# Compton-PET ハイブリッドカメラを用いた多核種イメージング

Multiple nuclide imaging with a Compton-PET hybrid camera

\*上ノ町 水紀<sup>1</sup>, Foong Wei Seng<sup>1</sup>, 島添 健次<sup>1</sup>, 高橋 浩之<sup>1</sup>, 高橋美和子<sup>2</sup>, 鎌田圭<sup>3</sup>, 織田忠<sup>1</sup> <sup>1</sup>東京大学, <sup>2</sup>放医研, <sup>3</sup>東北大学

Simultaneous PET and SPECT imaging can provide a more accurate diagnosis and reduce a burden on the patient, but it is difficult to integrate PET and SPECT system. Therefore, we have developed a GAGG-SiPM Compton-PET hybrid camera. In this study, we demonstrated simultaneous imaging of <sup>111</sup>In (SPECT tracer) and <sup>18</sup>F-FDG (PET tracer).

キーワード: SPECT, PET, コンプトンイメージング, 多核種イメージング

#### 1. 緒言

Positron emission tomography (PET) や single photon emission computed tomography (SPECT)といった核医学 法は、これまで病気の診断や治療に用いられてきた。PET は悪性腫瘍の診断や早期発見に用いられる一方、 SPECT は分子レベルでの診断に有効な方法である。PET と SPECT 核種の同時撮像は患者の負担の軽減や精 度の高い診断を可能にすることができるが、その手法の違いなどからこれらの同時撮像は現状困難である。 本研究では SPECT 核種と PET 核種の同時撮像を目的とした Compton-PET ハイブリッドカメラ[1]を用いて SPECT 核種である<sup>111</sup>In と PET 核種である<sup>18</sup>F-FDG の同時撮像の検証を行った。

#### 2. 方法

本研究で用いる Compton-PET ハイブリッドカメラは 2 対のコンプトンカメラで構成される。それぞれの コンプトンカメラはピクセルサイズ 2.5 mm×2.5 mm の 8×8 アレイ GAGG シンチレータとピクセルサイズ 3.2 mm×3.2 mm の 8×8 アレイ SiPM を組み合わせた散乱体と吸収体からなる。散乱体の厚さは 1.5 mm、吸 収体の厚さは 9 mm である。このコンプトンカメラを対向方向に設置し、SPECT 核種である<sup>111</sup>In と PET 核種 である <sup>18</sup>F-FDG の同時撮像を行った。<sup>111</sup>In はコンプトンイメージング、<sup>18</sup>F-FDG は PET イメージングでイメ ージングを行った。

#### 3. 結果

図 1 にマイクロチューブを用いた<sup>111</sup>In (0.986 MBq)と<sup>18</sup>F-FDG (0.588 MBq)の同時撮像結果を示 す。図 1(a)は<sup>111</sup>In の 245 keV のガンマ線を用いた コンプトンイメージング、(b)は<sup>18</sup>F-FDG の PET イメージングである。<sup>111</sup>In,<sup>18</sup>F-FDG がそれぞれ イメージングできていることがわかる。



#### 4. まとめ

GAGG シンチレータと SiPM を組み合わせた Compton-PET ハイブリッドカメラを用いて SPECT 核 図 1 :<sup>111</sup>In(245 keV コンプトンイメージング)と <sup>18</sup>F-FDG(PET イメージング)の同時撮像結果

種、PET 核種の同時撮像の検証を行った。<sup>111</sup>In をコンプトンイメージング、<sup>18</sup>F-FDG を PET イメージングで 同時撮像を行うことに成功した。

#### 参考文献

[1] K.Shimazoe et al., "Development of simultaneous PET and Compton imaging using GAGG-SiPM based pixel detectors", Nucl. Instr. And Meth. A, (2018)

\*Mizuki Uenomachi<sup>1</sup>, Foong Wei Seng<sup>1</sup>, Kenji Shimazoe<sup>1</sup>, Hiroyuki Takahashi<sup>1</sup>, Miwako Takahashi<sup>2</sup>, Kei Kamada<sup>3</sup>, Tadashi Orita<sup>1</sup> <sup>1</sup>The University of Tokyo., <sup>2</sup>NIRS, <sup>3</sup>Tohoku University

# Study on High Sensitivity Multi-layer Compton Camera For Clearance Applications in Decommissioning

\*Agus Nur Rachman<sup>1</sup>, Kenji Shimazoe<sup>1</sup>, Hiroyuki Takahashi<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Dept. of Nuclear Engineering and Management, The University of Tokyo

#### Abstract

High sensitivity multi-layer Compton camera is investigated to reduce nuclear power plants waste in decommissioning process. Compton camera has several advantages to produce image of radiation source distribution since it has high sensitivity for high energy gamma-rays in the range of MeV.

Keywords: High sensitivity, Compton Camera, Decommissioning

#### 1. Introduction

Clearance activity is one part of decommissioning process. In this process nuclear waste is sorted and classified. If the activity is lower than the standard that has been approve by the authority it will be threat as an industrial waste. We study about high sensitivity multilayer Compton camera to reduce the NPPs waste, especially for the metal material from the reactor core which has activity of  $^{60}$ Co.

#### 2. Monte Carlo Simulation on Multilayer Compton camera

For Monte Carlo simulation, Geant4, a toolkit for simulating the passage of particles through matter was used[1]. Three layer Ce:GAGG scintillator which each layer has  $8 \times 8$  voxel, where in first detector each pixel has size of  $10 \times 10 \times 5$ mm, and for the second and third detector the size is  $10 \times 10 \times 10$ mm. The 2D projection image from multilayer Compton camera simulation shows on figure 1.



Fig.1 2D Back Projection of Multilayer Compton Camera

The absolute efficiency for the 200*mm*, 300*mm*, 400*mm*, and 500*mm* are respectively  $7.28 \times 10^{-4}$ ,  $2.24 \times 10^{-4}$ ,  $1.22 \times 10^{-4}$ ,  $6.77 \times 10^{-5}$ , and  $3.13 \times 10^{-5}$ . The efficiency decreases in a line with increasing the distance of the source to the detector. The multiple hits in layers are also investigated.

#### 3. Conclusion

From simulation, multilayer Compton camera can give good efficiency and image reconstruction. It can be beneficial for the clearance application in decommissioning.

#### References

 Y. Yoshihara, K. Shimazoe, Y. Mizumachi, and H. Takahashi, "Evaluation of double photon coincidence Compton imaging method with GEANT4 simulation," Nucl. Instruments Methods Phys. Res. Sect. A Accel. Spectrometers, Detect. Assoc. Equip., vol. 873, pp. 51–55, 2017. Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 202-2 Radiation Physics, Radiation Detection and Measurement

# [2N12-16] Environment Measurement/Nuclear Material

Chair:Koichi Kino(AIST)

Thu. Sep 12, 2019 3:35 PM - 4:55 PM Room N (Common Education Bildg. 3F A32)

- [2N12] Hastening of β-decay of La-138 by High Energy Electron Irradiation \*Ryoichi Taniguchi<sup>1</sup>, Norio Ito<sup>1</sup>, Hiroyuki Miyamaru<sup>1</sup>, Takao Kojima<sup>1</sup>, Ken-ichi Okamoto<sup>1</sup>, Tadashi Tsujimoto<sup>2</sup> (1. Osaka Prefecture University, 2. Reassurance Science Academy) 3:35 PM - 3:50 PM
- [2N13] Experimental verification of Bayesian inference for the gamma-ray spectroscopy with Nal(TI) scintilator

\*Shingo Tamaki<sup>1</sup>, Fuminobu Sato<sup>1</sup>, Isao Murata<sup>1</sup> (1. OSAKA UNIVERSITY)
3:50 PM - 4:05 PM

[2N14] Applicability of multiple gamma-ray detection to long-lived radioactive nuclide determination in environmental samples \*Masumi Oshima<sup>1</sup>, Jun Goto<sup>2</sup>, Yurie Ikebe<sup>1</sup>, Hirofumi Seto<sup>1</sup>, Shigeru Bamba<sup>1</sup>, Hirofumi Shinohara<sup>1</sup>

, Takao Morimoto<sup>1</sup>, Keisuke Isogai<sup>1</sup> (1. Japan Chemical Analysis Center, 2. Niigata University) 4:05 PM - 4:20 PM

[2N15] Measurement of ambient radiations for the development of reactor neutrino monitor(2)

> \*Yuta Ikeyama<sup>1</sup>, Ayumu Hirota<sup>1</sup>, Kyohei nakazima<sup>1</sup>, Yoichi Tamagawa<sup>1</sup> (1. Fukui Univ.) 4:20 PM - 4:35 PM

[2N16] Basic study of one-dimensional optical fiber based radiation distribution sensing by wavelength spectroscopy

\*Yuta Terasaka<sup>1,2</sup>, Kenichi Watanabe<sup>2</sup>, Akira Uritani<sup>2</sup>, Tetsuya Hanai<sup>2</sup>, Yuki Sato<sup>1</sup>, Tatsuo Torii<sup>1</sup>, Ikuo Wakaida<sup>1</sup> (1. JAEA, 2. Nagoya Univ.)

4:35 PM - 4:50 PM
# 高エネルギー電子線照射による La-138 のベータ崩壊の短寿命化

Hastening of  $\beta$  -decay of La-138 by High Energy Electron Irradiation

\*谷口良一<sup>1</sup>,伊藤憲男<sup>1</sup>、宮丸広幸<sup>1</sup>、小嶋崇夫<sup>1</sup>、岡本賢一<sup>1</sup>、辻本忠<sup>2</sup> <sup>1</sup>大阪府大放射線,<sup>2</sup>安心安全科学アカデミー

Cs-137 による環境汚染問題の解決をめざして長寿命ベータ崩壊核種の短寿命化の検討を行っている。半減期 1000 億年の超長寿命天然ベータ核種の La-138 に高エネルギーの電子線を照射した結果、若干の変化が 観測された。試料中の放射能の2次元分布にも変化が観測された。

### キーワード:核励起, β崩壊, 短寿命化

### 1. 緒言

β崩壊は核励起することで半減期が劇的に短縮するとされている<sup>1)</sup>。ただし、励起断面積と励起寿命を 考えた場合、実際に利用することは困難とされてきた。我々は現在半減期 1000 億年の La-138 を試料とし て短寿命化の評価を行っており<sup>1)</sup>、γ線、X線、電子線の照射で、β崩壊量の僅かな減少が観測されている。 今回、実用上、最も有望と考えられる電子線照射に焦点を絞り、結果を紹介したい。

#### 2. 実験

実験では大阪府立大学の電子線形加速器を用いた。試料には La 金属の円柱(20mm×15mmφ)を用い、円柱の片側から 8MeV、 2µAの電子線を水冷試料に1時間照射し、ベータ崩壊量の変化を Ge 検出器を用いて測定した。図1は、照射後の試料の測定スペク トル中のいくつかのピーク面積の変化を2か月程度追跡したもの である。図のように、La-138の電子捕獲(1436keV)のピーク面積が 数十日で 3%程度減少していることが示されている。ただし、試料 のバックグランドを構成しているアクチニウム系列の核種

(Ra-223、Th235等)のピーク面積も変動しており、しかも不規則 な変動に見える。図2は、同種の試料の放射能分布を2次元的に 測定したものである。これは照射した後の試料を IP に2か月程度密 着させて得られた放射能分布である。図2の(1)は照射前の分布を 示している。僅かな変化が観測されているが、照射ビームの形状と は明らかに異なっている。これらの結果については現在詳細な検討 を行っている。





#### 参考文献

図2 電子線照射による放射能分布の変化

[1] 「長寿命ベータ崩壊核種の短寿命化」谷口良一他、原子力学会 2017 年秋の大会、3L09

[2] 「電子線照射によるベータ崩壊核種の短寿命化」谷口良一他、第 56 回 RI 研究会(2019)1p-Ⅲ-05

<sup>\*</sup>Ryoichi Taniguchi<sup>1</sup>, Norio Ito<sup>1</sup>, Hiroyuki Miyamaru<sup>1</sup>, Takao Kojima<sup>1</sup>, Ken-ichi Okamoto<sup>1</sup> and Tadashi Tsujimoto<sup>2</sup>

<sup>&</sup>lt;sup>1</sup>Osaka Prefecture Univ., <sup>2</sup>Reassuranc Science Academy.

# NaI(TI)シンチレータを用いた Bayes 推定法によるガンマ線スペクトル解析法の実験的検証

Experimental verification of Bayesian inference for the gamma-ray spectroscopy with NaI(Tl) scintilator \*玉置 真悟<sup>1</sup>, 佐藤 文信<sup>1</sup>, 村田 勲<sup>1</sup> <sup>1</sup>大阪大学

本研究は、NaI(Tl)シンチレータを用いた実験を行い、Bayesの定理に基づいたアンフォールディング法(Bayes 推定法)によるガンマ線のエネルギースペクトルの解析可能性を確認した。また、理論値と比較することにより解の収束性や妥当性を議論した。

キーワード:シンチレータ,ガンマ線スペクトル解析,アンフォールディング,誤差伝搬, Bayes 推定

#### 1. 緒言

Bayes 推定法とは、Bayes の定理に基づいて畳み込み積分の逆問題を解く(アンフォールディング)解析法 であり、原子核の二重微分断面積の解析や中性子スペクトルの解析などに用いられている [1,2]。しかしなが ら Bayes 推定法の劣問題条件下における解析の是非や推定値の誤差評価手法など、未解決の問題が存在する。

そこで本研究では、Bayes 推定法の一般的特徴や放射線計測への適用性を明らかにすることを目的に、Bayes 推定法によるガンマ線のエネルギースペクトルの実験解析を実施し、Bayes 推定法による解の収束性や妥当 性を検証した。

#### 2. 実験

NaI(TI)シンチレータを用いて<sup>137</sup>Cs 及び<sup>60</sup>Coから発せられるガンマ線の測定実験を行った。この実験では Bayes 推定法によって測定結果から検出器に入射するガンマ線のエネルギースペクトルの解析を行った。そ して解析結果と理論値と比較することで Bayes 推定によって得られる結果の再現性や収束性を評価した。

この実験を各線源に対して 100 回行った。本実験で得られた解析スペクトルを図 1 に示す。図 1 に示された 3 本のピークエネルギーの平均はそれぞれ 662.7±6.1 keV, 1170.4±7.3 keV, 1325.4±10.2 keV となった。また、 各ピーク強度を理論値と比較すると、C/E の平均がそれぞれ 1.09±0.01, 1.11±0.01, 1.12±0.01 となった。

#### 3. 結論

本研究により、Bayes 推定法によりガンマ線のエネルギースペクトルの解析が可能であることを確認した。 また、100 回の繰り返し測定の結果、Bayes 推定法で得

られる結果の高い再現性・収束性を確認した。

今後はシンチレータの種類を変えて同様の実験を行い,検出器応答関数の形状による依存性等についても検 証を進める予定である。

#### 参考文献

[1] K. Kondo et al., Nucl. Instr. Meth. A, 568, 2, (2006) 723-733.

[2] S. Tamaki et al., Nucl. Instr. Meth. A, 940, (2019) 435-440.

\* Shingo Tamaki<sup>1</sup>, Fuminobu Sato<sup>1</sup>, Isao Murata<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Osaka University



図 1. ガンマ線スペクトルの解析結果

### 多重ガンマ線検出法の環境中長寿命放射性核種分析への適用性検討

Applicability of multiple  $\gamma$ -ray detection to long-lived radioactive nuclide determination in environmental

samples

\*大島真澄<sup>1</sup>,後藤 淳<sup>2</sup>,池部友理恵<sup>1</sup>,瀬戸博文<sup>1</sup>,伴場滋<sup>1</sup>,篠原宏文<sup>1</sup>,森本隆夫<sup>1</sup>,磯貝啓介<sup>1</sup>, <sup>1</sup>日本分析センター、<sup>2</sup>新潟大学

福島第1原子力発電所の廃炉措置、環境保全等のための迅速・高感度の放射能分析手段として、多重γ線 検出法の適用性を調べた。コンパクトな多重γ線検出装置を想定してシミュレーション計算を行った結果、 Co-60, Nb-94, Eu-152, Eu-154の検出限界を 2.6 - 8.2 倍改善できることが分かった。

キーワード:廃炉措置,放射能分析,多重γ線検出法、ピーク対バックグラウンド比、検出限界

#### 1. 緒言

福島第1原子力発電所(IF)事故に伴い施設周辺に放出された放射能分析は、廃炉措置、環境保全等のため に緊急の課題となっている。特に、試料が多量なため、迅速・高感度の分析法が望まれる。我々はこれま で原子核物理研究に実績のある多重γ線検出法を中性子放射化分析に適用することで、高分解能、高感度 を達成し、その分析性能を大幅に高めることができた[1]。そこで、今回我々は多重ガンマ線検出法の上記 放射能分析対象核種分析への適用性を調べた。

#### 2. シミュレーション計算

崩壊 γ線を対象とした多重 γ線検出法の最近の研究[2]では、従来用いられてきた多検出器の体系よりも、 数台の検出器でも密に配置した高検出効率の体系が、検出感度において優れていることがわかった。今回 我々は NaI 相対検出効率 40%の Ge 検出器 4 台を束ね、1 台を正対する全5 台の配置の体系を検討した。

分析対象となる 38 核種のうち、低エネルギー  $\gamma$ 線を含む  $\gamma$ 線放出核種は約 14 種あり、そのうち多重  $\gamma$ 線放出核種は Co-60, Nb-94, Eu-152, Eu-154 の 4 種である。これらについて多重  $\gamma$ 線測定のシミュレーションを行った。放射線シミュレーションコード Geant4.10.2 を用い、1、2 次元  $\gamma$ 線スペクトルを生成した。

#### 3. 結果と結論

右表に 1F 周辺の廃棄物および環境試料の放射能 分析における測定対象 4 核種のγ線(1332.5 keV(Co-60), 871.1 keV(Nb-94), 964.1 keV(Eu-152), 247.9 keV(Eu-154))に対する結果を示す。従来の1

核種	Co-60	Nb-94	Eu-152	Eu-154
P/B 比改善度	283	205	12.1	9.8
検出限界改善度	7.4	8.2	6.4	2.6

表1 多重γ線シミュレーション計算結果

次元法に比べ、2次元法におけるピーク対バックグラウンド比(P/B比)は9.8-283倍、検出限界値は2.6-8.2 倍改善することがわかった。よって、多重γ線検出法は上記対象核種 Co-60, Nb-94, Eu-152, Eu-154の高感 度分析に対応できることがわかった。より多くの核種が対象となる燃料デブリ分析への適用も期待される。

#### 参考文献

[1] M. Oshima et al., J. Radioanal. Nucl. Chem. Vol. 271, No.2 (2007) pp. 317-321.

[2] J. Goto et al., J. Radioanal. Nucl. Chem. Vol. 314, No.3 (2017) pp. 1707-1714.

\*Masumi Oshima<sup>1</sup>, Jun Goto<sup>2</sup>, Yurie Ikebe<sup>1</sup>, Hirofumi Seto<sup>1</sup>, Shigeru Bamba<sup>1</sup>, Hirofumi Shinohara<sup>1</sup>, Takao Morimoto<sup>1</sup>, and Kesuke Isogai<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Japan Chemical Analysis Center, <sup>2</sup>Niigata University

### 原子炉ニュートリノモニター開発のための環境放射線測定(2)

### Measurement of ambient radiations for the development of reactor neutrino monitor(2)

### \*池山佑太,廣田歩,中島恭平,玉川洋一

#### 福井大・エ

原子炉ニュートリノモニターは原子炉から発生する反電子ニュートリノを用いて、原子炉内部の稼働状況 等を監視する技術である。本講演では、前回行った環境放射線測定の問題に対する改善点と自作の液体シ ンチレータ(LS)をベースとした、原子炉ニュートリノモニターのテスト機の開発状況について発表する。

キーワード:原子炉ニュートリノモニター,環境放射線測定,バックグラウンド

#### 緒言

原子炉ニュートリノモニターは原子炉から発生する反電子ニュートリノを用いて、原子炉内部の稼 働状況等の監視を試みる技術である。これまでの研究では検出器を原子炉建屋内のテンドンギャラリ ーに設置しているため、宇宙線とそれに起因するγ線や中性子を低減した環境で反電子ニュートリノ を測定しているが、検出器の本来の姿としては小型で移動可能なものを建屋外の地上に設置できるこ とが望ましい。しかしながら、地上測定におけるバックグラウンド (BG) がテンドンギャラリー等に 比べて2桁程度高くなることが予想されており、目的を達成するためにはBG事象を低減する必要が ある。 そのために、装置開発のためあらかじめ環境放射線測定の設置予定場所を含むいくつかの地 点で行い、その結果を用いて効果的な遮蔽等を検討した上で原子炉ニュートリノモニターの設計を検 討する必要がある。2018年に実施した環境放射線測定では、電子回路の影響による信号波形の反射波 などの問題点があり、大学敷地内および原子力発電所内で統一的な評価ができない状況にあった。本 講演ではそれらの問題点に対する改善の取り組みと、現在開発を進めているニュートリノモニターの テスト機の状況について発表する。

#### 結論

前回の環境放射線測定における問題点として、信号の反射の影響で n/γ 弁別が有効に出来ないという点 があった。信号の反射は、NIM モジュールを Divider から Liner Fan IN/OUT に変更することにより抑える ことができた。また、現在はニュートリノ事象を捉えるために Gd 含有の LS の開発を行っている。原子力 発電所内での測定を可能にするため、引火点温度の高い LAB ベース LS の構成として、第一溶質に PPO、第 二溶質に Bis-MSB、添加物として Gd と Ultima Gold-F を入れたシンチレータを開発中である。PPO と Bis-MSB の量は発光量測定と透過率測定により量を決める。また、Gd の濃度は発光量と中性子捕獲時間から、Ultima Gold-F は発光量、透過率、波形弁別能より添加量を現在も解析中である。

波形弁別能を有する Gd 入り LS を用いて 10L 程度のテスト機の作成を進めている。このテスト機で環境 放射線測定を実施し、遅延同時計測と波形弁別能を用いて BG を落とし、残ったイベントが原子炉ニュート リノモニターの本来の BG となる。これらのデータは 1t クラスの検出器開発に重要であると考えられる。

Univ. of Fukui

<sup>\*</sup> Y.Ikeyama, A.Hirota, K.Nakajima, and Y.Tamagawa

### 波長分解型一次元光ファイバー放射線分布センシングに関する基礎検討

Basic study of one-dimensional optical fiber based radiation distribution sensing by wavelength spectroscopy \*寺阪 祐太<sup>1,2</sup>, 渡辺 賢一<sup>2</sup>, 瓜谷 章<sup>2</sup>, 花井 哲哉<sup>2</sup>, 佐藤 優樹<sup>1</sup>, 鳥居 建男<sup>1</sup>, 若井田 育夫<sup>1</sup> 「原子力機構,<sup>2</sup>名古屋大学

シンチレーション光ファイバーと放射線の相互作用由来の発光波長スペクトルをファイバーの片側から分 光器で測定し、ファイバー内を伝播する光の減衰量が波長毎に異なることを利用して放射線入射位置を逆推 定する「波長分解法」の原理検証試験を実施した。

キーワード:シンチレーション光ファイバー,放射線分布測定,波長スペクトル,アンフォールディング 1. 緒言

福島第一原子力発電所(1F)の廃炉過程における作業者の被ばく線量低減及び効率的な除染計画立案には、 局所的に存在するホットスポットの分布を把握することが重要である。シンチレーション光ファイバーに時 間分解計数計測(飛行時間法)を適用した広域一次元放射線分布測定システムが1F事故後に1Fサイト内外 で応用されてきたが、1F原子炉建屋内のような高線量率の環境では信号のパイルアップやセンサーの偶発同 時計数が問題となる。そこで、計数計測上のパイルアップ等の問題を回避できる積分型の測定手法として、 光ファイバーの片側から波長スペクトルを分光器で測定し、ファイバー内での光の減衰率が波長依存である ことを利用して放射線入射位置を逆推定する「波長分解法」を考案し、本手法の原理検証試験をUV模擬光 源及び <sup>90</sup>Sr線源を用いて実施した。

#### 2. 放射線入射位置推定方法

本研究で提案する放射線入射位置推定方法は、光ファイバー内での光の減衰率に波長依存性があることに 基づき、予めファイバー発光位置毎にファイバー先端で観測される発光波長スペクトルを応答スペクトルと して分光器で取得し、任意の線源分布に対する発光波長スペクトルをアンフォールディング処理することで 線源分布を逆推定するという手法である(Fig.1)。本手法の原理検証をΦ1mm、長さ7mのシンチレーション 光ファイバー(Kuraray 社製、SCSF-81)を UV 光源で励起発光させることで検証した。ファイバー先端から 50cm 間隔でΦ5mm にコリメートした UV 光を照射し、これらを応答スペクトルとして 6m まで計 12 個取得 した。430-510nmの波長範囲で BIN を 9 個設定し、未知の線源分布に対する発光波長スペクトルの BIN 光量 を再現する線源強度分布を位置毎の応答スペクトルを基にアンフォールディング法で決定した。

#### 3. 結果

ファイバーの2か所にUV同時照射をした場合にファイバー端で観測された発光波長スペクトルを入力値 としてアンフォールディングを実行した結果を Fig.2 に示す。逆推定結果は真の線源分布を概ね再現してお り、本手法の基本的な線源位置特定能力が確認できた。<sup>90</sup>Sr線源(1MBq)をファイバーに密着させた場合も 発光波長スペクトルの測定に成功し、UV光源で取得した応答スペクトルを用いたアンフォールディングに よる逆推定結果も実際の線源位置と概ね一致した。



\*Yuta Terasaka<sup>1,2</sup>, Kenichi Watanabe<sup>2</sup>, Akira Uritani<sup>2</sup>, Tetsuya Hanai<sup>2</sup>, Yuki Sato<sup>1</sup>, Tatsuo Torii<sup>1</sup> and Ikuo Wakaida<sup>1</sup>

<sup>1</sup>JAEA, <sup>2</sup>Nagoya Univ.

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

# [2N17-21] Medical Application/Applied Measurement

Chair:Masahiro Hino(Kyoto Univ.) Thu. Sep 12, 2019 4:55 PM - 6:15 PM Room N (Common Education Bildg. 3F A32)

# [2N17] Observation of 3D-Dose Distribution of 3D-Gel Dosimeters Irradiatted by Carbon Ion Beam

\*Masumitsu Toyohara<sup>1</sup>, Hiroaki Gotoh<sup>1</sup>, Maiko Mihashi<sup>1</sup>, Kazuya Hayashi<sup>1</sup>, Kyosuke Tadano<sup>1</sup>, Shinichi Minohara<sup>2</sup>, Yoshiaki Shimono<sup>3</sup>, Shinya Miyamoto<sup>3</sup> (1. Yokohama National University, 2. Kanagawa Cancer Center, 3. TOshiba Energy Systems &Solutions Corp.) 4:55 PM - 5:10 PM

[2N18] Mechanistic Study Comparing Radiolabeled and Fluorescent Glucose Uptakes by Cancer Cells for In Vivo Bioimaging \*Keiichiro Kushiro<sup>1</sup>, Mariko Kobayashi<sup>1</sup>, Akira Sugiyama<sup>1</sup>, Kenji Shimazoe<sup>1</sup>, Hiroyuki Takahashi<sup>1</sup> (1. The University of Tokyo)

5:10 PM - 5:25 PM 91 Influence of sample shar

## [2N19] Influence of sample shape on hydrogen measurement by TOF-PGA \*Makoto Maeda<sup>1</sup>, Masayuki Tsuneyama<sup>1,2</sup>, Mariko Segawa<sup>1</sup>, Yosuke Toh<sup>1</sup>, Shoji Nakamura<sup>1</sup>, Atsushi Kimura<sup>1</sup> (1. JAEA, 2. NAT) 5:25 PM - 5:40 PM

[2N20] Feasibility study for the temperature measurement using neutron selfindication method

\*mariko segawa<sup>1</sup>, yosuke toh<sup>1</sup>, tetsuya kai<sup>1</sup>, makoto maeda<sup>1</sup>, masayuki tsuneyama<sup>2</sup> (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. NAT)

5:40 PM - 5:55 PM

# [2N21] Development of a frequency comb based cavity ring-down spectroscopy for radioactive carbon analysis

\*Hideki Tomita<sup>1</sup>, Volker Sonnenschein<sup>1</sup>, Ryohei Terabayashi<sup>1</sup>, Keisuke Saito<sup>1</sup>, Masahito Yamanaka<sup>1</sup>, Norihiko Nishizawa<sup>1</sup>, Tetsuo Iguchi<sup>1</sup>, Kenji Yoshida<sup>2</sup>, Shinichi Ninomiya<sup>2</sup>, Naohiro Kamiya<sup>3</sup> (1. Nagoya Univ., 2. Sekisui Medical, 3. Shimadzu)
5:55 PM - 6:10 PM

### 炭素線ビームを照射したゲル線量計の三次元吸収線量分布の評価

Observation of 3D-Dose Distribution of 3D-Gel Dosimeters Irradiated by Carbon Ion Beam \*豊原尚実<sup>1</sup>, 五東弘昭<sup>1</sup>, 三橋舞子<sup>1</sup>, 林和哉<sup>1</sup>, 只野喬介<sup>1</sup>, 蓑原伸一<sup>2</sup>, 下野義章<sup>3</sup>, 宮本真哉<sup>3</sup> <sup>1</sup>横浜国立大学,<sup>2</sup>神奈川県立がんセンター,<sup>3</sup>東芝エネルギーシステムズ㈱

種々の組成のゲル線量計に重粒子線を照射し,吸収線量の三次元分布を吸光度で評価した。色素ゲルと PVA-KI ゲルは三次元評価が可能であったが,ポリマーゲルは artifact の出現で評価が困難であった。 キーワード:重粒子線,ゲル線量計,吸収線量,光 CT,色素ゲル,ポリマーゲル, PVA-KI ゲル

#### 1. 緒言

放射線の照射により発色するゲル線量計は,吸収線量を簡易に評価できる可能性があり,放射線がん治療時のQA/QCへの適用が期待されている。前報に引き続き<sup>1)</sup>,本報では,代表的なゲル線量計に<sup>12</sup>C<sup>6+</sup>を照射し発色量の三次元分布を測定することで,三次元吸収線量の分布評価への適用性や課題を検討した。

### 2. 試験

ロイコ色素を発色成分とする色素ゲル, PAGAT (Poly-Acrylamide, Gelatin, And THPC) ゲル, 部分ケン化 ポリビニールアルコール-ヨウ化カリウム (PVA-KI) ゲルを,神奈川県立がんセンターの i-Rock<sup>TM</sup>\*で照射 した。照射体系と PHITS<sup>2</sup>)による吸収線量分布を図 1 に示す。発色量はオプティカル CT (OCT) で測定し た。光の透過量を二値化処理して Gray Value に変換後に三次元再構成して,発色量の三次元分布を得た。

#### 3. 結果と考察

図 2 左に照射した色素ゲルの正面と上面からの観察結果の例を示す。重粒子線の照射領域が青色に発色 していることが確認された。図 2 右は、色素ゲルと PVA-KI ゲルの OCT の測定状況と、二値化処理で得た Gray Value について、Bragg Peak 付近の重粒子線照射軸に垂直な面の再構成結果を示す。どちらも、図 1 に示す PHITS で予測した吸収線量の平面分布に相当する再構成結果を得た。一方、ポリマーゲルは cupping artifact が見られ、照射断面中心部で Gray Value の分布が低下することを確認した。



図1 照射体系と PHITS で予想した吸収線量分布

図2 照射試料とOCTによる吸光度の三次元再構成

\*Ion-beam Radiation Oncology Center in Kanagawa

参考文献[1]豊原他, 2019 年春の年会 2F17, [2] Tatsuhiko Sato, et al., version 3.02, J. Nucl. Scie. Tech. 55[6], 684-690(2018) 本研究は、横浜国立大学、東芝エネルギーシステムズ株式会社、神奈川県立病院機構の三者による「重粒子線 がん治療装置の高度化に関する研究」の一部である。IRB; 横浜国大\_人医-2018-05, 神奈川県立がんセンター\_2018 疫-47

\*Masumitsu Toyohara<sup>1</sup>, Hiroaki Gotoh<sup>1</sup>, Maiko Mihashi<sup>1</sup>, Kazuya Hayashi<sup>1</sup>, Kyohei Tadano<sup>1</sup>, Shinichi Minohara<sup>2</sup>, Yoshiaki Shimono<sup>3</sup>, Shinya Miyamoto<sup>3</sup>. <sup>1</sup>Yokohama National Univ., <sup>2</sup>Kanagawa Cancer Center, <sup>3</sup>Toshiba Energy Systems & Solutions Corp.

# Mechanistic Study Comparing Radiolabeled and Fluorescent Glucose Uptakes by Cancer Cells for *In Vivo* Bioimaging

\*Keiichiro Kushiro<sup>1</sup>, Mariko Kobayashi<sup>1</sup>, Akira Sugiyama<sup>1</sup>, Kenji Shimazoe<sup>1</sup> and Hiroyuki Takahashi<sup>1</sup>
<sup>1</sup>University of Tokyo.

**Abstract:** This study focuses on the differences in quantitative cellular uptakes between glucose analogs labeled with either fluorescence or radioactive isotopes, and their influences on tumor bioimaging via positron emission tomography (PET) and fluorescence imaging. The type of imaging probe drastically affected the localization and the kinetics of cellular uptake by various cancer cells in different conditions, which are critical parameters for tumor bioimaging. **Keywords:** Bioimaging, Cancer, PET, FDG, Glucose Uptake

#### 1. Introduction

Although both PET and fluorescence imaging based on glucose analogs have been used to study tumors *in vivo*, there have been some inconsistencies between them due to the lack of the mechanistic understandings underlying the uptake of the glucose-based probes. In this study, quantitative analyses of the localization and kinetics of glucose uptake by cancer cells when labeled with either radioactive isotopes or fluorescent molecules were performed. Understanding the mechanisms underlying this uptake phenomena will lead to a more accurate tumor bioimaging.

#### 2. Methods

#### 2-1. Fluorescence evaluation of glucose uptake and in vivo fluorescence bioimaging

After incubating starved ovarian cancer (SKOV3) or colorectal cancer (DLD1) cells with 100nM fluorescentlylabelled 2-deoxyglucosone (2-DG-750) for 1 hour at different culture conditions (adhesive/non-adhesive states), the cells were separated into different components via centrifugation (10000g), and the fluorescence signals were measured using a plate reader (TECAN Spark 20M). Also, BALB/c mice grafted with each type of tumors were bioimaged with the intravenous injection of 10nmol 2-DG-750 using the *in vivo* imaging system (SHIMAZU Clairvivo-OPT plus).

#### 2-2. Radioactivity evaluation of glucose uptake and PET imaging

Same as that in Section 2-1, but using fluorodeoxyglucose (FDG) (0.1MBq for cells and 10MBq for mice). The radioactivity was measured by gamma counter (COBRA Quantum 5003) and bioimaged via Clairvivo-PET (SHIMAZU). **3. Results and Discussions** 

The uptakes and the localizations of fluorescent and radiolabeled probes are summarized in Table 1. Certain combinations of probe type, cell type, and culture conditions induced better uptake of each type of probe. SKOV3 cells more efficiently absorbed fluorescent probes compared to radiolabeled probes and therefore were better imaged with fluorescence imaging than PET. The opposite was true for DLD1 cells, where they absorbed FDG much more efficiently. It is hypothesized that the difference was due to the molecular structures of 2-DG preventing complete internalization.

Table 1. Summary of normalized cellular uptakes of fluorescent and radiolabeled glucose analogs in the adhesive states.

	Total Uptake	Membrane-Bound	Cytosol	<b>Organelles/Others</b>
SKOV3 with 2-DG-750	4.4%	▶ 2.1%	2.1%	0.2%
SKOV3 with FDG	0.6%	• 0.2%	0.3%	<0.1%
DLD1 with 2-DG-750	3.3%	1.5%	1.7%	0.1%
DLD1 with FDG	7.6%	▶ 1.2%	6.2%	0.3%

### TOF-PGA を用いた水素測定における試料形状の影響

Influence of sample shape on hydrogen measurement by TOF-PGA

\*前田 亮¹, 常山 正幸¹.², 瀬川 麻里子¹, 藤 暢輔¹, 中村 詔司¹, 木村 敦¹

1原子力機構,2日本アドバンストテクノロジー

PGA 測定では試料に水素が含まれている場合、水素だけでなく水素以外の元素の測定感度にも影響し、高 精度な分析を妨げる原因となっている。熱中性子を用いた PGA 測定の場合は球形の試料を使用することで、 この測定感度の変化を除去できるが、熱外もしくは冷中性子領域での PGA 測定においては、球形試料でも測 定感度の変化が起こるため、水素濃度に依存する補正が必要であることが分かった。

キーワード: ANNRI、PGA、飛行時間法、熱外中性子、冷中性子

#### 1. 緒言

J-PARC 物質・生命科学実験施設 BL04 に設置されている中性子核反応測定装置(ANNRI)では、熱外から冷 中性子の中性子を用いた PGA 測定が可能であるうえ、パルス中性子ビームを利用した飛行時間測定を行う事 により、イベント毎に中性子のエネルギーを特定する事ができる。

PGA 測定では試料に水素が含まれている場合、水素だけでなく水素以外の元素の測定感度にも影響し測定 精度が悪化してしまう。Mackey 等は熱中性子を用いた PGA 測定の場合、球形の試料を使用することでこの 測定感度の変化を除去できると報告した[1]。本研究では ANNRI での熱外から冷中性子を用いた PGA 測定 (TOF-PGA 測定)において、水素が測定感度に与える影響を確かめるため、球形と板状の試料を用いて測定を 行った。

#### 2. 実験·結果

実験では水素を含むアクリル製の1cm四方の板状試料(厚さ各:0.5,1.0,1.5,2.5,3.5,4.5 mm)と球形試料 (半径各:3/16,7/32,5/16,3/8 インチ)の計10 個の試料のPGA 測定を行うと同時に、飛行時間法(TOF)によ ってイベント毎の中性子エネルギーを得た(TOF-PGA 測定)。各入射中性子エネルギーにおける球形試料に含 まれる水素の測定感度の試料半径依存性を図1に示す。縦軸は水素原子1 個あたりの計数率を半径 3/16 イン

る。熱中性子のエネルギーである 25 meV では水 素測定感度は余り変化せず、5 meV では試料が大 きくなるほど感度が下がり、1 eV では感度が上 昇した。これは散乱時の中性子のエネルギー変 化を反映しているものと考えられる。本発表で は板状試料の評価結果、モンテカルロシミュレ ーションとの比較により得られる熱中性子散乱 則 S(α,β)の影響、及び感度変化の補正について も報告する。

チの試料の測定結果で規格化した値を示してい

**謝辞** 本研究は科研費 JSPS (JP17H01076)の助成 を受けた成果を含む。



図1 球形試料の水素測定感度の試料半径依存性

参考文献 [1] E.A. Mackey et al., Anal. Chem. 64, 2366-2371, (1992)

\*Makoto Maeda<sup>1</sup>, Masayuki Tsuneyama<sup>1,2</sup>, Mariko Segawa<sup>1</sup>, Yosuke Toh<sup>1</sup>, Shoji Nakamura<sup>1</sup> and Atsushi Kimura<sup>1</sup> <sup>1</sup>JAEA, <sup>2</sup>NAT.

# 飛行時間法を用いた Self-indication 法による中性子共鳴温度分析の適用性の検討

Feasibility Study for the Temperature Measurement using Neutron Self-indication Method

\*瀬川 麻里子 1、藤 暢輔 1、甲斐 哲也 1、前田 亮 1、常山 正幸 2

<sup>1</sup>日本原子力研究開発機構、<sup>2</sup>日本アドバンストテクノロジー

Self-indication 法(SI)を用いた新たな温度分析技術の確立を目指し、J-PARC において SI 法が適用可能な試料の中性子透過率の範囲を調査した。Ta 試料厚を 3-200 µm の範囲で変化させ、SI 法により即発ガンマ線を計測し中性子透過率を求めた。共鳴解析コードによるシミュレーション結果と得られた実験値を比較して両者の整合性を実証し、幅広い中性子透過率の範囲で SI 法の適用が可能である事を示した。

### キーワード:中性子共鳴、即発ガンマ線分析、温度計測

### 1. 緒言

使用済燃料や高レベル放射性廃棄物の内部温度は、これらの処分方策の確立に資する重要な管理項目であ る。しかし、遮蔽された大型の核物質の温度を非破壊・非接触で計測する有効な技術は現在のところ存在し ない。そこで我々は核物質等に含まれる元素の中性子共鳴吸収による温度依存性(ドップラ効果)及び Selfindication (SI) 法に着眼し、上記のニーズに応える新たな温度計測技術の創出を目指している。SI 法とは、 パルス中性子ビーム軸上に測定試料と測定対象核種から成る indicator を配置し、indicator からの即発ガンマ 線を測定することによって間接的に測定試料を透過した中性子を検出する手法である。本手法は、indicator か らの即発ガンマ線を測定するため、測定試料に含まれる測定対象外の核種から放射されるガンマ線の影響を 受けることなく透過中性子を高感度で測定する事が出来るという特長を有する。また SI 法は物性研究におけ る結晶成長過程中の温度測定や圧縮された物質内の状態方程式の研究などにも応用可能である。我々は、既 に SI 法による非破壊・非接触での温度計測手法について基本的な原理の実証を行い、特許を出願済みである。 しかし SI 法を実用に供するには、本手法が適用可能な中性子エネルギー領域及び試料の中性子透過率範囲に ついての検証が必要であった。特に、中性子透過率は試料が厚くなるとシミュレーションや核データを用い た計算値の再現性が低下する傾向にあるため、実験的な検証が求められていた。そこで、本研究では Ta を試 料とし SI 法を用いて測定試料厚ごとの中性子透過率を求め、共鳴解析コード(REFIT)によるシミュレーシ ョンと比較して本手法が適用可能な中性子透過率の範囲を検証した。

#### 2. 実験

実験は J-PARC 物質・生命科学実験施設 BL04 に設置されている中性子 核反応測定装置 (ANNRI) において、測定試料 (Ta, 厚さ 3-200 μm) と indicator (Ta, 厚さ 100 μm) を、夫々TOF 距離 24.5 m, 27.9 m に配置し、 アンチコンプトン型 NaI 検出器を使用して indicator の中性子共鳴捕獲反 応から生じた即発ガンマ線を試料厚ごとに 1200 秒ずつ計測した。



### 3. 結果

図1に中性子エネルギー(En)= 4.3 eV 領域において得られた飛行時間スペクト ラム及び REFIT による計算値を示す (Ta 試料厚 40 µm, Indicator 厚 100 µm, W:試 料有, W/O:試料無し)。REFIT により精度よく実験値が再現されていることがわ



かった。発表では、試料厚ごとに SI 法による中性子透過率(図1中の塗り潰し部分に相当)を求め計算値と 比較して本手法の適用範囲を示すとともに温度計測の精度を議論する。

謝辞 本研究は科研費 JSPS (JP17H01076)の助成を受けた成果を含む。

\*Mariko Segawa<sup>1</sup>, Yosuke Toh<sup>1</sup>, Tetsuya Kai<sup>1</sup>, Makoto Maeda<sup>1</sup> and Masayuki Tsuneyam<sup>2</sup>, <sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency, <sup>2</sup>NAT.

# 放射性炭素同位体分析のための周波数コムを用いた キャビティーリングダウン分光法の開発

Development of a frequency comb based cavity ring-down spectroscopy for radioactive carbon analysis \* 富田 英生<sup>1</sup>, Volker Sonnenschein<sup>1</sup>, 寺林 稜平<sup>1</sup>, 齊藤 圭亮<sup>1</sup>, 山中 真仁<sup>1</sup>, 西澤 典彦<sup>1</sup>,

井口 哲夫<sup>1</sup>, 吉田 賢二<sup>2</sup>, 二宮 真一<sup>2</sup>, 神谷 直浩<sup>3</sup>

1名古屋大学,2積水メディカル(株),3(株)島津製作所

中赤外レーザー光源と超高感度なレーザー吸収分光法であるキャビティーリングダウン分光 (CRDS) を用いた新たな放射性炭素同位体(<sup>14</sup>C)分析法の開発を進めている。本研究では分析性能向上のために、高安定かつ広帯域な周波数リファレンスである中赤外光周波数コムを CRDS に適用し、高感度かつ高精度な<sup>14</sup>C 分析について検討した。

キーワード:放射性炭素,レーザー分光,微量分析

#### 1. はじめに

中赤外域には、多くの分子の吸収断面積が大きな吸収線が存在するため、レーザー吸収分光による定 量分析の利用が拡大している。放射性炭素同位体(<sup>14</sup>C)のような極微量な同位体を含む分子に対して中 赤外レーザー吸収分光による定量分析を行うには、光共振器を用いて感度を大幅に高めたキャビティー リングダウン分光(CRDS、レーザー吸収分光法の一種)を用いることが有用であることから、中赤外レ ーザーを用いた CRDS に基づく<sup>14</sup>C 分析法の開発を進めている。本研究では、分析性能向上のために、 高安定かつ広帯域な周波数リファレンスである中赤外光周波数コム(MIR-OFC)を CRDS に適用し、 分析性能の向上について検討した。

#### 2. 中赤外光周波数コムによる中赤外レーザーの発振周波数測定と CRDS による<sup>14</sup>C 分析

MIR-OFC を用いた CRDS に基づく<sup>14</sup>C 分析装置の概要を図1に示す。CRD セル内の光共振器に中 赤外量子カスケードレーザー(QCL)を入射すると、レーザー光が蓄積される。このとき、光共振器内 での光の滞在時間より十分に早く入射レーザー光を遮断すると、透過光強度の指数関数的減衰(リング

ダウン信号)を観測できる。この減衰率 $\beta$ は共振器内の 分子種の光吸収量に依存するため、 $\beta$ により光吸収物質 の数密度が定量できる。<sup>14</sup>Cを含む CO<sub>2</sub>の吸収線とそれ 以外を区別して高感度かつ高精度に<sup>14</sup>Cを分析するには、 不確かさの小さな発振周波数測定法が求められているた め、高繰り返し Yb 添加超短パルスファイバレーザーを ベースとした中赤外コムを用いた発振周波数測定系を構 築した。中赤外コムを用いることで同位体比測定精度が 改善されることが確認できた。



謝辞 本研究の一部は、AMED 先端計測分析技術・機器開発プログラム, JSPS 科研費 18H03469, JSPS 特別研究員奨励費 JP18J14881 の支援を受けて実施されました。

<sup>\*</sup> Hideki Tomita<sup>1</sup>, Volker Sonnenschein<sup>1</sup>, Ryohei Terabayashi<sup>1</sup>, Keisuke Saito<sup>1</sup>, Masahito Yamanaka<sup>1</sup>, Norihiko Nishizawa<sup>1</sup>, Tetsuo Iguchi<sup>1</sup>, Kenji Yoshida<sup>2</sup>, Shinichi Ninomiya<sup>2</sup>, Naohiro Kamiya<sup>3</sup>

<sup>&</sup>lt;sup>1</sup>Nagoya Univ., <sup>2</sup>Sekisui Medical Co., Ltd., <sup>3</sup>Shimadzu Corp.

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

# [2001-09] Seismic, Fault displacement PRA

Chair:Hitoshi Muta(Tokyo City Univ.)

Thu. Sep 12, 2019 9:30 AM - 11:55 AM Room O (Common Education Bildg. 3F A34)

[2001]	Treatment of uncertainty regarding action part of fault displacement (FD) to building foundation on FD fragility evaluation *Katsumi Ebisawa <sup>1</sup> , Ryusuke HARAGUCHI <sup>2</sup> , Yoshinori MIHARA <sup>3</sup> , Ayumi Yuyama <sup>1</sup> , Toshiaki SAKAI <sup>1</sup> , Futoshi Tanaka <sup>2</sup> (1. Central Research Institute of Power Industry, 2. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 3. Kajima Corporation) 9:30 AM - 9:45 AM
[2002]	Treatment of uncertainty regarding action part of fault displacement (FD) to building foundation on FD fragility evaluation *Ayumi Yuyama <sup>1</sup> , Yoshinori Mihara <sup>2</sup> , Ryusuke Haraguchi <sup>3</sup> , Toshiaki Sakai <sup>1</sup> , Katsumi Ebisawa <sup>1</sup> (1. CRIEPI, 2. KAJIMA, 3. MHI) 9:45 AM - 10:00 AM
[2003]	Treatment of uncertainty regarding action part of fault displacement (FD) to building foundation on FD fragility evaluation *Ryusuke Haraguchi <sup>1</sup> , Yoshinori Mihara <sup>2</sup> , Ayumi Yuyama <sup>3</sup> , Toshiaki Sakai <sup>3</sup> , Katsumi Ebisawa <sup>3</sup> (1. MHI, 2. KAJIMA, 3. CRIEPI) 10:00 AM - 10:15 AM
[2004]	Treatment of uncertainty regarding action part of fault displacement (FD) to building foundation on FD fragility evaluation *Futoshi Tanaka <sup>1</sup> , Ryusuke Haraguchi <sup>1</sup> , Yoshinori Mihara <sup>2</sup> , Ayumi Yuyama <sup>3</sup> , Toshiro Sakai <sup>3</sup> , Katsumi Ebisawa <sup>3</sup> (1. MHI, 2. KAJIMA, 3. CRIEPI) 10:15 AM - 10:30 AM
[2005]	Confirmation of V&V of Fault Displacement Fragility Evaluation procedure *hideaki tsutsumi <sup>1</sup> , yuji nikaido <sup>2</sup> , yoshinori mihara <sup>2</sup> , ryusuke haraguchi <sup>3</sup> , toshiaki sakai <sup>1</sup> , katsumi ebisawa <sup>1</sup> (1. Central Research Institute of Electric Powaer Industry , 2. Kajima Corporation, 3. Mitsubishi Heavy Indausties) 10:30 AM - 10:45 AM
[2006]	Confirmation of V&V of Fault Displacement Fragility Evaluation procedure *Yuji Nikaido <sup>1</sup> , Yoshinori Mihara <sup>1</sup> , Hideaki Tsutsumi <sup>2</sup> , Ryusuke Haraguchi <sup>3</sup> , Toshiaki Sakai <sup>2</sup> , Katsumi Ebisawa <sup>2</sup> (1. KAJIMA, 2. CRIEPI, 3. MHI) 10:45 AM - 11:00 AM
[2007]	Analysis and examination of accident scenario regarding functional failure of containment under fault displacement *Shingo Oda <sup>1</sup> , Bumpei Fujioka <sup>1</sup> , Futoshi Tanaka <sup>2</sup> , Ryusuke Haraguchi <sup>2</sup> , Yoshinori Mihara <sup>3</sup> , Shinichi Yoshida <sup>4</sup> , Tsutsumi Hideaki <sup>5</sup> , Toshiro Sakai <sup>5</sup> , Katsumi Ebisawa <sup>5</sup> (1. Hitachi-GE Nuclear Energy, 2. MHI, 3. Kajima, 4. OBAYASHI, 5. CRIEPI) 11:00 AM - 11:15 AM

- [2008] A Research Study of Plant Risk Evaluation for Fault Displacement \*Kunihiko Sato<sup>1</sup>, Yutaka Suzuki<sup>1</sup>, Ryusuke Haraguchi<sup>2</sup>, Kouichi Kamiya<sup>3</sup>, Tsutomu Ogawa<sup>3</sup>, Masanobu Kamiya<sup>3</sup> (1. MHI NSE, 2. MHI, 3. JAPC) 11:15 AM - 11:30 AM
- [2009] Development of Random number generation for Seismic risk assessment \*Shota Terayama<sup>1</sup>, Yasuki Ohtori<sup>1</sup>, Hitoshi Muta<sup>1</sup> (1. Tokyo City University) 11:30 AM - 11:45 AM

# 断層変位フラジリティ評価における構造物基礎への断層変位作用点に係る 不確実さの取り扱い (1)概要

Treatment of uncertainty regarding action part of fault displacement (FD) to building foundation on FD fragility evaluation (1) Outline

\*蛯澤 勝三<sup>1</sup>,原口 龍将<sup>2</sup>,田中 太<sup>2</sup>,美原 義徳<sup>3</sup>,湯山 安由美<sup>1</sup>,酒井 俊朗<sup>1</sup> <sup>1</sup>電中研,<sup>2</sup>三菱重工,<sup>3</sup>鹿島

断層変位フラジリティ評価における構造物基礎への断層変位作用位置に係る不確実さの取り扱いについて 提案する。断層変位ハザードの断層変位フラジリティ評価における橋渡し格子寸法を 100m×100m とする。 最も厳しい部位でのフラジリティを、ランダム作用位置とした場合の条件付確率として補正する。 **キーワード**:断層変位 PRA, ハザード評価格子寸法, フラジリティ評価での断層変位作用位置の不確実さ

1. **まえがき** 原子力学会では、断層変位 PRA 実施基準策定を進めている。著者等も断層変位 PRA 手法開発 の一環として、各種定量評価の蓄積を図っている。本報は4編のシリーズ発表のうちの(1)概要であり、シ リーズ発表は資源エネルギー庁委託研究成果の一部をまとめたものである。概要では、断層変位フラジリ ティ評価における構造物基礎への断層変位作用点に係る不確実さの取り扱いについて提案する。

#### 2. 断層変位フラジリティ評価での構造物基礎への断層変位作用点に係る不確かさの取り扱いの現状

2.1 断層変位ハザードとの係り 断層変位ハザード評価では、対象地点のモデル化において、格子寸法の 大きさ(例えば、500m×500m/250m×250m/100m×100m/50m×50m:図1)をパラメータとして取り扱い、寸 法の違いによって発生確率が異なる[1]。一方、断層変位フラジリティ評価では、対象建屋・構造物への断 層変位の作用位置を基礎盤(例えば、原子炉建屋基礎寸法 80m×80m:図1)としている[2]。このようにハ ザード評価とフラジリティ評価において、対象寸法が異なるので、両者の整合を図る必要がある。

2.2 現行の断層変位フラジリティ評価 現行建屋フラジリティ評価では、断層変位作用位置を基礎盤内の 最も厳しい部位としている[2]。作用位置としては、任意基礎盤部位にランダムに作用するとの考え方が合 理的であり改善する必要がある。この内容は、建屋・構造物内の機器・配管にも反映する必要がある。

3. 構造物基礎への断層変位作用位置の取り扱いに係る提案 提案内容は次の3項目である。(i)対象構造 物基礎の代表的寸法は原子炉建屋基礎の約 80m×80m であるので、同寸法と整合するように断層変位ハザ ードとの橋渡し格子寸法を 100m×100m とし、断層変位作用位置の取り扱いはフラジリティ側で対応する。 (ii)断層変位の構造物基礎盤への合理的作用位置は、基礎盤面内のランダムな部位であるので、最も厳し

い部位でのフラジリティがランダム部位でも同程度と仮定し、 このフラジリティをランダム作用位置とした場合の条件付 確率として補正する。(iii) 建屋・構造物内の機器・配管フ ラジリティ評価でも(ii)の補正を反映する。

4. シリーズ発表の構成 シリーズ発表は次の4つからなる。
(1)概要、(2)地盤・建屋に係る不確実さ要因の分析・検討
(3)機器・配管に係る不確実さ要因の分析・検討
(4) CDF への影響に係る分析・検討



参考文献 [1]高尾他(日本地震工学会論文集第 14 巻第 2 号,2014),[2]原口他(AESJ2018 秋の大会,2018.9)

<sup>\*</sup>Katsumi Ebisawa<sup>1</sup>, Ryusuke Haraguchi<sup>2</sup>, Futoshi Tanaka<sup>2</sup>, Yoshinori Mihawa<sup>3</sup>, Ayumi Yuyama<sup>1</sup>, Toshio Sakai<sup>1</sup> <sup>1</sup>CRIEPI, <sup>2</sup>MHI, <sup>3</sup>Kajima

### 断層変位フラジリティ評価における構造物基礎への断層変位作用点に係る 不確実さの取り扱い

### (2) 地盤・建屋に係る不確実さ要因の分析・検討

Treatment of uncertainty regarding action part of fault displacement (FD) to building foundation on

FD fragility evaluation

(2) Analysis and examination of uncertainty regarding soil and building

\*湯山 安由美1、酒井 俊朗1、蛯澤 勝三1、原口 龍将2、美原 義徳3

1電力中央研究所,2三菱重工業(株),3鹿島建設(株)

断層変位フラジリティ評価において、現状では保守的に評価対象物の直下で断層変位が発生すると仮定 している。これについて、より現実的な評価とするために断層変位の作用位置に関連する不確実さを、地 盤・建屋のフラジリティ評価に取り込む方法と実際のフラジリティ評価における適用性に関する検討を行 った。

キーワード:断層変位、PRA、フラジリティ、不確実さ

#### 1. まえがき

原子力学会では、断層変位 PRA 実施基準策定を進めている。著者等も断層変位 PRA 手法開発の一環として、各種定量的評価の蓄積を図っている。本報は、4 編のシリーズ発表のうちの(2) 地盤・建屋に係る不確実さ要因の分析・検討であり、シリーズ発表は資源エネルギー庁委託研究成果の一部をまとめたものである。本報では、断層変位による地盤・建屋のフラジリティ評価における構造物基礎への断層変位作用点に係る不確実さの取り扱いについて提案及び試算する。

#### 2. 断層変位フラジリティ評価(地盤・建屋)

#### 2-1. 既往知見及び現状のフラジリティ評価

筆者らは、これまでに、台湾集集地震での石岡ダムの断層変位に対する被害事例のシミュレーション解 析における知見に基づき、原子力施設を対象とした地盤-建屋連成系における耐力及び応答評価に係る認識 論的不確実さを整理している<sup>[1]~[3]</sup>。一方、断層変位ハザード評価における格子寸法とは関係なく、断層変 位が評価対象建屋に対して基本的に最も厳しくなる位置に作用するという前提で、地盤・建屋フラジリテ ィ評価を実施しているのが現状である。

#### 2-2. フラジリティ評価における断層変位作用位置の取り扱い

断層変位作用位置に係る不確実さがリスク評価に与える影響に関して、断層変位ハザード評価との整合 性を踏まえて、地盤・建屋フラジリティ評価において適切に考慮する方法を検討した。基本的な考え方と しては、断層変位ハザード評価における格子寸法内で断層変位がランダムな位置で発生するとして、評価 対象建屋のフラジリティ評価結果を補正するものである。上記の合理的な断層変位作用位置に係る不確実 さを考慮した原子炉建屋による試算結果によると、断層変位作用位置に係る不確実さがリスク評価結果に 与える影響は相対的に大きく、評価条件によっては無視できないことが分かった。

#### 参考文献

[1] 蛯沢他(AESJ2019 春の年会,2019.3)、[2] 湯山他(AESJ2019 春の年会,2019.3)、[3] 美原他(AESJ2019 春の年会,2019.3)

\* Ayumi Yuyama<sup>1</sup>, Toshiaki Sakai<sup>1</sup>, Katsumi Ebisawa<sup>1</sup>, Ryusuke Haraguchi<sup>2</sup>, Yoshinori Mihara<sup>3</sup>

<sup>1</sup>Central Research Institute of Electric Power Industry, <sup>2</sup>Mitsubishi Heavy Industries, LTD., <sup>3</sup>Kajima Corporation

# 断層変位フラジリティ評価における構造物基礎への断層変位作用点に係る 不確実さの取り扱い

### (3)機器・配管に係る不確実さ要因の分析・検討

Treatment of uncertainty regarding action part of fault displacement (FD) to building foundation on FD fragility evaluation

(3) Analysis and examination of uncertainty regarding component and piping system

\*原口 龍将1、美原 義徳2、湯山 安由美3、酒井 俊朗3、蛯澤 勝三3

1三菱重工業(株),2鹿島建設(株),3電力中央研究所

断層変位フラジリティ評価において、現状では保守的に評価対象物の直下で断層変位が発生すると仮定 している。これについて、より現実的な評価とするために断層変位の作用位置に関連する不確実さを、機 器・配管系のフラジリティ評価に取り込む方法と実際のフラジリティ評価における適用性に関する検討を 行った。

キーワード:断層変位、PRA、フラジリティ、不確実さ

#### 1. まえがき

原子力学会では、断層変位 PRA 実施基準策定を進めている。著者等も断層変位 PRA 手法開発の一環とし て、各種定量的評価の蓄積を図っている。本報は4編のシリーズ発表のうちの(3)機器・配管系に係る不確 実さ要因の分析・検討であり、シリーズ発表は資源エネルギー庁委託研究成果の一部をまとめたものであ る。本報では、断層変位による機器・配管系のフラジリティ評価における構造物基礎への断層変位作用点 に係る不確実さの取り扱いについて提案する。

#### 2. 断層変位フラジリティ評価(機器・配管系)

#### 2-1. 現行のフラジリティ評価

現行の機器・配管系に対するフラジリティ評価では、断層変位が評価対象部位に対して最も厳しくなる 場所に作用するという前提で定量化を行っている。例えば、建屋間渡り配管のフラジリティ評価では、建 屋の境界に沿って断層変位が作用することを仮定しており、結果として非常に保守的なフラジリティが得 られることになる。[1]

#### 2-2. フラジリティ評価における断層変位作用位置の取り扱い

断層変位によるリスクを正しく把握するために、断層変位作用位置による影響を機器・配管系の損傷確 率の評価において適切に考慮する方法を検討した。基本的な考え方としては、断層変位はハザード評価格 子内のランダムな部位で発生するとして、評価対象の構造物基礎へ断層変位が作用する確率を評価し、断 層変位が作用することを前提とした条件付損傷確率を補正するというものである。

上記の検討により、断層変位作用位置の影響を含めた評価手法として整理し、有効性を確認するために 従来評価を見直す形での試評価を行った。結果としてフラジリティが改善されることとなり、作用点に関 する議論は断層変位のリスク評価において無視できない影響を持つといえる。

#### 参考文献

#### [1] 原口他(AESJ2018 秋の大会,2018.9)

\*Ryusuke Haraguchi<sup>1</sup>, Yoshinori Mihara<sup>2</sup>, Ayumi Yuyama<sup>3</sup>, Toshiaki Sakai<sup>3</sup>, Katsumi Ebisawa<sup>3</sup>

<sup>1</sup>Mitsubishi Heavy Industries, LTD., <sup>2</sup>Kajima Corporation, <sup>3</sup>Central Research Institute of Electric Power Industry.

# 断層変位フラジリティ評価における構造物基礎への断層変位作用点に係る 不確実さの取り扱い

### (4) CDF への影響に係る分析・検討

Treatment of uncertainty regarding action part of fault displacement (FD) to building foundation on FD fragility evaluation

#### (4) Analysis and examination regarding effect on CDF

\*田中 太<sup>1</sup>, 原口 龍将<sup>1</sup>, 美原 義徳<sup>2</sup>, 湯山 安由美<sup>3</sup>, 酒井 俊朗<sup>3</sup>, 蛯澤 勝三<sup>3</sup>, <sup>1</sup>三菱重工業(株), <sup>2</sup>鹿島建設(株), <sup>3</sup>電力中央研究所

断層変位フラジリティ評価における構造物基礎への断層変位作用位置に係る不確実さは、断層変位事象 の事故シーケンス評価における起因事象の発生頻度及び緩和機能の信頼性の不確実さとして炉心損傷頻度 に影響を及ぼす。断層変位の作用位置に関連する不確実さを考慮したフラジリティ評価を用いた事故シー ケンス評価を実施し、その不確実さが炉心損傷頻度に及ぼす影響の分析を行った。

キーワード:断層変位、PRA、事故シーケンス評価、不確実さ

#### 1. まえがき

原子力学会では、断層変位 PRA 実施基準策定を進めている。著者等も断層変位 PRA 手法開発の一環として、各種定量的評価の蓄積を図っている。本報は 4 編のシリーズ発表のうちの(4) CDF への影響に係る分析・検討であり、シリーズ発表は資源エネルギー庁委託研究成果の一部をまとめたものである。概要では、断層変位事象に対する事故シーケンス評価における構造物基礎への断層変位作用点に係る不確実さの影響とその分析・検討結果について報告する。

#### 2. 事故シーケンス評価における断層変位作用点に係る不確実さの影響

#### 2.1. 現行の事故シーケンス評価

現行の事故シーケンス評価では、断層変位が評価対象部位に対して最も厳しくなる場所に作用するとい う前提で評価した機器・構造物のフラジリティにもとづき、起因事象発生頻度及び緩和機能の信頼性を評 価し、事故シーケンス頻度の評価を行っている。結果として、算出される炉心損傷頻度は、断層変位作用 位置に関しては保守的な評価となっており、作用位置の不確実さに係る定量的な知見は得られていない。

#### 2.2. 断層変位作用位置に係る不確実さの影響の分析

断層変位によるリスクを正しく把握するために、事故シーケンス評価において、断層変位作用位置に係 る不確かさの影響を適切に取り扱う必要がある。本シリーズ発表で紹介するフラジリティ評価に関わる検 討結果にもとづき、仮想的な原子力発電プラントを想定した断層変位 PRA モデル[1]を用い、断層変位作用 位置の不確実さを考慮した事故シーケンス評価を実施した。断層変位作用位置の不確実さを考慮して見直 したフラジリティ評価を用いることにより、炉心損傷頻度のより現実的な評価ができるとともに、作用位 置に係る不確実さの影響分析が可能となる。

#### 参考文献

#### [1] 田中他(AESJ2018 秋の大会,2018.9)

\* Futoshi Tanaka<sup>1</sup>, Ryusuke Haraguchi<sup>1</sup>, Yoshinori Mihara<sup>2</sup>, Ayumi Yuyama<sup>3</sup>, Toshiaki Sakai<sup>3</sup>, Katsumi Ebisawa<sup>3</sup>

<sup>1</sup>Mitsubishi Heavy Industries, LTD., <sup>2</sup>Kajima Corporation, <sup>3</sup>Central Research Institute of Electric Power Industry.

# 断層変位フラジリティ評価手順の妥当性確認

# (1) 全体応答モデルの台湾集集地震石岡ダム被害への適用

Confirmation of V&V of Fault Displacement Fragility Evaluation procedure

(1) Application example of global response model to Shih-Gang dam damage in Chi-Chi Earthquake of Taiwan

\*堤 英明 ¹,二階堂 雄司 ²,美原 義徳 ²,原口 龍将 ³,酒井 俊朗 ¹,蛯澤 勝三 ¹

1電中研,2鹿島,3三菱重工

断層変位フラジリティ評価手法(FDFEM)の妥当性確認・認識論的不確実さ評価手順を提案し、同手順内の全体応答モデルを台湾/集集地震/石岡ダム被害に適用し、妥当性確認手順の有用性について検討した。 キーワード:台湾集集地震/石岡ダム被害、断層変位フラジリティ評価手法妥当性確認

1. **まえがき** 著者等は、断層変位フラジリティ評価手法(FDFEM)の妥当性確認・認識論的不確実さ評価手順を提案し、台湾/集集地震(1999年)/石岡ダム被害に適用し、妥当性確認手順の有用性の検討を進めている[1]~[3]。本報は2つのシリーズ発表のその(1)であり、妥当性確認手順内の全体応答モデルを用いた妥当性確認の検討について述べる。本報は資源エネルギー庁委託研究成果の一部をまとめたものである。

2. FDFEM 妥当性確認・認識論的不確実さ評価手順 同手順は次の 5 ステップからなる。STEP1(断層変 位被害関連情報の収集・分析)/STEP2(暫定耐力評価パラメータ設定)/STEP3(暫定応答評価パラメータ設 定)/STEP4(ダム仕様フラジリティ SSHAC(Senior Seismic Hazard Analysis Committee)実施と原子力仕様への 拡張)/STEP5(原子力仕様フラジリティ SSHAC 実施)。妥当性確認手順は STEP1~STEP3 を、認識論的不 確実さ評価手順は STEP4~STEP5 を指す。本報では前半部について述べる。

STEP1 は STEP11(被害情報・データ収集)/STEP12(被害状況・観測波形分析)、STEP2 は STEP21(損傷 部位・損傷モード同定)/STEP22(損傷部位・モードに基づく損傷シナリオ同定)/STEP23( 損傷モード毎の 暫定耐力パラメータ幅設定)、STEP3 は STEP31(全体応答モデル設定)/STEP32(局所応答モデル設 定)/STEP33(応答中央値像モデル設定)/STEP34(中央値像モデルの重要応答パラメータ同定)からなる。

3. FDFEM 妥当性確認手順の有用性の検討 有用性の検討は石岡ダム被害に適用し行った。本報では、 STEP11~STEP31 までについて述べる。STEP1 では図1に示すダム被害情報を収集・分析した。逆断層に より堤体全体が鉛直方向へ10m 隆起、左岸側でダム軸方向へ6m、下流方向へ2m変位しダム軸長が短縮、堤 体基礎-基礎地盤間での剥離、堤体上流部へ水平2mの孕み出し等。STEP21 では損傷部位・損傷モードとし て、ダム堤体のひび割れ、堤体基礎-基礎地盤間の剥離、堤体基礎の上流部への孕み出し、堤体基礎の損壊 等を同定した。STEP22 では損傷部位・損傷モードに基づく損傷シナリオとして、逆断層によってダム軸方 向への圧縮と鉛直方向への変位が発生し、コンクリートひび割れ、堤体基礎 - 基礎地盤間での剥離、堤体

基礎の孕み出し、基礎地盤破壊が発生した。 STEP23 では損 傷モード毎の暫定耐力パラメータとして、堤体コンクリート 圧縮強度及び引張り強度を設定した。STEP31 では損傷シナリ オに基づく全体応答モデル(線形挙動)として簡易弾性はり 要素モデルを設定した。同モデルを用いた感度解析によって、 STEP22 の損傷シナリオの再現性を検討した結果、損傷シナリ オの再現性を確認し得たことから、全体応答モデルによって 損傷シナリオの全体像を再現し得る見通しを得た。



図1 石岡ダム被害の概要

参考文献 [1] 蛯沢他(AESJ2018 春の大会), [2]二階堂他(AESJ2018 春の大会), [3]二階堂他(AESJ2018 秋の大会)

\* Tsutsumi Hideaki <sup>1</sup>, Nikaido Yuji<sup>2</sup>, Yoshinori Mihawa<sup>2</sup>, Ryusuke Haraguchi<sup>2</sup>, Toshiaki Sakai<sup>1</sup>, Katsumi Ebisawa<sup>1</sup> <sup>1</sup>CRIEPI, <sup>2</sup>Kajima, <sup>3</sup>MHI

# 断層変位フラジリティ評価手順の妥当性確認 (2)局所応答モデルの台湾集集地震石岡ダム被害への適用例

Confirmation of V&V of Fault Displacement Fragility Evaluation procedure

(2) Application example of local response model to Shih-Gang dam damage in Chi-Chi Earthquake of Taiwan
 \*二階堂 雄司<sup>1</sup>,美原 義徳<sup>1</sup>,堤 英明<sup>2</sup>,原口 龍将<sup>3</sup>,酒井 俊朗<sup>2</sup>,蛯澤 勝三<sup>2</sup>
 <sup>1</sup>鹿島,<sup>2</sup>電中研,<sup>3</sup>三菱重工

断層変位フラジリティ評価手法(FDFEM)の妥当性確認・認識論的不確実さ評価手順を提案している。同手順 内の局所応答モデルを台湾/集集地震/石岡ダム被害に適用し、妥当性確認手順の有用性について検討した。 **キーワード**:断層変位フラジリティ評価、構造物基礎、不確実さ、コンクリート、地盤

1. **まえがき** 著者らは、断層変位フラジリティ評価手法(FDFEM)の妥当性確認・認識論的不確実さ評価手順を提案し、台湾集集地震(1999年)の石岡ダム被害に適用することで、提案した手順の有用性検討を進めている[1]~[3]。本報はシリーズ発表のその(2)であり、妥当性確認手順のうち局所モデルを用いた妥当性確認の検討について述べている。本報は資源エネルギー庁委託研究成果の一部をまとめたものである。

2. FDFEM 妥当性確認・認識論的不確実さ評価手順 同手順は 5 ステップからなり、妥当性確認手順は STEP1~STEP3 を、認識論的不確実さ評価手順は STEP4~STEP5 を指す。各ステップの概要及び STEP11 ~STEP34 の詳細構成については、本報その(1)で記述しているので参照されたい。

3. FDFEM 妥当性確認手順の有用性検討 検討は石岡ダムの被害を対象に実施した。本報その(1)では、 STEP11~STEP31における損傷シナリオの再現について、全体応答モデルによって大局的な挙動を再現し、 大凡の損傷シナリオを再現し得る見通しを得ている。本報では、STEP32(局所応答モデル設定)における 非線形挙動を含めた、損傷シナリオの再現性の検討について述べる。局所応答モデルとして石岡ダム及び 周辺地盤の弾塑性3次元有限要素解析モデルを設定し、STEP22(事故シナリオ)で同定された損傷部位・ 損傷モードである、コンクリートひび割れ、堤体基礎-基礎地盤間の剥離、堤体基礎のはらみ出し、基礎 地盤の破壊、堤体部の破壊等を同定することができた。さらにこのモデルをベースに、事故シナリオの再 現性確認のための材料強度に関する感度解析を行った。地盤及び堤体に弾塑性特性を考慮し、下限の検討 には[地盤物性 Vs=300m/s+堤体物性 Fc=20MPa]、上限の検討は[Vs=1000m/s+Fc=50MPa]相当の特 性を設定した。堤体端部の境界条件として、回転拘束なし/堤体・地盤間の摩擦係数0.4/逆断層変位成分のみ で横ずれ成分なしとした。図1は、局所応答モデルによる塑性ひずみコンターであり、断層変位部の大き な破壊や、上盤側での比較的小さな損傷が評価できた。感度解析においてもSTEP22の損傷シナリオの再 現性を確認し、局所応答モデルによって、局所的な損傷シナリオについても再現し得る見通しを得た。

4. STEP33(応答中央値像モデル設定)及び STEP34(中央値像モデルの重要応答パラメータ同定)の検討 全体損傷シナリオに対する簡易弾性はり要素モデル、局 所損傷シナリオに対する有限要素解析モデルにより断層

変位被害を再現する応答中央値像モデル設定の見通しを 得た。また、感度解析の蓄積から、本モデルの応答に影 響する重要因子として、地盤せん断波速度、堤体コンク リート強度、地盤強度、堤体一地盤間摩擦係数等を選定し、追加影響検討を実施予定である。



参考文献 [1] 蛯沢他(AESJ2018 春の大会), [2]二階堂他(AESJ2018 春の大会), [3]二階堂他(AESJ2018 秋の大会)

\*Nikaido Yuji<sup>1</sup>, Yoshinori Mihawa<sup>1</sup>, Tsutsumi Hideaki<sup>2</sup>,Ryusuke Haraguchi<sup>3</sup>,Toshiaki Sakai<sup>2</sup>,Katsumi Ebisawa<sup>2</sup> <sup>1</sup>Kajima,<sup>2</sup>CRIEPI, <sup>3</sup>MHI

### 断層変位下における格納容器機能喪失の事故シナリの分析・検討

Analysis and examination of accident scenario regarding functional failure of containment under fault

displacement

\*織田 伸吾<sup>1</sup>、藤岡 文平<sup>1</sup> 田中 太<sup>2</sup>,原口 龍将<sup>2</sup>,美原 義徳<sup>3</sup>、 吉田 伸一<sup>4</sup>,堤 英明<sup>5</sup>,酒井 俊朗<sup>5</sup>,蛯澤 勝三<sup>5</sup> <sup>1</sup>日立 GE,<sup>2</sup>三菱重工,<sup>3</sup>鹿島、<sup>4</sup>大林、<sup>5</sup>電中研

断層変位下における格納容器機能喪失の事故シナリオの分析及び検討を進めている。この一環として、断層 変位による原子炉格納容器の構造的な損傷シナリオと損傷時の影響について、事故シナリオの観点からの検 討を実施したので報告する。

キーワード:断層変位 PRA、事故シーケンス評価、格納容器フラジリティ、事故シナリオ

1. **まえがき** 原子力学会では、断層変位 PRA 実施基準策定を進めている。著者等も断層変位 PRA 手法開発の 一環として、事故シナリオを分析・検討し、事故シーケンス定量評価の手法を検討している。[1]本報は、 BWR プラントを事例に、断層変位による原子炉格納容器の構造的な損傷シナリオと損傷時の影響を分析し、 事故シーケンスへの影響を検討している。

#### 2. 事故シナリオの同定の流れ

評価サイトにおける副断層(発生位置、変位量)を特定し、断層変位により影響を受ける建屋、影響を受け る機器(渡り配管を含む)、機器損傷モードを選定する。断層変位による損傷可能性のある機器リストを作成 し、起因事象及び影響を受ける緩和系機能を特定する。

#### 3. 事故シナリオのスクリーニング

縦ズレ断層変位を想定し、断層との位置関係による影響設備を絞り込む。また、設備損傷要因ごとに、工学 的な判断に基づき損傷の可能性のある設備をスクリーニングする。格納容器についても、損傷要因ごとに影 響(他の緩和設備への影響も含む)を特定する。

#### 4. 事故シナリオの分析

仮想プラントとして、BWR5 プラントで格納容器(改良型マークⅡ)を仮定し、事故シナリオの分析事例を検討した。縦ズレ断層変位を想定し、代表的な BWR5 プラントを想定した事故シナリオの分析について概要を報

告している。[2] この代表的な BWR5 プラント を想定した事故シナリオの分析に加えて、図 1 に示した原子炉建屋直下の断層位置における 格納容器の損傷シナリオに基づき、事故シーケ ンスへの影響を検討した。この断層変位による 格納容器の損傷シナリオの影響について、炉心 損傷及び格納容器損傷へ至る事故シーケンス への影響をまとめた。

参考文献 [1] 田中他(AESJ2018 春の大会), [2] 織田他(AESJ2019 春の大会)



\*Shingo Oda<sup>1</sup>, Bumpei Fujioka<sup>1</sup>, Futoshi Tanaka<sup>2</sup>, Ryusuke Haraguchi<sup>2</sup>, Yoshinori Mihawa<sup>3</sup>, Yoshida Shinichi<sup>4</sup>, Toshio Sakai<sup>5</sup>, Katsumi Ebisawa<sup>5</sup> <sup>1</sup>Hitachi-GE, <sup>2</sup>MHI, <sup>3</sup>Kajima, <sup>4</sup>Obayashi, <sup>5</sup>CRIEPI

# 断層変位に対するプラントのリスク評価に関する研究 — 建屋間渡り配管に関する高度化検討 —

A Research Study of Plant Risk Evaluation for Fault Displacement — An Advanced Evaluation for the Structural Integrity of Crossover Piping System — \*佐藤 邦彦<sup>1</sup>, 鈴木 優<sup>1</sup>, 原口 龍将<sup>2</sup>, 上屋 浩一<sup>3</sup>, 小川 勤<sup>3</sup>, 神谷 昌伸<sup>3</sup> <sup>1</sup>MHI NS エンジ, <sup>2</sup>三菱重工, <sup>3</sup>日本原電

断層変位に対するプラントのリスク評価に関しては、日本原子力学会でまとめられた報告書<sup>[1]</sup>を参考に、 これまで実プラントを対象として継続検討<sup>[2],[3]</sup>を行い、渡り配管や機器に及ぼす影響評価に係る知見を蓄積 してきている。今回、渡り配管の高度化検討として、配管本体に加え、サポート及び定着部を含めた配管・ サポート系を模擬し、更に、断層変位の方向や地震動による影響との順序を設定するなど、より現実的な 評価手法を適用したので、その結果を報告する。

キーワード:断層変位、リスク評価、渡り配管、配管サポート

#### 1. 緒言

仮想プラントの原子炉建屋直下に断層変位を想定した場合、その挙動に対する影響が大きいと想定される原子炉補機冷却水配管(CCWS)を対象に、渡り配管の弾塑性応答解析を行った。建屋境界近傍の配管・ サポート系には、縦ずれ及び横ずれの断層変位によって大きな荷重が生じ、構造損傷が懸念されるため、 健全性評価を行った。

#### 2. 実施内容

断層変位と地震動との重畳に対して以下のケース を想定し、断層変位による発生ひずみと地震動による 累積疲労損傷係数の重畳による累積損傷則を適用して、 配管・サポート系の健全性を評価した。

- ・断層変位が生じ、引続いて地震動が襲来する場合
- ・地震動が襲来し、その後に断層変位が生じる場合
- ・地震動と断層変位が同時に襲来するとした場合

#### 3. 結論

断層変位に対して構造上クリティカル部位と想定さ れる配管・サポート系について、断層変位と地震動と



図1 CCWS 配管モデル図(縦ずれの例)

の重畳の組合せを考慮した現実的な影響評価を行った結果、縦ずれ断層に引続いて地震動が襲来する場合 が最も厳しい結果となった。断層変位30cm以上では、図1に示す3か所のサポート定着部が耐力に達した。 また、配管・サポート系の損傷メカニズムから、これらのサポートを除外して地震応答解析を行った結果、 100cm 程度の断層変位に対しても構造損傷はなく、その後に生じる地震動との重畳評価でも配管・サポー ト系の健全性は十分に保たれることが確認できた。

#### 参考文献

[1] 日本原子力学会:断層変位に対するリスク評価と工学的な対応策、2017年3月、[2] 佐藤邦彦ら:断層変位に対する機器・配管系の解析評価事例(1)機器の解析評価事例、日本原子力学会2017年春の大会、[3] 新間聡ら:断層変位に対する機器・配管系の解析評価事例(2)配管の解析評価事例、日本原子力学会2017年春の大会

<sup>\*</sup>Kunihiko Sato<sup>1</sup>, Yutaka Suzuki<sup>1</sup>, Ryusuke Haraguchi<sup>2</sup>, Kouichi Kamiya<sup>3</sup>, Tsutomu Ogawa<sup>3</sup> and Masanobu Kamiya<sup>3</sup>

<sup>1</sup>MHI NS Engineering, <sup>2</sup>Mitsubishi Heavy Industries, <sup>3</sup>Japan Atomic Power Company

### 地震リスクにおける乱数生成法の開発

Development of Random number generation for Seismic risk assessment

\*寺山 翔大1, 大鳥 靖樹1, 牟田 仁1

1東京都市大学

既存のツールで生成された乱数に、確率分布補正とモーメント補正を繰り返し行うことにより、地震リスク評価に適した独立性と一様性の高い乱数を生成する方法を開発し、妥当性を確認した。

キーワード:地震リスク評価、乱数生成法、擬似乱数、独立性、一様性

#### 1. 緒言

原子力発電所の安全性を向上する上で、リスク評価を行い、脆弱部を特定・補強していくことが重要であ る。リスク評価には、数値積分を行う方法やモンテカルロシミュレーション(MCS)を行う方法等があるが、確 率モデルの構築が難しいケースや、非線形・不連続な現象を扱うケースでは、前者の方法が適用しにくいた め、後者の MCS に基づく方法に頼らざるをえない。MCS において、少ないシミュレーション回数で安定し た解を得るためには、良質な乱数の使用が不可欠となる。特に、地震リスク評価では、発生頻度の低い事象 を扱うため、乱数の独立性と一様性が重要な要因となる。

本稿では、地震リスクのように極低頻度の確率分布が重要となる事象に適した乱数生成法を開発し、妥当性を確認したので報告する。

#### 2. 乱数生成方法

一般に、所定の確率分布特性を有する乱数を発生させる場合、一様乱数 を発生させた後に、所定の確率分布に変換し、所定のモーメント特性を有 する乱数に変換するプロセスを経る。本稿では、前記の方法の逆の操作を 繰り返し行うことにより、独立性と一様性の高い乱数を生成する方法を 提案する。図に提案する乱数生成のフローを示す。図に示すように、生成 した乱数にモーメント補正と確率分布補正を繰り返し行うことにより、 片方の補正で崩れた別の特性に再度補正を行うことで独立性と一様性が 高い乱数を発生させることができる。

#### 3. 適用例

確率変数1,000 個の乱数セット10万個をメルセンヌツイスタで生成し、 提案手法を適用した結果、0 相関係数の比対角項の最大値は、初期の1.54 ×10<sup>-2</sup>に対して、5回の繰り返し計算後は1.03×10<sup>-5</sup>となった。また、頻 度区分を1000とした時の頻度の最大値と最小値は、初期が(1079、915) に対して、補正後は(1002、999)と大幅な改善がみられた。



図 提案する乱数生成フロー

#### 4. 結論

本稿では、地震リスク評価に適した乱数生成法を提案し、妥当性を確認した。今後は、実際の問題に適用し、有効性を確認していく予定である。

#### 参考文献

[1]星谷勝・中村孝明、構造物の地震リスクマネジメント、山海堂、2002 年 [2]Dirk P. Kroese ほか、モンテカルロ法ハンドブック、伏見正則・逆瀬川浩孝監訳、朝倉書店、2014 年

\*Shota Terayama<sup>1</sup>, Yasuki Ohtori<sup>1</sup> and Hitoshi Muta<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Tokyo City Univ.

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

# [2010-18] Tsunami PRA

Chair:Katsumi Ebisawa(CRIEPI) Thu. Sep 12, 2019 2:45 PM - 5:10 PM Room O (Common Education Bildg. 3F A34)

# [2010] Construction of the technical basis for tsunami PRA \*Hiroyuki Yamada<sup>1</sup>, Masafumi Matsuyama<sup>1</sup>, Yoshiaki Watanuki<sup>1</sup>, Satoshi Nishimura<sup>1</sup>, Hiroyuki Takeuchi<sup>2</sup>, Kazuyuki Matsumoto<sup>3</sup> (1. CRIEPI, 2. TOSHIBA ESS, 3. Chubu Electric Power) 2:45 PM - 3:00 PM [2011] Construction of the technical basis for tsunami PRA \*MASAFUMI MATSUYAMA MATSUYAMA<sup>1</sup>, Takumi Yoshii<sup>1</sup>, Hideki Kaida<sup>1</sup>, Naoto Kihara<sup>1</sup>, Yoshinori Sato<sup>2</sup>, Mitsuharu Asaka<sup>2</sup>, Kazuo Inagaki<sup>2</sup>, Tomoyuki Amano<sup>3</sup>, Hayato Mori<sup>3</sup>, Katsuhide Kato<sup>3</sup> (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. Unic Corporation, 3. Chubu Electric Power) 3:00 PM - 3:15 PM [2012] Construction of the technical basis for tsunami PRA \*Yoshiaki Watanuki<sup>1</sup>, Masafumi Matsuyama<sup>1</sup>, Naoto Kihara<sup>1</sup>, Hideki Kaida<sup>1</sup>, Yoshinori Mihara<sup>2</sup>, Tomonori kitaori<sup>3</sup>, Atsusi Onouti<sup>3</sup> (1. CRIEPI, 2. KAJIMA, 3. Chubu Electric Power) 3:15 PM - 3:30 PM [2013] Construction of the technical basis for tsunami PRA \*Hideki Kaida<sup>1</sup>, Masafumi Matsuyama<sup>1</sup>, Yoshiaki Watanuki<sup>1</sup>, Naoto Kihara<sup>1</sup>, Yoshinori Mihara<sup>2</sup>, Tomonori Kitaori<sup>3</sup>, Atsushi Onouchi<sup>3</sup> (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. Kajima Corporation, 3. Chubu Electric Power) 3:30 PM - 3:45 PM [2014] Construction of the technical basis for tsunami PRA \*Yoshinori Mihara<sup>1</sup>, Masafumi Matsuyama<sup>2</sup>, Yoshiaki Watanuki<sup>2</sup>, Naoto Kihara<sup>2</sup>, Hideki Kaida<sup>2</sup>, Tomonori Kitaori<sup>3</sup>, Atsushi Onouchi<sup>3</sup> (1. Kajima Corporation, 2. Central Research Institute Electric Power Industry, 3. CHUBU Electric Power Co., Inc.) 3:45 PM - 4:00 PM [2015] Tsunami Fragility Assessment Study with Application to Virtual Nuclear Power Plant \*Naoto Kihara<sup>1</sup>, Hideki Kaida<sup>1</sup>, Bumpei Fujioka<sup>2</sup>, Shingo Oda<sup>2</sup>, Akihiro Ootsuki<sup>2</sup>, Yoshiteru Sato<sup>2</sup> , Tatsuto Kimura<sup>3</sup>, Masahiro Masuko<sup>3</sup>, Yoshiyuki Takahashi<sup>4</sup>, Yoshinori Mihara<sup>4</sup> (1. CRIEPI, 2. HGNE, 3. TEPSCO, 4. KAJIMA) 4:00 PM - 4:15 PM [2016] Tsunami Fragility Assessment Study with Application to Virtual Nuclear Power Plant \*Ayumi Nishi<sup>1</sup>, Tatsuto Kimura<sup>1</sup>, Masahiro Masuko<sup>1</sup>, Naoki Fujii<sup>1</sup>, Hideki Kaida<sup>2</sup>, Naoto Kihara<sup>2</sup> (1. TEPSCO, 2. CRIEPI) 4:15 PM - 4:30 PM [2017] Tsunami Fragility Assessment Study with Application to Virtual Nuclear Power Plant \*Yoshiyuki Takahashi<sup>1</sup>, Yoshinori Mihara<sup>1</sup>, Hideki Kaida<sup>2</sup>, Naoto Kihara<sup>2</sup> (1. KAJIMA, 2. CRIEPI)

4:30 PM - 4:45 PM

[2O18] Tsunami Fragility Assessment Study with Application to Virtual Nuclear Power Plant

> \*Bumpei Fujioka<sup>1</sup>, Shingo Oda<sup>1</sup>, Ayumi Nishi<sup>2</sup>, Tatsuto Kimura<sup>2</sup>, Hideki Kaida<sup>3</sup>, Naoto Kihara<sup>3</sup> (1. Hitachi-GE Nuclear Energy, 2. TEPSCO, 3. CRIEPI) 4:45 PM - 5:00 PM

## **津波 PRA に関する技術基盤の構築** その1:津波 PRA プロジェクトの概要

### Construction of the technical basis for tsunami PRA

#### Part 1: Overview of the Tsunami PRA Project

\*山田 博幸<sup>1</sup>, 松山 昌史<sup>1</sup>, 綿貫 理研<sup>1</sup>, 西村 聡<sup>1</sup>, 竹内 裕行<sup>2</sup>, 松本 和之<sup>3</sup> <sup>1</sup>電中研,<sup>2</sup>東芝エネルギーシステムズ,<sup>3</sup>中部電力

本研究では、モデルプラントによる評価手法及び評価モデル開発を通じ、レベル1からレベル2までの一貫 した津波 PRA の技術基盤を4カ年で構築する。その1では、プロジェクトの概要を報告する。

キーワード:津波 PRA, レベル 1PRA, レベル 2PRA, 技術基盤

#### 1. 緒言

原子炉施設の継続的安全性向上には、プラントの脆弱点の特定や対策の効果を定量的に把握するために確率論的リスク評価(PRA)が有効である。外的事象に関する PRA の整備、活用が不十分であるとの福島事故の反省を踏まえて、本研究では、津波 PRA の技術基盤整備をモデルプラントで実施する。

#### 2. 津波 PRA プロジェクトの概要

#### 2-1. 本研究プロジェクトの目的

本研究では、資源エネルギー庁の委託事業を中核に、原子カリスク研究センター(NRRC)の研究成果を反映し、モデルプラントを対象にレベル1からレベル2までの一貫した津波 PRA の技術基盤を構築する。

#### 2-2. これまで(2017年度~2018年度)の成果

フラジリティ評価用津波群の設定方法及び波圧や波力に関するフラジリティ評価手法に関する要素技術を 構築した。また、津波に係るレベル 2PRA 迄の実施に関する課題を特定するため、非定常建屋内浸水伝播解 析に基づく区画浸水評価、津波影響を考慮した人間信頼性解析、及びレベル1津波 PRA モデルと直接接続し た格納容器機能喪失頻度評価モデルからなる「概略評価モデル」を開発した。同モデルでは、津波浸水の経 時的変化等の、津波に対するより現実的なプラント応答が評価できる。

#### 2-3. 今後(2019年度~2020年度)の計画

津波による影響を考慮した過酷状況下での人間信頼性評価手法の確立及びレベル 2PRA における津波特有の影響を特定し、これに対応した評価手法の確立などにより、津波 PRA の技術基盤を構築する。

#### 3. 結言

津波 PRA プロジェクトにおける研究成果は、津波に対するプラントの脆弱点を見出すために有効な技術基 盤として活用されることで、原子力の自主的な安全性向上の取り組みに貢献するものである。

#### 謝辞

本研究の主たる成果は、資源エネルギー庁委託事業「平成30年度 原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための 技術開発事業 (原子力発電所のリスク評価、研究に係る基盤整備)」によるものである。

\*Hiroyuki Yamada<sup>1</sup>, Masafumi Matsuyama<sup>1</sup>, Yoshiaki Watanuki<sup>1</sup>, Satoshi Nishimura<sup>1</sup>, Hiroyuki Takeuchi<sup>2</sup> and Kazuyuki Matsumoto<sup>3</sup>
<sup>1</sup>CRIEPI, <sup>2</sup>Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, <sup>3</sup>Chubu Electric Power

### その2:ハザード評価結果を基にしたフラジリティ評価用検討波群の作成

Construction of the technical basis for tsunami PRA

Part 2: Tsunami input waveforms on the basis of probabilistic tsunami hazard curve for fragility evaluation \*松山 昌史<sup>1</sup>, 吉井 匠<sup>1</sup>, 甲斐田 秀樹<sup>1</sup>, 木原 直人<sup>1</sup>, 佐藤 嘉則<sup>2</sup>, 浅香 光晴<sup>2</sup>、 稲垣 和男<sup>2</sup>, 天野 智之<sup>3</sup>, 森 勇人<sup>3</sup>, 加藤 勝秀<sup>3</sup> <sup>1</sup>電力中央研究所,<sup>2</sup>ユニック,<sup>3</sup>中部電力

確率論的津波ハザード評価結果を基にしたフラジリティ評価用の検討波群の作成方法事例を示す。

キーワード:津波 PRA、津波ハザード曲線、コントロールポイント、代表波

#### 1. 緒言

原子力発電所における津波 PRA 実施では、重要な SSC について、津波の浸水や波力などの作用を基にフ ラジリティ評価を行う<sup>[1]</sup>。本報では、フラジリティ評価用の検討波群(入力条件)の作成方法(図 1)を示す。

#### 2. フラジリティ評価用の入力条件作成

(1)コントロールポイントの設定 津波ハザードは津波高とその年超過頻度の関係で定義され、津波ハザード 曲線として表される<sup>[1]</sup>。入力条件を作成するにあたって、まず津波ハザード曲線定義点(コントロールポイン ト, CP とする。)を設定する。対象施設(原子力発電所)の有無による津波水位の変化が小さい地点であり<sup>[1]</sup>、 さらに発電所前面汀線付近の津波ハザード曲線と特徴が似ている沖合 10km の地点を CP とした。

(2)ハザード評価結果の分析 検討波群作成のための計算ケ ース(波源モデル)は、CP での津波高(CP 津波高)の年超過確 率の貢献度に基づき選ばれたロジックツリーのパスから選 択する。発電所へ浸水量が有意になる CP 津波高 5~12m の 範囲で 1m 間隔に 8 つ幅(ビン)を設定し、各 CP 津波高の貢 献度上位 4 つのパス内の計算ケースから選択した。

(3)検討波群と代表波の作成 各 CP 津波高の計算ケースに

ついて、CP 地点の最大水位が CP 津波高に一致するよう入

コントロールポイントの設定 確率論的ハザード評価 ハザード評価結果の分析 選択された津波高別ケース フラジリティ評価用入力条件の作成 津波高別の検討波群と代表波 U time

図1入力条件作成の流れ

力条件を調整して検討波を作成した。その集合を検討波群とする。発電所敷地内への遡上も含めて各検討波 群の数値解析を行い、フラジリティ評価用の入力条件となる水位や流速の時間変化データを得た。次に、各 CP 津波高の検討波群の中から、CP 地点での最大水位が検討波群の平均値に最も近いものを代表波とした。 検討波群にハザード評価時に考慮された水位に関する波源や沿岸までの伝播における水位の不確実さが反映 されている。今後、津波リスクをより正確に把握するため、各ビンの有意な計算ケースをさらに取り込んで 累積貢献度を増加させる。また、炉心損傷頻度(CDF)急変地点におけるビンの高解像度化を行う予定である。 謝辞 本研究は、資源エネルギー庁委託事業「平成 30 年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事 業(原子力発電所のリスク評価、研究に係る基盤整備)」として実施したものである。

参考文献[1] 日本原子力学会:津波 PRA 実施基準(AESJ-SC-RK004:2016)

\* Masafumi Matsuyama <sup>1</sup>, Takumi Yoshii<sup>1</sup>, Hideki Kaida<sup>1</sup>, Naoto Kihara<sup>1</sup>, Yoshinori Sato<sup>2</sup>, Mitsuharu Asaka<sup>2</sup>, Kazuo Inagaki<sup>2</sup>, Tomoyuki Amano<sup>3</sup>, Hayato Mori<sup>3</sup>, and Katsuhide Kato<sup>3</sup>

<sup>1</sup>Central Research Institute of Electric Power Industry, <sup>2</sup>Unic Corporation, <sup>3</sup>Chubu Electric Power Company

# その3:津波波圧に対する水密扉のフラジリティ評価手法の提案 (評価手法の概要)

Construction of the technical basis for tsunami PRA

Part 3: Fragility Evaluation Method of the Watertight Door for the Tsunami Pressure

#### - Evaluation Method -

\*綿貫 理研<sup>1</sup>,松山 昌史<sup>1</sup>,木原 直人<sup>1</sup>,甲斐田 秀樹<sup>1</sup>,美原 義徳<sup>2</sup>, 北折 智規<sup>3</sup>,尾之内 厚志<sup>3</sup>

1電中研,2鹿島建設,3中部電力

津波波圧に対する水密扉のフラジリティを反映した津波 PRA の実施に向け、実機水密扉水圧試験結果を 踏まえた開口部からの漏水量のフラジリティ評価手法を提案する。

キーワード:津波 PRA、フラジリティ評価、津波波圧、水密扉

#### 1. 緒言

開口部を介した建屋内津波浸水の防止を目的に設置される水密扉は、原子力発電所の津波に対する安全性 向上に寄与する。津波作用に対する水密扉のフラジリティ評価は、津波 PRA の適切な実施に不可欠である。 本報では、津波波圧の作用を受ける水密扉について、漏水量を指標とするフラジリティ評価手法の概要を示 す。また後報において、提案した手法の一般開口部・大開口部への適用例を示す<sup>[1][2]</sup>。

#### 2. 水密扉のフラジリティ評価手法の概要

実機水密扉を対象とした既往の耐水圧試験結果において確認された漏水量 *Q*-扉中央変形量δ関係(図-1) から、扉周長・水圧試験結果に基づく扉固有の漏水パラメータからなる漏水量推定モデルを提案した。

次に、一般開口部に設置される水密扉の有限要素モデルに一様水圧を載荷する静的弾塑性解析により、*Q*-相当塑性ひずみμの関係から、*Q*-μ関係が概ね線形となる領域A・両者の関係が非線形となり扉体本体の損 傷が顕著となる領域B・扉全体の破壊を仮定した領域Cを規定した。

本シリーズ<sup>[1][2]</sup>においては領域 A・B を検討の対象とし、扉体のみを モデル化した有限要素モデル(漏水推定モデル A)・躯体周辺および 扉体-躯体間の構造を反映した有限要素モデル(漏水推定モデル B) をそれぞれ用いた弾塑性応答解析を実施する。

提案した漏水量推定モデルと弾塑性解析結果を組み合わせること により対象扉の漏水量を推定することができ、認識論的・偶然的不 確実さを設定することによって、漏水量を指標とする水密扉のフラ ジリティを評価することができる。



図-1 漏水量推定モデルの概念図

謝辞 本研究は、資源エネルギー庁委託事業「平成 30 年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業(原子力発電所のリスク評価、研究に係る基盤整備)」として実施したものである。

参考文献[1] 甲斐田ら (AESJ2019 秋の大会, 2019.9) [2] 美原ら (AESJ2019 秋の大会, 2019.9)

\* Yoshiaki Watanuki<sup>1</sup>, Masafumi Matsuyama<sup>1</sup>, Naoto Kihara<sup>1</sup>, Hideki Kaida<sup>1</sup>, Yoshinori Mihara<sup>2</sup>, Tomonori Kitaori<sup>3</sup> and Atsushi Onouchi<sup>3</sup>

<sup>1</sup>CRIEPI, <sup>2</sup>Kajima Corp, <sup>3</sup>Chubu Electric Power

# その4:津波波圧に対する水密扉のフラジリティ評価手法の提案 (一般水密扉への適用例)

Construction of the technical basis for tsunami PRA

Part 4: Fragility Evaluation Method of the Watertight Door for the Tsunami Pressure

#### - Application for the Personnel Watertight Door -

\*甲斐田 秀樹 <sup>1</sup>,松山 昌史 <sup>1</sup>,綿貫 理研 <sup>1</sup>,木原 直人 <sup>1</sup>,美原 義徳 <sup>2</sup>,

北折 智規<sup>3</sup>, 尾之内 厚志<sup>3</sup>

1電中研,2鹿島建設,3中部電力

「津波 PRA に関する技術基盤の構築 その 3」<sup>山</sup>にて提案した、実機水密扉水圧試験結果を踏まえた開口部 からの漏水量に関するフラジリティ評価方法に従って、一般開口部に設置される水密扉を対象として、波圧 に対するフラジリティ評価の適用性検討を実施した。

キーワード:津波 PRA、フラジリティ評価、津波波圧、水密扉

#### 1. 緒言

著者ら<sup>111</sup>は津波波圧の作用を受ける水密扉について、漏水量を指標とするフラジリティ評価手法の概要を示した。本報では、著者ら<sup>111</sup>の手法の一般水密扉(高さ2m・幅1.2m)へ適用を通じ、フラジリティ評価法を具体的に示す。また、水密扉の設置状況を鑑み、正圧・負圧の双方に対するフラジリティ評価の例を示す。

#### 2. 正圧・負圧の作用に対する漏水量フラジリティの評価例

漏水推定モデル A<sup>III</sup>においては、一般水密扉の FEM モデルに水圧を載荷する弾塑性応答解析により扉中央 変形量 δ を計算し、扉周長・扉固有の漏水パラメータからなる漏水量推定モデル<sup>III</sup>を介して δ-漏水量 Q 関 係を取得した。なお、漏水パラメータは実機水密扉を対象とした耐水圧試験結果を参考に設定した。偶然的 不確実さを考慮した漏水量閾値の超過確率を各津波高さについて計算した結果に対して対数正規分布近似を 行い、漏水量中央値および偶然的不確実さを評価した。さらに、漏水推定モデルの認識論的不確実さを考慮 して漏水量閾値の超過確率を算定した。その結果、漏水量閾値 Q\*=0.1m<sup>3</sup>hr を仮定した場合の正圧(扉が 閉まる方向に作用する圧力)作用時のフラジリティ評価結果として、中央値静水圧高さ約 70m、HCLPF 静水圧高さ約 25m 等が得られた。漏水推定モデル B<sup>III</sup>においては、扉体の変形を考慮できるように高度 化した水密扉モデルを用いた弾塑性応答解析の結果に基づいて漏水量フラジリティを評価した。

負圧に対する漏水量フラジリティについては、負圧を面外方向のばね支持で表現する有限要素モデル を用いた弾塑性応答解析を実施し、正圧を対象とするケースと同様の手法でフラジリティを評価した。 漏水量閾値 0.1m<sup>3</sup>hr を仮定した場合の結果として、中央値静水圧高さ約 19m、HCLPF 静水圧高さ約 4.5m 等が得られた。

謝辞本研究は、資源エネルギー庁委託事業「平成30年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発 事業(原子力発電所のリスク評価、研究に係る基盤整備)」として実施したものである。

参考文献[1] 綿貫ら(AESJ2019 秋の大会, 2019.9) [2] 美原ら(AESJ2019 秋の大会, 2019.9)

<sup>\*</sup>Hideki Kaida<sup>1</sup>, Masafumi Matsuyama<sup>1</sup>, Yoshiaki Watanuki<sup>1</sup>, Naoto Kihara<sup>1</sup>, Yoshinori Mihara<sup>2</sup>, Tomonori Kitaori<sup>3</sup> and Atsushi Onouchi<sup>3</sup>

<sup>1</sup>CRIEPI, <sup>2</sup>Kajima Corp., <sup>3</sup>Chubu Electric Power

# その5:津波波圧に対する水密扉のフラジリティ評価手法の提案 (大開口部への適用例)

Construction of the technical basis for tsunami PRA

Part 5: Fragility Evaluation Method of the Watertight Door for the Tsunami Pressure

- Application for the Large Watertight Door -

\*美原 義徳<sup>1</sup>, 松山 昌史<sup>2</sup>, 綿貫 理研<sup>2</sup>, 木原 直人<sup>2</sup>, 甲斐田 秀樹<sup>2</sup>, 北折 智規<sup>3</sup>, 尾之内 厚志<sup>3</sup> <sup>1</sup>鹿島建設, <sup>2</sup>電中研, <sup>3</sup>中部電力

本シリーズ発表にて提案する実機水密扉水圧試験結果を踏まえた開口部からの漏水量に関するフラジリ ティ評価方法<sup>[1]</sup>に従って、大開口部に設置される大物搬出入口水密扉を対象として、波圧に対するフラジ リティ評価の適用性検討を実施した。また、当該分野での今後の課題を整理した。

キーワード:津波 PRA、フラジリティ評価、津波波圧、水密扉

#### 1. 緒言

著者ら<sup>[1]</sup>の手法を大開口部に設置される大物搬出入口水密扉 (高さ・幅とも約 5.5m) へ適用し、フラジリティ評価を実施し た。また、波圧に対する水密扉のフラジリティ評価に関する一 連の研究成果<sup>[1]及び[2]</sup>を取り纏めるとともに、水密扉の津波フラジ リティ評価に係る今後の課題を整理した。

#### 2. 大開口部の漏水量フラジリティの評価例

扉体の変形を詳細に考慮できる外周壁付きの水密扉モデル (漏水推定モデル B<sup>[1]</sup>)を用いて(図-1)、一般開口部水密扉と 同様の方法により、 $\delta-Q$ 関係を取得した<sup>[2]</sup>。これを用いて、 $Q^*$ =  $5m^{3}/hr$ を仮定した場合の正圧<sup>[2]</sup>作用時のフラジリティを評価 した結果、中央値静水圧高さ約 40m、HCLPF 静水圧高さ約 23m 等が得られた(図-2)。手法の詳細は著者ら<sup>[2]</sup>を参照されたい。

以上より、水密扉のフラジリティ評価に関する一連の研究成 果<sup>[1]及び[2]</sup>も踏まえると、今回対象とした実機水密扉からの漏水量 フラジリティ評価結果が津波リスクに与える影響は小さいと考 えられる。今後、地震動と津波による重畳を考慮した水密扉の 津波フラジリティ評価手法の開発・検討が望まれる。







図-2 静水圧と漏水量超過確率の関係 (大物搬出入口、正圧、Q\*=5m<sup>3</sup>/hr)

謝辞本研究は、資源エネルギー庁委託事業「平成 30 年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業(原子力発電所のリスク評価、研究に係る基盤整備)」として実施したものである。 参考文献[1] 綿貫ら(AESJ2019 秋の大会,2019.9)[2] 甲斐田ら(AESJ2019 秋の大会,2019.9)

\* Yoshinori Mihara<sup>1</sup>, Masafumi Matsuyama<sup>2</sup>, Yoshiaki Watanuki<sup>2</sup>, Naoto Kihara<sup>2</sup>, Hideki Kaida<sup>2</sup>, Tomonori Kitaori<sup>3</sup> and Atsushi Onouchi<sup>3</sup>

<sup>1</sup>Kajima Corp., <sup>2</sup>CRIEPI, <sup>3</sup>Chubu Electric Power

# 仮想プラントへの適用を通した津波フラジリティ評価手法の高度化研究 (1)研究のスコープと概要

Tsunami Fragility Assessment Study with Application to Virtual Nuclear Power Plant
(1) Scope of Research Project

\*木原 直人<sup>1</sup>, 甲斐田 秀樹<sup>1</sup>, 藤岡 文平<sup>2</sup>, 織田 伸吾<sup>2</sup>, 大槻 明弘<sup>2</sup>, 佐藤 嘉晃<sup>2</sup> 西 愛歩<sup>3</sup>, 木村 達人<sup>3</sup>, 増子 雅洋<sup>3</sup>, 藤井 直樹<sup>3</sup>, 高橋 容之<sup>4</sup>, 美原 義徳<sup>4</sup> <sup>1</sup>電力中央研究所, <sup>2</sup>日立 GE, <sup>3</sup>東電設計, <sup>4</sup>鹿島建設

津波フラジリティ評価手法の高度化を目的に,仮想プラントへの適用を通してレベル1津波 PRA 全体フローを踏まえた検討を実施している.今大会においては本研究プロジェクトでの検討内容を紹介する.

**キーワード**:津波, PRA, フラジリティ評価, 仮想プラント

#### 1. 緒言

津波 PRA 標準[1]が策定され,複数の原子力サイトを対象とした評価が実務において実施されている.発表者たちは,津波 PRA におけるフラジリティ評価手法の高度化を目的に,仮想プラントへの適用を通してレベル1津波 PRA 全体フローを踏まえた検討を実施している.特に,外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準[2]にもあるように,津波の発生頻度やハザードの到達有無,プラントへの影響を踏まえてリスク評価手法が選定されることが実務の観点から重要と考え,詳細評価のみならず,簡易評価手法の開発に取り組んでいる.ここでは本研究プロジェクトのスコープを紹介する.

#### 2.研究プロジェクトのスコープ

下記3項目が主な技術的課題であるとの認識のもと,仮想プラントへの適用を通して検討を進めている. (1)リスクレベルに応じた評価の具体化

(2)ハザード評価、フラジリティ評価、システム評価の接続部の具体化

(3)津波による種々の影響に対するフラジリティ評価

これらの課題に対する取り組みの一例として,続く発表において,(2)フラジリティ評価において敷地内で の津波流動の情報を必要とする場合に実施される敷地内遡上解析の入力津波の設定方法,(3)リスクレベル に応じた評価手法の選定に向けたグレイドが異なる敷地内津波流動の推定方法,そして,(4)入力津波とし て複数の異なる津波が設定された場合における事故シーケンス評価での定量化方法について提案もしくは 例示する.なお,津波による影響の範囲や大きさは各サイト固有のものであり,PRA はそれらを踏まえた 評価となるため,本検討は例示の位置づけであり,実務において参考となることを期待する.

#### 参考文献

[1] 日本原子力学会,原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準. AESJ-SC-RK004: 2011,2012.

[2] 日本原子力学会,外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準.AESJ-SC-RK008: 2014, 2014.

\*Naoto Kihara<sup>1</sup>, Hideki Kaida<sup>1</sup>, Bumpei Fujioka<sup>2</sup>, Shingo Oda<sup>2</sup>, Akihiro Ohtsuki<sup>2</sup>, Yoshiteru Sato<sup>2</sup>, Ayumi Nishi<sup>3</sup>, Tatsuto Kimura<sup>3</sup>, Masahiro Masuko<sup>3</sup>, Naoki Fujii<sup>3</sup>, Yoshiyuki Takahashi<sup>4</sup> and Yoshinori Mihara<sup>4</sup>

<sup>1</sup>CRIEPI, <sup>2</sup>Hitachi GE, <sup>3</sup>TEPSCO, <sup>4</sup>Kajima Corp.

# 仮想プラントへの適用を通した津波フラジリティ評価手法に関わる研究 (2)津波ハザード評価とフラジリティ評価用入力津波の設定

Tsunami Fragility Assessment Study with Application to Virtual Nuclear Power Plant

(2) Probabilistic Tsunami Hazard Assessment and Determination of Tsunami Scenarios for Fragility

Assessment

\*西 愛歩<sup>1</sup>,木村 達人<sup>1</sup>,増子 雅洋<sup>1</sup>,藤井 直樹<sup>1</sup>,甲斐田 秀樹<sup>2</sup>,木原 直人<sup>2</sup> <sup>1</sup>東電設計,<sup>2</sup>電力中央研究所

津波フラジリティ評価での現実的応答の評価や事故シナリオの分析では敷地内遡上時の津波流動の諸元が 必要となる.本報告では、仮想プラントでの確率論的津波ハザード評価結果から寄与度分析を実施し、寄与 度が優位な津波群を引き起こす波源や波形を有するフラジリティ評価用の入力津波の設定方法を提案する。

キーワード:津波, PRA, フラジリティ評価, ハザード評価, 寄与度分析

#### 1. 緒言

フラジリティ評価用入力津波の作成には、敷地内に影響を及ぼす津波の選定が必要である.本報告では、 ハザード曲線に寄与する津波を津波高さごとに分析することにより、敷地内に影響を与える有意な津波を選 出し、選出した津波に対し初期水位を調整して、フラジリティ評価用入力津波を作成する.

#### 2. 津波ハザード評価とフラジリティ評価用入力津波の設定

まず,土木学会[1]で提案されている千島海溝から日本海溝沿いの海域でのロジックツリーを用いて確率論 的津波ハザード評価を実施した.次いで,フラジリティ評価用の入力津波を設定するための寄与度分析を行 った.ここで寄与度とは,全波源の平均ハザード曲線に対して個々の波源が持つ年超過頻度の割合である. コントロールポイントについては,敷地内のフラジリティ評価をする上で防潮堤の越流の有無が敷地への影 響に強い感度を持つこと,また沖合で有意な寄与度を持つ津波と防潮堤前面で有意な寄与度を持つ津波が必 ずしも一致しないことから,本研究ではコントロールポイントを防潮堤前面に設定した.防潮堤高さを超え る複数の津波高さにおいて寄与度がゼロではない波源を対象に,フラジリティ評価用の入力津波の波源モデ ルを作成した.なお,フラジリティ評価用津波の波源モデルの作成にあたっては,日本原子力学会の津波 PRA 標準[2]にならい,防潮堤前面での津波高さが評価対象の高さとなるように断層すべり量を調整した.作成さ れた波源モデルを用いて敷地内遡上解析を実施することにより敷地内遡上時の津波流動の諸元を求めた.

#### 3. 結論

仮想プラントを対象として、平均ハザード曲線の寄与度分析結果を基にしたフラジリティ評価用津波の設 定方法を提案した.

#### 参考文献

[1] 土木学会:原子力発電所の津波評価技術 2016, 2016

[2] 日本原子力学会:原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準, 2016

\*Ayumi Nishi<sup>1</sup>, Tatsuto Kimura<sup>1</sup>, Masahiro Masuko<sup>1</sup>, Naoki Fujii<sup>1</sup>, Hideki Kaida<sup>2</sup> and Naoto Kihara<sup>2</sup>

<sup>1</sup>TEPSCO, <sup>2</sup>CRIEPI

# 仮想プラントへの適用を通した津波フラジリティ評価手法の高度化研究 (3)フラジリティ評価におけるグレイドの異なる入力条件の設定とその不確実さ

Tsunami Fragility Assessment Study with Application to Virtual Nuclear Power Plant (3) Graded Approach in Input Conditions and their Uncertainties for Fragility Evaluation \*高橋 容之<sup>1</sup>, 美原義徳<sup>1</sup>, 甲斐田 秀樹<sup>2</sup>, 木原 直人<sup>2</sup> <sup>1</sup>鹿島建設,<sup>2</sup>電力中央研究所

フラジリティ評価の簡易化に向けて、寄与度分析の結果より把握された震源等の情報を基に、敷地内での流 動や想定される事故シナリオの類似性を踏まえて津波群をグループ化する方法を提案すると共に、グループ 化による不確実さを定量化した.

キーワード:津波, PRA, フラジリティ評価, 不確実さ

#### 1. 緒言

着目する津波高さにおいて有意な寄与度を有する津波が多数特定される場合がある.この場合,それら全 てに対してフラジリティ評価用津波を設定して敷地内遡上解析,フラジリティ評価および事故シーケンス評 価を実施する詳細な評価はリソースの観点から実行不可能になる場合が想定される.そこで,フラジリティ 評価の簡易化に向けて,寄与度分析の結果より把握された震源等の情報を基に,敷地内での流動や想定され る事故シナリオの類似性を踏まえて津波群をグループ化する方法を提案すると共に,グループ化による不確 実さを定量化した結果を報告する.

#### 2. 敷地内遡上解析結果の不確実さの定量化

前報で実施した敷地内遡上解析により得られた最大浸水深および最大流速に関して,津波高さごとに不確 実さ(対数標準偏差)の定量化を行った.寄与度がゼロではない津波群全体に対して最大浸水深および最大 流速の不確実さを評価した結果,非常に大きな値となった.一方で,波源位置および防潮堤前面での津波高 さと非線形性が顕在化しない沖での津波高さの比に基づいて津波群をグループ化することで,不確実さが小 さくなることが分かった.

また,定量化した最大浸水深および最大流速の不確実さを異なる津波高さで比較すると,津波高さにより 不確実さの大小が異なる傾向が見られた.これより,不確実さが津波高さに依存する可能性が示唆されたた め,最大浸水深および最大流速の不確実さを最大浸水深に依存する形で定量化した.

#### 3. 結論

敷地内遡上解析結果の不確実さの定量化手法を示した.今後,複数の津波高さを対象に,本手法により推 定された最大浸水深および最大流速の不確実さと敷地内遡上解析結果による不確実さを比較し,本手法の適 用性を確認する.

<sup>\*</sup>Yoshiyuki Takahashi<sup>1</sup>, Yoshinori Mihara<sup>1</sup>, Hideki Kaida<sup>2</sup> and Naoto Kihara<sup>2</sup>

<sup>&</sup>lt;sup>1</sup>Kajima Corp., <sup>2</sup>CRIEPI

## 仮想プラントへの適用を通した津波フラジリティ評価手法の高度化研究 (4)異なる波源から発生する津波による影響の PRA への取り込み方法

Tsunami Fragility Assessment Study with Application to Virtual Nuclear Power Plant (4) A tsunami PRA quantification methodology for several source of tsunami \*藤岡 文平<sup>1</sup>,織田 伸吾<sup>1</sup>,西 愛歩<sup>2</sup>,木村 達人<sup>2</sup>,甲斐田 秀樹<sup>3</sup>,木原 直人<sup>3</sup> <sup>1</sup>日立 GE ニュークリア・エナジー,<sup>2</sup>東電設計,<sup>3</sup>電中研

本報告は、本プロジェクトにおける仮想サイトを対象とした複数波源の津波ハザード評価に対して、適切な 事故シーケンスの定量化手法を検討したものである。

キーワード:津波, PRA, フラジリティ評価, 事故シーケンス評価、

#### 1. 緒言

津波 PRA の入力となるハザード曲線は、波源毎に与えられる複数の年超過頻度が統合されたものである。 本報告では、複数の津波ハザード曲線を入力として、波源毎の遡上解析結果によるフラジリティ評価に基づ く事故シーケンス評価手法を検討する。

#### 2. 簡易手法による複数波源ハザードの定量化手順

ハザード評価では、各波源の寄与度が異なる複数の波源の津波ハザードが同定される。本報告では、リス クへの寄与に基づいた事故シーケンスの定量化手順を簡易手法で検討した。

#### 3. 複数波源ハザードの事故シーケンスの定量化手法

#### 3.1 複数波源の津波ハザード及びフラジリティを入力とする定量化手法

複数波源の津波ハザードを入力とする場合は、検討すべき事故シナリオと定量化作業の増大が懸念される。 そのため、簡易手法の検討から下記のSTEP1~5の定量化手法を構築した。

STEP 1 遡上解析結果の分析、及び津波損傷モードの検討:各波源の代表水位毎の遡上解析結果を分析し、 その情報を基に安全機能を有する機器の没水や被水による機能喪失に伴う事故シナリオを抽出する。

STEP2 津波による事故シナリオの決定: STEP1 における津波遡上解析や各建屋開口部の扉等のフラジリティ評価等の結果から、プラント建屋内浸水評価を実施し、各波源による津波の事故シナリオを決定する。

STEP3 事故シナリオの分類分け:STEP2 にて設定した各波源の事故シナリオのなかから、事故シナリオの 分類分けを行い、事故シナリオ毎に津波波源を決定する。

STEP4 波源寄与割合の再設定:STEP3 で分類分けした事故シナリオ毎に波源寄与割合を設定する。

STEP5 定量化: STEP4 で求めた波源寄与割合と事故シナリオから事故シーケンスの定量化を行う。

#### 3.2 グループ化された津波ハザード及びフラジリティを入力とする定量化手法

前報(3)で提案した簡易化に向けてグループ化されたハザードとフラジリティを用いて、事故シーケンスの 定量化を実施し、3.1節で実施した評価結果との差異と適用性を確認する。

#### 4. 結論

複数の津波ハザードにおける津波 PRA の事故シーケンス定量評価方法について検討した。今後は、仮想プ ラントにおける全炉心損傷頻度及び不確実さ評価等を行い、3章で述べた2つの手法の適用性を確認する。

#### 参考文献

[1] 日本原子力学会:原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準,2016

\*Bumpei Fujioka<sup>1</sup>, Shingo Oda<sup>1</sup>, Ayumi Nishi<sup>2</sup>, Tatsuto Kimura<sup>2</sup>, Hideki Kaida<sup>3</sup>, Naoto Kihara<sup>3</sup>

<sup>1</sup>Hitachi GE, <sup>2</sup>TEPSCO, <sup>3</sup>CRIEPI,

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies | 401-1 Design and Manufacturing of Reactor Components and Transportation Vessel/Storage Facility

# [2O19-20] Design and Maintenance of Nuclear Reactor Equipment and Storage Facilities

Chair:Koei Adachi(TEPCO HD) Thu. Sep 12, 2019 5:10 PM - 5:45 PM Room O (Common Education Bildg. 3F A34)

# [2O19] Investigation on the current situation of spent nuclear fuel storage in Germany

\*Satoshi Ishikawa<sup>1</sup>, Takayasu Hayashi<sup>1</sup>, Yoshitaka Kanemitsu<sup>2</sup>, Yuta Kawagoe<sup>2</sup>, Ayaka Kimura<sup>2</sup>, Jürgen Skrzyppek<sup>3</sup>, Linus Bettermann<sup>3</sup> (1. ITOCHU Techno-Solutions Corporation, 2. ITOCHU Corporation, 3. GNS)

5:10 PM - 5:25 PM

# [2O20] Action of Ageing Management and Safety Improvement for Long Term Operation of Nuclear Power Plants

\*Atsushi Taniguchi<sup>1</sup>, Kensuke Monma<sup>1</sup> (1. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.) 5:25 PM - 5:40 PM

### ドイツにおける使用済核燃料貯蔵の現状調査

Investigation on the current situation of spent nuclear fuel storage in Germany \*石川 智之<sup>1</sup>, 林 隆康<sup>1</sup>, 金光 義崇<sup>2</sup>, 川越 雄太<sup>2</sup>, 木村 文香<sup>2</sup>, Jürgen Skrzyppek<sup>3</sup>, Linus Bettermann<sup>3</sup>, <sup>1</sup>伊藤忠テクノソリューションズ㈱,<sup>2</sup>伊藤忠商事㈱,<sup>3</sup>GNS Gesellschaft für Nuklear-Service mbH

ドイツ国内の原子力発電所サイト内乾式貯蔵施設及び金属キャスク(MOX 燃料貯蔵も含む)について、 サイト内貯蔵方式、貯蔵施設、装荷使用済燃料の燃焼度、冷却期間、及び貯蔵期間の実績を調査した。 キーワード:金属キャスク、ウラン燃料、MOX 燃料、乾式貯蔵施設、中間貯蔵施設、鋳造製金属キャスク 1. はじめに

日本国内において、金属キャスクによる使用済燃料乾式貯蔵が開始されている。将来の知見や、先行キャ スクの検査要件、及び使用済燃料の貯蔵実績の観点から、先行してドイツ国内で実施されている原子力発電 所サイト内乾式貯蔵施設、及び金属キャスク(MOX 燃料貯蔵も含む)の調査は有用と考える。そこで、サイ ト内乾式貯蔵金属キャスクの管理・運用での実績を有する独 GNS 社と共同で、同社で開発、製造された鋳造 製金属キャスク及び貯蔵施設を含むドイツ国内の調査を、乾式貯蔵の技術的知見に資するために実施した。

#### 2. ドイツ国内の原子力発電所サイト内乾式貯蔵キャスクの概要

ドイツ国内でのサイト内乾式貯蔵キャスクは、 2018年12月現在14サイトで貯蔵されており、PWR 燃料:431基、BWR 燃料:175基の総計606基のキ ャスクが既に貯蔵済みである。内、MOX 燃料を装 荷済のキャスクは9サイト(PWR:8サイト、BWR: 1サイト)に貯蔵されている。ドイツ国内の乾式貯 蔵サイトと施設調査プラントを図-1に示す。

#### 3. 貯蔵燃料の概要

図-2にウラン燃料とMOX燃料別に乾式貯蔵期間 の実績(2016年度)を示す。10年以上経過したも のが、ウラン燃料では約80基、MOX燃料装荷済が 16基であった。MOX燃料に関しては10年以下を 含めると約100基で貯蔵済みであった。また、キャ スク装荷までの冷却期間は、許認可でウラン燃料: 12ヶ月以上、MOX燃料:36ヶ月以上と規定されて いるが、MOX燃料の実績で8年以下のものが全装 荷集合体数の約60%弱を占めていた。その他の調査 項目として、MOX燃料の燃焼度、濃縮度、装荷前 冷却期間、及びキャスク毎の放射能量、崩壊熱、表 面線量率を調査した。



#### 4. まとめ

ドイツ国内の使用済燃料に関し、サイト内での乾式貯蔵金属キャスクの収納状況を調査した。総数で約600 基のキャスクが貯蔵されており、内、MOX燃料は、約100基のキャスクに装荷済であり、最長で16年以上、 18年以下の貯蔵実績があることがわかった。今後も、日本での乾式貯蔵計画の先行知見の蓄積を図るために 調査を継続する予定である。併せて、EnBW フィリップスブルク発電所、ネッカーウェストハイム発電所の サイト内中間貯蔵施設(建屋・トンネル方式)の現状調査(2018年6月)の実施内容を報告する。

\*Satoshi Ishikawa<sup>1</sup>, Takayasu Hayashi<sup>1</sup>, Yoshitaka Kanemitu<sup>2</sup>, Yuta Kawagoe<sup>2</sup>, Ayaka Kimura<sup>2</sup>,

Jürgen Skrzyppek<sup>3</sup>, Linus Bettermann<sup>3</sup>

<sup>1</sup> ITOCHU Techno-Solutions Corporation, , <sup>2</sup> ITOCHU Corporation, , <sup>3</sup> GNS Gesellschaft für Nuklear-Service mbH.

### 原子力発電所の長期運転 一安全性向上のための実施事項-

Action of Ageing Management and Safety Improvement for Long Term Operation of Nuclear Power Plants

\*谷口 敦<sup>1</sup>,門間 健介<sup>1</sup> <sup>1</sup>東京電力ホールディングス株式会社

昨年改定された IAEA の長期運転に関するガイド Ageing Management and Development of a Programme for Long Term Operation of Nuclear Power Plants では、長期運転に向け事業者が実施すべき高経年化への取り組み が示されている。この中では、機器に対する高経年化対策のみならず、設備運用も含めた広い範囲における 高経年化の考慮が含まれており、これらの内容を踏まえた事業者の安全性向上の取り組みについて紹介する。 **キーワード**:安全、長期運転、高経年化

#### 1. 緒言

今後のプラントの高経年化に対応するためには、物理的な劣化への対応として、機器に対する高経年化対 策を適切に行っていくとともに、非物理的な劣化である、設備の旧式化への対応についても確実に実施する 必要がある。これらの物理的・非物理的な高経年化管理に関し、事業者の安全性向上の取り組みとして、そ れぞれの事象に対応するための実施事項をガイドとして定め、適切な管理を行っていくこととしている。

#### 2. 高経年化管理に関する取り組み

#### 2-1. 物理的な劣化への対応: プラントが長期間停止した場合に実施する保全のガイド

現在、国内では長期間に亘り停止しているプラントが存在する。長期停止期間中は、運転中とは設備の劣 化傾向が異なる場合や機能要求がない機器について保管対策が施される場合があり、各事業者は設備状態に 応じ適切な保全を実施している。

これらの状況を踏まえ、プラントの長期停止期間中に実施すべき劣化管理及び保管管理について、「長期停止期間中の保全ガイド」にとりまとめ、機器の物理劣化対策を適切に実施していくこととした。

#### 2-2. 非物理的な劣化への対応:最新知見を活用するガイド/製造中止品への対応を管理するガイド

高経年化の進展とともに、既存プラントの設計情報が陳腐化(obsolescence)していくことで、最新技術や 知見から遅れを取っていくことや、機器の製造中止等の発生が懸念される。

最新知見の活用としては、他原子力発電所の運転経験や国内外の規制、規格基準及び研究成果最新知見を 体系的に収集するために「最新知見活用ガイド」を定めた。これを活用することで、知識及び規制・規格基 準の変更に対する旧式化を防ぎ、原子力発電所の継続的な安全性の向上に資することとした。

また、プラントの新規建設等の機会が少なく、プラントメーカーやサプライヤーは、設計技術及び保守技 術の継承が困難な状況であり、実際に、使用機器の製造中止等の事例が生じている。

事業者製造中止等への対応としては、プラントの長期運転を実施していく上で、これら製造中止等によっ て原子力発電所の安全性への影響が生じないよう、管理を強化していく必要がある。このため、「製造中止管 理ガイド」を定め、製造中止等への対応のための管理プログラムを整理した。

#### 3. 結論

プラントの高経年化対策として考慮が必要となる事項を IAEA のガイドを参考に検討し、物理的・非物理 的劣化に対応するための3つのガイドを定め、これらを活用して安全性向上の取り組みを実施していく。

<sup>\*</sup>Atsushi Taniguchi1, Kensuke Monma1

<sup>&</sup>lt;sup>1</sup>Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.