

Wed. Mar 17, 2021

## Room A

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

## [1A01-06] Fukushima Daiichi NPS Accident

Chair: Hotta Akitoshi (NRA)

10:15 AM - 12:00 PM Room A (Zoom room 1)

[1A01] Estimation of the In-Depth Debris Status of Fukushima Unit-2 and Unit-3 with Multi-Physics Modeling

\*Akifumi Yamaji<sup>1</sup>, Kazuma Kishimoto<sup>1</sup>, Xin Li<sup>1</sup>, Masahiro Furuya<sup>1</sup>, Ikken Sato<sup>3</sup>, Hiroshi Madokoro<sup>3</sup>, Yuji Ohishi<sup>2</sup> (1. Waseda Univ., 2. Osaka Univ., 3. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM

[1A02] Estimation of the In-Depth Debris Status of Fukushima Unit-2 and Unit-3 with Multi-Physics Modeling

\*Xin Li<sup>1</sup>, Akifumi Yamaji<sup>1</sup>, Ikken Sato<sup>2</sup>, Masahiro Furuya<sup>1</sup>, Hiroshi Madokoro<sup>2</sup>, Hirofumi Fukai<sup>1</sup>, Yuji Ohishi<sup>3</sup> (1. Waseda Univ., 2. JAEA, 3. Osaka Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM

[1A03] Estimation of the In-Depth Debris Status of Fukushima Unit-2 and Unit-3 with Multi-Physics Modeling

\*Yuji Ohishi<sup>1</sup>, Kiu Tanaka<sup>1</sup>, Yifan Sun<sup>1</sup>, Hiroaki Muta<sup>1</sup> (1. Osaka Univ.)

10:45 AM - 11:00 AM

[1A04] Investigation of Accident Scenario and Fission Products Behaviors in Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant using SAMPSON code

\*Kenichi Tezuka<sup>1</sup>, Chiaki Kino<sup>1</sup>, Nobuyoshi Tsuzuki<sup>1</sup> (1. IAE)

11:00 AM - 11:15 AM

[1A05] Investigation of Accident Scenario and Fission Products Behaviors in Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant using SAMPSON code

\*Chiaki Kino<sup>1</sup>, Kenichi Tezuka<sup>1</sup>, Nobuyoshi Tsuzuki<sup>1</sup> (1. IAE)

11:15 AM - 11:30 AM

[1A06] Temperature change due to radiative cooling under the fuel rod exposure in Fuku-Ichi No.1 Reactor

\*Kiyoshi Yoneyama<sup>1</sup>, Kazuo Watanabe<sup>2</sup> (1. H.O.Yoneyama, 2. WNR-Cx Watanabe Lab.)

11:30 AM - 11:45 AM

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

## [1A07-11] Gas-liquid Two-phase Flow

Chair: Ayako Ono (JAEA)

2:45 PM - 4:15 PM Room A (Zoom room 1)

[1A07] Evaluation of characteristic of natural circulation flow on isolation condenser in the presence of non-condensable gas

\*Tetsuya Takada<sup>1</sup>, Yasunori Yamamoto<sup>1</sup>, Kosuke Ono<sup>1</sup> (1. Hokkaido Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

[1A08] Effect of Diameters and Fluid Properties on Flow Characteristics in Vertical Pipes under Flooding at the Top End

\*Toshiya Takaki<sup>1</sup>, Michio Murase<sup>1</sup>, Kosuke Hayashi<sup>2</sup>, Akio Tomiyama<sup>2</sup> (1. INSS, 2. Kobe Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM

[1A09] An Improved Mechanistic Model for Prediction of Bubble Lift-off Diameter in Subcooled Flow Boiling for Inclined Heating Surface

\*M. A. Rafiq Akand<sup>1</sup>, Kei Kitahara<sup>1</sup>, Tatsuya Matsumoto<sup>1</sup>, Wei Liu<sup>1</sup>, Koji Morita<sup>1</sup> (1. Kyushu Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM

[1A10] Development of a 3D gas-liquid two-phase flow measurement system using multi-view cameras

\*Miki Saito<sup>1</sup>, Taizo Kanai<sup>1</sup>, Satoshi Nishimura<sup>1</sup> (1. CRIEPI)

3:30 PM - 3:45 PM

[1A11] Development of a System Analysis Code for NPP

\*Junichi Kaneko<sup>1</sup>, Naofumi Tsukamoto<sup>1</sup> (1. NRA)

3:45 PM - 4:00 PM

## Room B

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

## [1B01-02] Code Development 1 (Nuclear Data)

Chair: Kunihiro Nakajima (Kindai Univ.)

10:00 AM - 10:45 AM Room B (Zoom room 2)

[1B01] Statistical error calculation method for probability table generation

\*Kenichi Tada<sup>1</sup>, Tomohiro Endo<sup>2</sup> (1. JAEA, 2. Nagoya Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM

[1B02] Investigation of the impact of difference between open nuclear data processing codes on

neutron transport calculations

\*Michitaka Ono<sup>1</sup>, Masayuki Tojo<sup>1</sup>, Kenichi Tada<sup>2</sup>, Akio Yamamoto<sup>3</sup> (1. GNF-J, 2. JAEA, 3. Nagoya Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM

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

### [1B03-06] Code Development 2

Chair: Rei Kimura (TOSHIBA ESS)

10:45 AM - 12:00 PM Room B (Zoom room 2)

#### [1B03] Development of Three-Dimensional

Heterogeneous Transient Calculation Code  
RYUHO

\*Tatsuya Fujita<sup>1</sup>, Naofumi Tsukamoto<sup>1</sup> (1. Nuclear Regulation Authority)

10:45 AM - 11:00 AM

#### [1B04] A Development of Multi-Physics Burnup Analysis System

\*Motomu Suzuki<sup>1</sup> (1. CRIEPI)

11:00 AM - 11:15 AM

#### [1B05] Development of Core Management Code System SHIKOKU2

\*Masami Hirano<sup>1</sup>, Yosuke Kawamoto<sup>1</sup>, Emi Yoshida<sup>1</sup>, Kosuke Miyawaki<sup>1</sup>, Kazuma Oohori<sup>2</sup>, Yutaka Umakoshi<sup>2</sup> (1. Yonden Eng., 2. YONDEN)

11:15 AM - 11:30 AM

#### [1B06] Development of Core Management Code System SHIKOKU2

\*Yosuke Kawamoto<sup>1</sup>, Masami Hirano<sup>1</sup>, Emi Yoshida<sup>1</sup>, Kosuke Miyawaki<sup>1</sup>, Kazuma Oohori<sup>2</sup>, Yutaka Umakoshi<sup>2</sup> (1. Yonden Eng., 2. YONDEN)

11:30 AM - 11:45 AM

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

### [1B07-11] Uncertainty Evaluation

Chair: Kenichi Tada (JAEA)

2:45 PM - 4:15 PM Room B (Zoom room 2)

#### [1B07] Uncertainty Quantification of Criticality in the KUCA-C core with HEU Fuel

\*Kota Morioka<sup>1</sup>, Cheolho Pyeon<sup>1</sup> (1. Kyoto Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

#### [1B08] Reactor noise analysis using MVP code for subcritical systems in KUCA

\*Kunihiro Nakajima<sup>1</sup>, Yasunobu Nagaya<sup>2</sup>, Atsushi Sakon<sup>1</sup>, Tadafumi Sano<sup>1</sup>, Kengo Hashimoto<sup>1</sup> (1. Kindai Univ., 2. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM

#### [1B09] Development of reactor noise measurement using BGO detectors in UTR-KINKI

\*Masaki Goto<sup>1</sup>, Takashi Kanda<sup>1</sup>, Kunihiro Nakajima<sup>1</sup>, Tadafumi Sano<sup>1</sup>, Atsushi Sakon<sup>1</sup>, Kengo Hashimoto<sup>1</sup> (1. KINDAI Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM

#### [1B10] Numerical analysis and uncertainty

quantification for pulsed neutron experiments with water tanks by PHITS

\*Kenta Asakura<sup>1</sup>, Tomohiro Endo<sup>1</sup>, Akio Yamamoto<sup>1</sup> (1. Nagoya Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM

#### [1B11] Nuclear Data-induced Uncertainty

Quantification of Prompt Neutron Decay Constant for Water-only System

\*Tomohiro Endo<sup>1</sup>, Akihiro Noguchi<sup>1</sup>, Akio Yamamoto<sup>1</sup> (1. Nagoya Univ.)

3:45 PM - 4:00 PM

### Room C

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

### [1C01-06] Optimization/Code Development on Advanced Reactor

Chair: Motoyasu Kinoshita (MOSTECH)

10:15 AM - 12:00 PM Room C (Zoom room 3)

#### [1C01] Development of Advanced Reactor Knowledge- and AI-aided Design Integration Approach through the whole plant lifecycle, ARKADIA

\*Hiroyuki Ohshima<sup>1</sup>, Tai Asayama<sup>1</sup>, Tomohiro Furukawa<sup>1</sup>, Masaaki Tanaka<sup>1</sup>, Takashi Takata<sup>1</sup>, Yasuhiro Enuma<sup>1</sup> (1. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM

#### [1C02] Development of Advanced Reactor Knowledge- and AI-aided Design Integration Approach through the whole plant lifecycle, ARKADIA

\*Masaaki Tanaka<sup>1</sup>, Shigeo Ohki<sup>1</sup>, Masashi Miyazaki<sup>1</sup>, Shigeru Takaya<sup>1</sup>, Kenji Yokoyama<sup>1</sup>, Masanori Ando<sup>1</sup> (1. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM

#### [1C03] Development of Advanced Reactor Knowledge- and AI-aided Design Integration Approach through the whole plant lifecycle, ARKADIA

\*Akihiro Uchibori<sup>1</sup>, Takashi Takata<sup>1</sup>, Yoshitaka Fukano<sup>1</sup>, Hidemasa Yamano<sup>1</sup> (1. JAEA)

10:45 AM - 11:00 AM

- [1C04] Development of Advanced Reactor Knowledge- and AI-aided Design Integration Approach through the whole plant lifecycle, ARKADIA  
 \*Yasuhiro Enuma<sup>1</sup>, Yuki Kondo<sup>1</sup>, Ryuta Hashidate<sup>1</sup>, Rika Mitsumoto<sup>1</sup>, Taira Hazama<sup>1</sup> (1. JAEA)

11:00 AM - 11:15 AM

- [1C05] Verification of Neutronics-Thermalhydraulics Coupling UDF for FLUENT Code using MSRE Experiment  
 \*Hiroyasu MOCHIZUKI<sup>1</sup> (1. Tokyo Institute of Technology)

11:15 AM - 11:30 AM

- [1C06] Study on Optimization of Fuel Composition for Reducing Sodium Void Reactivity in Sodium-Cooled Fast Reactor  
 \*Oike Hiroya<sup>1</sup>, Endo Tomohiro<sup>1</sup>, Akio Yamamoto<sup>1</sup>, Go Chiba<sup>2</sup> (1. Nagoya Univ., 2. Hokkaido Univ.)

11:30 AM - 11:45 AM

---

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

- [1C07-11] Development of Advanced Reactor  
 Chair: Akihiro Uchibori (JAEA)  
 2:45 PM - 4:10 PM Room C (Zoom room 3)

- [1C07] HTTR Test Plan towards Demonstration of HTGR Heat Application Technologies  
 \*Hiroyuki Sato<sup>1</sup>, Takeshi Aoki<sup>1</sup>, Xing L. Yan<sup>1</sup> (1. JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM

- [1C08] Demonstration plan of plant control performance evaluation methodology based on HTTR Thermal Load Fluctuation Test  
 \*Takeshi Aoki<sup>1</sup>, Hiroyuki Sato<sup>1</sup> (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:00 PM - 3:15 PM

- [1C09] Development of Mitsubishi multi-purpose modular ultra-safety micro reactor  
 \*Shota Kobayashi<sup>1</sup>, Yasutaka Harai<sup>1</sup>, Tadakatsu Yodo<sup>1</sup>, Shohei Otsuki<sup>1</sup>, Wataru Nakazato<sup>1</sup>, Hironori Noguchi<sup>1</sup>, Satoru Kamohara<sup>1</sup> (1. MHI)

3:15 PM - 3:30 PM

- [1C10] A study of molten salt fast reactor with sustainable properties  
 \*Koshi Mitachi<sup>1</sup> (1. Beyond energy research & development association)

3:30 PM - 3:45 PM

- [1C11] Development of a molten salt Loop system to materialize molten salt reactors  
 \*moto yas KINOSHITA kinoshita<sup>1</sup> (1. MOSTECH Co. Ltd)  
 3:45 PM - 4:00 PM

## Room D

---

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

- [1D01-06] Radiation Shielding Analysis  
 Chair: Hiroshi Yashima (Kyoto Univ.)  
 10:15 AM - 12:00 PM Room D (Zoom room 4)

- [1D01] Expansion of transformation of a system of source and detector  
 \*Yoshihito Namito<sup>1</sup>, Hideo Hirayama<sup>1</sup> (1. KEK)  
 10:15 AM - 10:30 AM

- [1D02] Studies on the assessment of Monte-Carlo shielding analysis in the licensing of spent fuel transport and storage  
 \*Shinji GOKO<sup>1</sup> (1. NRA)  
 10:30 AM - 10:45 AM

- [1D03] Validation of decay data library for photon emission from fuel debris  
 \*Taichi Matsumura<sup>1</sup>, Keisuke Okumura<sup>1</sup>, Manabu Fujita<sup>2</sup> (1. JAEA, 2. JPC)  
 10:45 AM - 11:00 AM

- [1D04] Study on appropriate review of simple dose calculation method for gamma ray shielding  
 \*Yoshihiro Hirao<sup>1</sup>, Fumiyoshi Nobuhara<sup>2</sup>, Seiki Ohnishi<sup>1</sup> (1. NMRI, 2. TNS)  
 11:00 AM - 11:15 AM

- [1D05] The Activity Report of Review WG for Simple Radiation Shielding in phase 2.  
 \*Fumiyoshi Nobuhara<sup>1</sup>, Yoshihiro Hirao<sup>2</sup>, Norihiro Matsuda<sup>3</sup>, Seiki Ohnishi<sup>2</sup> (1. TNS, 2. NMRI, 3. JAEA)  
 11:15 AM - 11:30 AM

- [1D06] Discussion on the Standardization of Shielding Material focusing on Concrete (17)  
 \*Mikihiro Nakata<sup>1</sup>, Toshihisa Tsukiyama<sup>2</sup>, Koichi Okuno<sup>3</sup>, Toshinobu Maenaka<sup>4</sup> (1. MHI NSE, 2. HGNE, 3. Hazama Andou Corp., 4. Takenaka Corp.)  
 11:30 AM - 11:45 AM

---

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

- [1D07-11] Radiation Detector Development for

## Nuclear Reactor

Chair: Koichi Kino (AIST)

2:45 PM - 4:15 PM Room D (Zoom room 4)

## [1D07] Development of lithium loaded liquid scintillator for reactor neutrino monitor

\*Atsuya Kawabata<sup>1</sup>, Kyohei Nakajima<sup>1</sup>, YoichiTamagawa<sup>1</sup> (1. University of Fukui)

2:45 PM - 3:00 PM

## [1D08] Development for non-destructive measurement system with a low-cost neutron detector bank

\*Masao Komeda<sup>1</sup>, Yosuke Toh<sup>1</sup>, Kosuke Tanabe<sup>2</sup> (1.

JAEA, 2. NRIPS)

3:00 PM - 3:15 PM

## [1D09] Development of a portable high-resolution gamma-ray spectrometer for nuclear facilities

\*Shigetaka Maeda<sup>1</sup>, Mitsuhiro Nogami<sup>2</sup>, Chikara Ito<sup>1</sup>,Keitaro Hitomi<sup>2</sup>, Kenichi Watanabe<sup>3</sup> (1. JAEA, 2.

Tohoku Univ., 3. Nagoya Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM

## [1D10] Development of a portable high-resolution gamma-ray spectrometer for nuclear facilities

\*Mitsuhiro Nogami<sup>1</sup>, Keitaro Hitomi<sup>1</sup>, Chikara Ito<sup>2</sup>,Kunimi Tsubakiyama<sup>3</sup>, Kenichi Watanabe<sup>3</sup>, ShigetakaMaeda<sup>2</sup> (1. Tohoku Univ., 2. JAEA, 3. Nagoya Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM

## [1D11] Development of a portable high-resolution gamma-ray spectrometer for nuclear facilities

\*Kenichi Watanabe<sup>1</sup>, Kunimi Tsubakiyama<sup>1</sup>, KeitaroHitomi<sup>2</sup>, Mitsuhiro Nogami<sup>2</sup>, Chikara Ito<sup>3</sup>, ShigetakaMaeda<sup>3</sup> (1. Nagoya Univ., 2. Tohoku Univ., 3. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM

## Room E

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

## [1E01-07] Advanced Technology for Inspection &amp; Utilization of Nuclear Plants

Chair: Tetsuya Uchimoto (Tohoku Univ.)

10:00 AM - 12:00 PM Room E (Zoom room 5)

## [1E01] Development of nondestructive inspection for embedded hardware 3

Ryota Ogawa<sup>1</sup>, \*Motomu Ishii<sup>1</sup>, Hiroaki Fujiyoshi<sup>1</sup>,Yoshihiro Isobe<sup>1</sup>, Kouzou Hattori<sup>2</sup>, Takashi Suzuki<sup>2</sup>,Shouji Sekiguchi<sup>2</sup>, Susumu Miura<sup>2</sup> (1. NFI, 2. JNFL)

10:00 AM - 10:15 AM

## [1E02] Development of nondestructive inspection for

embedded hardware 3

Mitsuyuki Sagisaka<sup>1</sup>, Takashi Matsunaga<sup>1</sup>, \*RyotaOgawa<sup>1</sup>, Yoshihiro Isobe<sup>1</sup>, Kouzou Hattori<sup>2</sup>, TakashiSuzuki<sup>2</sup>, Shouji Sekiguchi<sup>2</sup>, Susumu Miura<sup>2</sup> (1. NFI, 2.

JNFL)

10:15 AM - 10:30 AM

## [1E03] Study on Check Valve Diagnosis using AI

Ryota Ogawa<sup>1</sup>, Takashi Matsunaga<sup>1</sup>, \*Yoshihiro Isobe<sup>1</sup>

(1. NFI)

10:30 AM - 10:45 AM

## [1E04] Advanced Computerization of Hammering Inspection 5

\*Takashi Matsunaga<sup>1</sup>, Ryota Ogawa<sup>1</sup>, MitsuyukiSagisaka<sup>1</sup>, Yoshihiro Isobe<sup>1</sup>, Shinobu Yoshimura<sup>2</sup>,Tomonori Yamada<sup>2</sup> (1. NFI, 2. UTokyo)

10:45 AM - 11:00 AM

## [1E05] Advanced computerization of Hammering Inspection 5

Takashi Matsunaga<sup>1</sup>, Ryota Ogawa<sup>1</sup>, MitsuyukiSagisaka<sup>1</sup>, \*Hiroaki Fujiyoshi<sup>1</sup>, Yoshihiro Isobe<sup>1</sup>, JunTomiya<sup>2</sup>, Shinobu Yoshimura<sup>3</sup>, Tomonori Yamada<sup>3</sup>

(1. NFI, 2. Univ. of the Ryukyus, 3. UTokyo)

11:00 AM - 11:15 AM

## [1E06] Advanced Computerization of Hammering Inspection 5

Takashi Matsunaga<sup>1</sup>, Ryota Ogawa<sup>1</sup>, \*MitsuyukiSagisaka<sup>1</sup>, Hiroaki Fujiyoshi<sup>1</sup>, Yoshihiro Isobe<sup>1</sup>, JunTomiya<sup>2</sup>, Shinobu Yoshimura<sup>3</sup>, Tomonori Yamada<sup>3</sup>

(1. NFI, 2. Univ. of the Ryukyus, 3. UTokyo)

11:15 AM - 11:30 AM

## [1E07] Study of bulk power system stability by utilization of nuclear assets

\*Yohei Murakami<sup>1</sup>, Keita Okuyama<sup>1</sup>, Shunya Morita<sup>2</sup>,Masahiro Watanabe<sup>1</sup>, Yutaka Kokai<sup>1</sup>, Daichi Kato<sup>1</sup> (1.

Hitachi, 2. HGNE)

11:30 AM - 11:45 AM

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

## [1E08-10] Advanced Design &amp; Manufacture of Reactor Equipment

Chair: Masaaki Higasa (TOSHIBA ESS)

2:45 PM - 3:40 PM Room E (Zoom room 5)

## [1E08] Development of automatic design system for piping, air conditioning duct and cable tray using artificial intelligence



\*Shiro Takahashi<sup>1</sup>, Keita Okuyama<sup>1</sup>, Michiaki Kurosaki<sup>2</sup>, Eisuke Wakabayashi<sup>2</sup>, Tomoyasu Inoue<sup>2</sup>, Junta Yamada<sup>2</sup>, Yusuke Shimizu<sup>2</sup>, Shonosuke Yukita<sup>3</sup>, Shigehiko Kaneko<sup>4</sup> (1. Hitachi, 2. HGNE, 3. Hitachi Industry &Control Solutions, 4. Waseda Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

[1E09] Development of automatic design system for piping, air conditioning duct and cable tray using artificial intelligence

\*Junta Yamada<sup>1</sup>, Michiaki Kurosaki<sup>1</sup>, Eisuke Wakabayashi<sup>1</sup>, Tomoyasu Inoue<sup>1</sup>, Shirou Takahashi<sup>2</sup>, Keita Okuyama<sup>2</sup>, Shonosuke Yukita<sup>3</sup> (1. HGNE, 2. Hitachi, 3. Hitachi Industry &Control Solutions)

3:00 PM - 3:15 PM

[1E10] Development of blow out panel closing system

\*TAISUKE HATAKEYAMA<sup>1</sup>, NORIHIDE TOHYAMA<sup>1</sup>, HIDETOSHI SAITO<sup>1</sup>, TADASHI IJIMA<sup>1</sup>, TAKAHISA FUNABIKI<sup>1</sup>, HIROYUKI NOJI<sup>1</sup>, KEI IRISAWA<sup>1</sup> (1. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

3:15 PM - 3:30 PM

## Room G

Oral presentation | I. General Issues | General Issues

[1G01-04] Communication

Chair: Ryuta Takashima (TUS)

2:45 PM - 3:55 PM Room G (Zoom room 7)

[1G01] Video production as a methodology for overcoming the conflicting axes of nuclear power vs. renewable energy -results and prospects-

\*Takenoshin Yaza<sup>1</sup>, Tomomi Samejima<sup>1</sup>, Tetsuo Sawada<sup>2</sup> (1. TGUISS, 2. Tokyo Tech)

2:45 PM - 3:00 PM

[1G02] A Discussion Method Relating to Nuclear Energy and Geological Disposal

\*SHINJI MITANI<sup>1,4</sup>, HIROKO MIYUKI<sup>2,4</sup>, Naoki Kimura<sup>3</sup> (1. Nuclear Communications, 2. Workshops and Instructional Strategies in Education, 3. Fukui University of Technology, 4. SNW)

3:00 PM - 3:15 PM

[1G03] A Discussion Method Relating to Nuclear Energy and Geological Disposal

\*Hiroko Miyuki<sup>1</sup>, Toshiharu Miyakawa<sup>2</sup> (1. Workshops and Instructional Strategies in Education, 2. NPO Radiation Education Forum)

3:15 PM - 3:30 PM

[1G04] Discussion on ALPS Treated Water with Reference to the Method of Deliberative Poll

\*Kyoko Oba<sup>1</sup>, Noboru Yanase<sup>2</sup>, Ryota Matsui<sup>3</sup> (1. JAEA, 2. Nihon Univ., 3. Yamanashi Pref. Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM

## Room I

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

[1I01-05] Waste Management 1

Chair: Ryoji Kusaka (JAEA)

10:30 AM - 12:00 PM Room I (Zoom room 9)

[1I01] Consideration for long-term storage of a spent zeolite adsorption vessel

\*Yusuke Sagawa<sup>1</sup>, Isao Yamagishi<sup>2</sup>, Atsuhiko Terada<sup>2</sup>, Kazuyoshi Uruga<sup>3</sup>, Takeshi Tsukada<sup>3</sup> (1. Nuclear Engineering, 2. JAEA, 3. CRIEPI)

10:30 AM - 10:45 AM

[1I02] Consideration for long-term storage of a spent zeolite adsorption vessel

\*Kazuyoshi Uruga<sup>1</sup>, Takeshi Tsukada<sup>1</sup>, Isao Yamagishi<sup>2</sup>, Atsuhiko Terada<sup>2</sup> (1. CRIEPI, 2. JAEA)

10:45 AM - 11:00 AM

[1I03] Evaluation of Strontium Penetration Behavior in Concrete Structural Materials

\*Yuko Kimoto<sup>1</sup>, Kai Yoneyama<sup>1</sup>, Isamu Sato<sup>1</sup>, Haruaki Matsuura<sup>1</sup>, Eriko Suzuki<sup>2</sup>, Shuhei Miwa<sup>2</sup> (1. Tokyo City University, 2. Japan Atomic Energy Agency)

11:00 AM - 11:15 AM

[1I04] Study of penetration behavior of Cs into concrete using neutron activation analysis

\*Kai Yoneyama<sup>1</sup>, Isamu Sato<sup>1</sup>, Haruaki Matsuura<sup>1</sup>, Norihiko Kurihara<sup>1</sup>, Naoya Miyahara<sup>1</sup>, Eriko Suzuki<sup>2</sup>, Shuhei Miwa<sup>2</sup> (1. TCU, 2. JAEA)

11:15 AM - 11:30 AM

[1I05] G<sub>H2</sub> from inorganic hydrates and hydroxides

\*Jun Kumagai<sup>1</sup>, Katsuyoshi Horinouchi<sup>2</sup>, Kumi Negishi<sup>3</sup>, Masaya Ida<sup>3</sup> (1. Institute of Materials and Systems for Sustainability, Nagoya University, 2. Graduate School of Engineering, Nagoya University, 3. Taiheiyō Consultant Co. LTD)

11:30 AM - 11:45 AM

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

**[1I06-10] Waste Management 2**

Chair: Yoichi Endo (NFD)

2:45 PM - 4:15 PM Room I (Zoom room 9)

**[1I06] Research on long-term storage system of high-level radioactive waste (fuel debris, etc.) by double canister**Hiroshige Kikura<sup>1</sup>, Hideharu Takahashi<sup>1</sup>, Daisuke Ito<sup>2</sup>, Yoshinobu Morimoto<sup>3</sup>, \*Tsutomu Matsumoto<sup>4</sup> (1.

Tokyo Tech, 2. Kyoto Univ., 3. Hitz, 4. OCL)

2:45 PM - 3:00 PM

**[1I07] Fluorination Method for Classification of the Waste Generated by Fuel Debris Removal**\*Daisuke Watanabe<sup>1</sup>, Keita Endo<sup>1</sup>, Akira Sasahira<sup>1</sup>, Shunji Homma<sup>2</sup>, Masahide Takano<sup>3</sup>, Ayako Sudo<sup>3</sup> (1. Hitachi-GE, 2. Saitama univ., 3. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM

**[1I08] Fluorination Method for Classification of the Waste Generated by Fuel Debris Removal**\*Keita Endo<sup>1</sup>, Daisuke Watanabe<sup>1</sup>, Akira Sasahira<sup>1</sup> (1. HGNE)

3:15 PM - 3:30 PM

**[1I09] Fluorination Method for Classification of the Waste Generated by Fuel Debris Removal**\*Shunji Homma<sup>1</sup>, Daisuke Watanabe<sup>2</sup>, Keita Endo<sup>2</sup> (1. Saitama Univ., 2. HGNE)

3:30 PM - 3:45 PM

**[1I10] Fluorination Method for Classification of the Waste Generated by Fuel Debris Removal**\*Ayako Sudo<sup>1</sup>, Masahide Takano<sup>1</sup>, Daisuke Watanabe<sup>2</sup> (1. JAEA, 2. Hitachi-GE)

3:45 PM - 4:00 PM

**Room K**

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

**[1K01-04] Irradiation Effect**

Chair: Hirotatsu Kishimoto (Muran IT)

10:00 AM - 11:10 AM Room K (Zoom room 11)

**[1K01] Phase Stability of Second Phase Particle and Hydrogen Absorption in Zirconium Alloys under Ion Irradiation**\*Takeaki Gondo<sup>1</sup>, Yoshiki Saita<sup>1</sup>, Katsuhito Takahashi<sup>1</sup>, Hideo Watanabe<sup>1</sup> (1. KYUSHU UNIVERSITY)

10:00 AM - 10:15 AM

**[1K02] Swelling resistance of ODS steel for fuel**

cladding tube of fast reactor

\*Takashi TANNO<sup>1</sup>, Hiroshi OKA<sup>1,2</sup>, Yasuhide YANO<sup>1</sup>, Satoshi OHTSUKA<sup>1</sup>, Takeji KAITO<sup>1</sup> (1. JAEA, 2.

Current: Hokkaido Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM

**[1K03] Evaluation of radiation hardening of stainless steels by micro-tensile testing**\*Terumitsu Miura<sup>1</sup>, Kohei Kokutani<sup>1</sup>, Katsuhiko Fujii<sup>1</sup>, Koji Fukuya<sup>1</sup> (1. Institute of Nuclear Safety System)

10:30 AM - 10:45 AM

**[1K04] Evaluation of failure fraction of coated fuel particles for HTGR under high burnup condition**\*Masaya Haseda<sup>1</sup>, Jun Aihara<sup>2</sup>, Kazuhiro Sawa<sup>1</sup> (1. Hokkaido Univ., 2. JAEA)

10:45 AM - 11:00 AM

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

**[1K05-07] Corrosion in Water Coolant**

Chair: Hirotatsu Ohta (CRIEPI)

11:10 AM - 12:00 PM Room K (Zoom room 11)

**[1K05] Influences of dissolved hydrogen and temperature on oxide film thickness of TT690 alloy in simulated PWR primary water condition**\*Takahiro Sasaoka<sup>1</sup>, Takumi Terachi<sup>2</sup>, Takuyou Yamada<sup>1</sup>, Koji Arioka<sup>1</sup> (1. INSS, 2. KEPCO)

11:10 AM - 11:25 AM

**[1K06] The effect of thermal aging time and temperature on SCC of SUS630 in high-temperature water**\*Takuyo Yamada<sup>1</sup>, Takumi Terachi<sup>2,1</sup>, Makie Okamoto<sup>3,1</sup>, Koji Arioka<sup>1</sup> (1. INSS, 2. KEPCO, 3. Kobe Material Testing Lab.)

11:25 AM - 11:40 AM

**[1K07] Irradiation stabilities of SiC/SiC composites and their joints in coolant of fission reactor**\*Hirotatsu Kishimoto<sup>1</sup>, Naofumi Nakazato<sup>1</sup>, Joon-Soo Park<sup>1</sup>, Akira Kohyama<sup>2</sup> (1. Muroran IT, 2. NITE Corporation)

11:40 AM - 11:55 AM

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

**[1K08-12] Irradiation Embrittlement Prediction**

Chair: Kinya Nakamura (CRIEPI)

2:45 PM - 4:10 PM Room K (Zoom room 11)

- [1K08] Revisions of JEAC4201 Embrittlement Trend Curve  
\*Ryoichi Saeki<sup>1</sup>, Akiyoshi Nomoto<sup>1</sup>, Kenji Nishida<sup>1</sup>, Kenichi Nakashima<sup>1</sup>, Yoshinori Hashimoto<sup>1</sup>, Yasukazu Takada<sup>2</sup>, Oumaya Toru<sup>2</sup>, Takatoshi Hirota<sup>3</sup> (1. CRIEPI, 2. KEPCO, 3. MHI)  
2:45 PM - 3:00 PM
- [1K09] Revisions of JEAC4201 Embrittlement Trend Curve  
\*Toru Oumaya<sup>1</sup>, Masahide Suzuki<sup>4</sup>, Koji Fukuya<sup>1</sup>, Yasukazu Takada<sup>3</sup>, Akiyoshi Nomoto<sup>2</sup>, Ryoichi Saeki<sup>2</sup>, Kenji Nishida<sup>2</sup>, Yoshinori Hashimoto<sup>2</sup> (1. Institute of Nuclear Safety System, Inc., 2. Central Research Institute of Electric Power Industry, 3. The Kansai Electric Power Co, Inc., 4. Nagaoka University of Technology)  
3:00 PM - 3:15 PM
- [1K10] Revisions of JEAC4201 Embrittlement Trend Curve  
\*Yoshinori Hashimoto<sup>1</sup>, Ryoichi Saeki<sup>1</sup>, Akiyoshi Nomoto<sup>1</sup>, Kenichi Nakashima<sup>1</sup>, Toru Oumaya<sup>2</sup>, Yasukazu Takada<sup>2</sup> (1. CRIEPI, 2. KEPCO)  
3:15 PM - 3:30 PM
- [1K11] Revisions of JEAC4201 Embrittlement Trend Curve  
\*Takatoshi Hirota<sup>1</sup>, Ryoichi Saeki<sup>2</sup>, Akiyoshi Nomoto<sup>2</sup>, Kenji Nishida<sup>2</sup>, Yoshinori Hashimoto<sup>2</sup>, Yasukazu Takada<sup>3</sup>, Toru Oumaya<sup>3</sup> (1. MHI, 2. CRIEPI, 3. KEPCO)  
3:30 PM - 3:45 PM
- [1K12] Revisions of JEAC4201 Embrittlement Trend Curve  
\*Katsuhiko Fujii<sup>1</sup> (1. INSS)  
3:45 PM - 4:00 PM

## Room L

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering | 601-6 Fusion Reactor System, Design, Application

### [1L01-03] Fusion Engineering

Chair: Juro Yagi (Kyoto Univ.)

2:45 PM - 3:45 PM Room L (Zoom room 12)

- [1L01] Conceptual design of a muon-catalyzed continuous fusion reactor with a ramjet shock wave stagnation point in a circulating supersonic wind tunnel as the core  
\*Motoyasu Sato<sup>1</sup>, Yasusi Kino<sup>2</sup>, Yoshiharu Tanahashi<sup>1</sup>,

Kimitaka Itoh<sup>1</sup>, Norimasa Yamamoto<sup>1</sup>, Shinji Okada<sup>1</sup>, Atsuo Iiyoshi<sup>1</sup> (1. Chubu University, 2. Tohoku University)

2:45 PM - 3:00 PM

- [1L02] Reduction of hydrogen recycling using boron powder in LHD

\*Naoko Ashikawa<sup>1,2</sup>, Tomoko Kawate<sup>1,3,2</sup>, Hirotaka Toyoda<sup>4,1</sup>, Zhen Sun<sup>5,6</sup> (1. National Institute for Fusion Science, 2. The Graduate University for Advanced Studies, 3. National Astronomical Observatory of Japan, 4. Nagoya University, 5. Institute of Plasma Physics, Chinese Academy of Sciences, 6. Princeton Plasma Physics Laboratory)

3:00 PM - 3:15 PM

- [1L03] Experimental investigation of fluid-mixing performance of electromagnetic force controlling fin installed in MHD film-flow

\*Makoto Kawamoto<sup>1</sup>, Satoshi Ito<sup>1</sup>, Hidetoshi Hashizume<sup>1</sup> (1. Tohoku Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM

---

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

## [1A01-06] Fukushima Daiichi NPS Accident

Chair: Hotta Akitoshi (NRA)

Wed. Mar 17, 2021 10:15 AM - 12:00 PM Room A (Zoom room 1)

---

### [1A01] Estimation of the In-Depth Debris Status of Fukushima Unit-2 and Unit-3 with Multi-Physics Modeling

\*Akifumi Yamaji<sup>1</sup>, Kazuma Kishimoto<sup>1</sup>, Xin Li<sup>1</sup>, Masahiro Furuya<sup>1</sup>, Ikken Sato<sup>3</sup>, Hiroshi Madokoro<sup>3</sup>, Yuji Ohishi<sup>2</sup> (1. Waseda Univ., 2. Osaka Univ., 3. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM

### [1A02] Estimation of the In-Depth Debris Status of Fukushima Unit-2 and Unit-3 with Multi-Physics Modeling

\*Xin Li<sup>1</sup>, Akifumi Yamaji<sup>1</sup>, Ikken Sato<sup>2</sup>, Masahiro Furuya<sup>1</sup>, Hiroshi Madokoro<sup>2</sup>, Hirofumi Fukai<sup>1</sup>, Yuji Ohishi<sup>3</sup> (1. Waseda Univ., 2. JAEA, 3. Osaka Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM

### [1A03] Estimation of the In-Depth Debris Status of Fukushima Unit-2 and Unit-3 with Multi-Physics Modeling

\*Yuji Ohishi<sup>1</sup>, Kiu Tanaka<sup>1</sup>, Yifan Sun<sup>1</sup>, Hiroaki Muta<sup>1</sup> (1. Osaka Univ.)

10:45 AM - 11:00 AM

### [1A04] Investigation of Accident Scenario and Fission Products Behaviors in Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant using SAMPSON code

\*Kenichi Tezuka<sup>1</sup>, Chiaki Kino<sup>1</sup>, Nobuyoshi Tsuzuki<sup>1</sup> (1. IAE)

11:00 AM - 11:15 AM

### [1A05] Investigation of Accident Scenario and Fission Products Behaviors in Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant using SAMPSON code

\*Chiaki Kino<sup>1</sup>, Kenichi Tezuka<sup>1</sup>, Nobuyoshi Tsuzuki<sup>1</sup> (1. IAE)

11:15 AM - 11:30 AM

### [1A06] Temperature change due to radiative cooling under the fuel rod exposure in Fuku-Ichi No.1 Reactor

\*Kiyoshi Yoneyama<sup>1</sup>, Kazuo Watanabe<sup>2</sup> (1. H.O.Yoneyama, 2. WNR-Cx Watanabe Lab.)

11:30 AM - 11:45 AM

# Multi-Physics モデリングによる福島 2・3 号機ペDESTAL燃料デブリ深さ方向の性状同定

## (6) 全体概要と 3 号機ペDESTALのデブリ臨界性の試評価

Estimation of the In-Depth Debris Status of Fukushima Unit-2 and Unit-3 with Multi-Physics Modeling

### (6) Overview and Preliminary Criticality Evaluation of the Unit-3 Pedestal Debris

\*山路 哲史<sup>1</sup>, 岸本 和真<sup>1</sup>, Xin Li<sup>1</sup>, 古谷 正裕<sup>1</sup>, 佐藤 一憲<sup>2</sup>, 間所 寛<sup>2</sup>, 大石 佑治<sup>3</sup>

<sup>1</sup>早稲田大学, <sup>2</sup>日本原子力研究開発機構, <sup>3</sup>大阪大学

MPS 法による溶融物挙動解析、模擬溶融物流下実験、浮遊法による高温融体物性評価と、実機プラントデータ・事故進展解析等の分析から、福島 2・3 号機ペDESTAL燃料デブリ深さ方向の性状同定に取り組んでいる。福島 3 号機ペDESTAL燃料デブリの臨界性（中性子実効増倍率）の試評価結果を報告する。

**キーワード：**原子炉過酷事故、福島第一原子力発電所、臨界性評価、MVP、粒子法、浮遊法、事故進展解析

### 1. 緒言

福島廃炉のためには炉内状況把握の更新が必要である。2021 年度の初号機の燃料デブリ取り出し開始やそれ以降の各号機の継続した安全管理のためにも、福島 2・3 号機ペDESTAL燃料デブリの深さ方向の分布・性状の把握が喫緊の課題である。本研究では、実機プラントデータ及び事故進展解析の分析、固液の移行及び界面の機構論的な追跡が可能な MPS 法、模擬デブリ流下実験、浮遊法による高温融体物性データ取得、臨界計算等を組み合わせた Multi-Physics モデリングにより、福島 2・3 号機ペDESTAL燃料デブリ深さ方向の性状を同定することを目的とする。本発表では全体概要と 3 号機ペDESTALのデブリ臨界性の試評価結果を報告する。

### 2. 福島 3 号機ペDESTALのデブリ臨界性の試評価

原子力規制庁等が実施した先行研究では、燃料デブリ中に含まれる燃料の組成（燃焼度）や、構造物を除く一様な無限体系の燃料デブリ中の水対燃料体積比が臨界性に与える影響が評価された。しかし、ステンレス鋼（SS 鋼）や燃料被覆管（Zry）等の構造物、燃料（ $\text{UO}_2$ ）、水が深さ方向に非一様に分布している場合に、分布の違いが臨界性に与える影響は検討されていない。本研究では、福島 3 号機ペDESTALで考えられる様々な燃料デブリ堆積分布がその臨界性に及ぼす影響を評価した。

3 号機プラント内部調査結果や、MPS 法による解析結果が示す燃料デブリ分布の体系の臨界性をモンテカルロ法に基づく中性子輸送計算（MVP コード及び JENDL-4.0 核データライブラリを用いて）により試解析、評価した。炉心平均燃焼度（25.8GWd/t）の燃料組成と、最も臨界性が高くなると考えられる燃料デブリ性状（燃料デブリ中から構造物は排除し、燃料デブリ中の減速材対燃料体積比が 1.0～2.0 程度の場合）を仮定した結果、中性子実効増倍率は 0.98～1.00 となった。従って、現実には深い未臨界状態にあると推定される。今後はデブリの取り出し等によるデブリ分布体系の変化が実効増倍率に及ぼす影響等についても検討する。

### 3. 謝辞

本研究は、「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「Multi-Physics モデリングによる福島 2・3 号機ペDESTAL燃料デブリ深さ方向の性状同定」の成果である。

\*Akifumi Yamaji<sup>1</sup>, Kazuma Kishimoto<sup>1</sup>, Xin Li<sup>3</sup>, Masahiro Furuya<sup>1</sup>, Ikken Sato<sup>2</sup>, Hiroshi Madokoro<sup>2</sup>, Yuji Ohishi<sup>3</sup>

<sup>1</sup>Waseda Univ., <sup>2</sup>JAEA, <sup>3</sup>Osaka Univ.

# Estimation of the In-Depth Debris Status of Fukushima Unit-2 and Unit-3 with Multi-Physics Modeling

## (7) Preliminary evaluation of debris relocation and interaction with pedestal structures in Fukushima Unit-3 with MPS method

\*Xin Li<sup>1</sup>, Akifumi Yamaji<sup>1</sup>, Ikken Sato<sup>2</sup>, Masahiro Furuya<sup>1</sup>, Hiroshi Madokoro<sup>2</sup>, Hirofumi Fukai<sup>1</sup>, Yuji Ohishi<sup>3</sup>

<sup>1</sup>Waseda Univ., <sup>2</sup>JAEA, <sup>3</sup>Osaka Univ.

As a part of the Nuclear Energy Science & Technology and Human Resource Development Project (JFY2019-2021), we have been developing the Moving Particle Semi-implicit (MPS) method to simulate multi-component liquid/solid relocations with solid-liquid phase changes. The paper addresses the model developments to demonstrate the debris relocation and distribution in the Fukushima Daiichi Unit-3 pedestal region.

**Keywords:** severe accident, MPS method, decommissioning of Fukushima Daiichi reactors, numerical simulation

### 1. Introduction

In decommissioning of Fukushima Daiichi (1F) Nuclear Power Plants, knowledge of the in-depth debris status within the pedestals must be gained. The Moving Particle Semi-implicit (MPS) method [1] is being developed for the simulation of multi-component liquid/solid relocation with solid-liquid phase changes.

### 2. MPS method and developed models

Fig. 1 summarizes the improved MPS methods with new models and techniques. The MPS results have demonstrated improved numerical stability and calculation efficiency.

### 3. Simulation of debris relocation and distribution in the Fukushima Daiichi Unit-3 pedestal region

The debris relocation and distribution in the Fukushima Daiichi Unit-3 pedestal region are simulated in 1/10 scaled dimensions in the developed

MPS code domain. In a case study, 56% of the total fuel debris at 2500 K in Unit-3 was assumed to relocate from the RPV to the pedestal region during the major relocation period (i.e. for 1 h 15 min from ca. 5:20 to 6:35 on March 14<sup>th</sup>, 2011) according to the pressure histories measured in RPV and PCV of Unit-3. In order to reduce the computation cost, the debris was assumed to have relocated entirely to the pedestal in 45 seconds and then to have remained for the rest of the time where the debris was cooled by conduction and convective heat transfer to the surrounding vapor. The simulation results show that only 12 wt% of the structures set in the pedestal region were melted down and nearly 40 wt% of the debris suspended on the middle-height-level work platform. This is because these structures and the debris have been cooled by the strong natural convection flow of vapor.

### 4. Acknowledgement

This study is the result of the “Estimation of the In-Depth Debris Status of Fukushima Unit-2 and Unit-3 with Multi-Physics Modeling” under the Nuclear Energy Science & Technology and Human Resource Development Project.

### References

[1] Duan, G, Koshizuka, S, Yamaji, A, Chen, B, Li, X, Tamai, T. An accurate and stable multiphase moving particle semi-implicit method based on a corrective matrix for all particle interaction models. Int J Numer Methods Eng. 2018; 115: 1287– 1314.

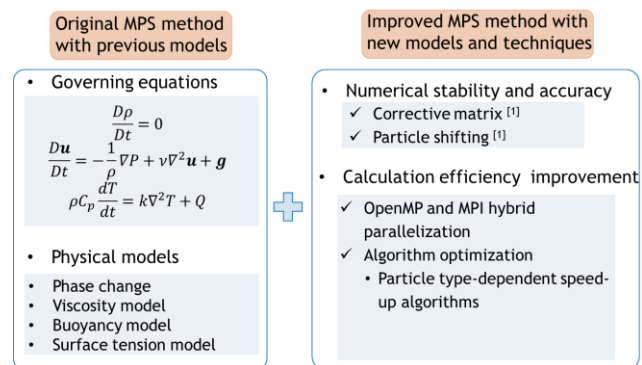


Fig. 1 MPS method and improved models

# Multi-Physics モデリングによる福島 2・3 号機ペDESTAL燃料デブリ深さ方向の性状同定

## (8) Fe-B 溶融合金の比熱評価

Estimation of the In-Depth Debris Status of Fukushima Unit-2 and Unit-3 with Multi-Physics Modeling

### (8) Specific heat of Fe-B molten alloy

\*大石 佑治, 田中 喜宇, Yifan Sun, 牟田 浩明  
大阪大学

炉心溶融事故の初期に、SUS と B<sub>4</sub>C の共晶反応によって Fe と B を主成分とする液相が生じた可能性がある。この溶融物の凝固挙動の把握のためには、粘性や比熱といった熱物性を理解する必要がある。本研究では比熱に着目し、ガス浮遊法を用いて浮遊させた Fe-B 溶融物の冷却挙動から比熱を評価するための手法を開発した。

**キーワード：**原子炉過酷事故、福島第一原子力発電所、ガス浮遊法

#### 1. 緒言

大阪大学ではこれまでにガス浮遊法や静電浮遊法を用いて炉心溶融物関連物質の粘性や表面張力等々を評価してきた。本研究では物性の中でも溶融物の凝固挙動に影響を与える物性である比熱に、また炉心溶融物として Fe-B 溶融合金に着目した。Fe-B 溶融合金の比熱を評価することを目的とし、浮遊法の中でも物質の種類を問わず浮遊させることができる手法であるガス浮遊法を用いた比熱評価方法を新たに考案した。

#### 2. ガス浮遊法を用いた比熱評価手法の概要

高温の物質が冷却する際の温度は、物質の比熱と物質から失われる熱によって決まる。ガス浮遊した物質では熱は放射と浮遊ガスへの伝熱によって失われるが、放射は放射率の関数であり放射率は一般的に未知である。一方、伝熱は浮遊ガスの熱伝導率等の関数であるが評価が可能である。すなわち、複数種類のガスで浮遊させた物質から異なる冷却曲線を得ることができれば、未知の変数である比熱と放射率を求めることができると考えられる。

#### 3. 実験方法と結果

図 1 に、浮遊ガスとして Ar と He を用いて得られた溶融 Fe の冷却曲線を示す。試料はファイバーレーザー（波長 976 nm）によって加熱溶融し、レーザー照射を止めて試料を冷却させた。試料温度は放射温度計によって計測した。図 1 より、Ar と He で異なる冷却曲線が得られることが確認できる。発表ではこれらの冷却曲線から比熱を評価する方法の詳細と、本手法を Fe-B に適用した結果について報告する。

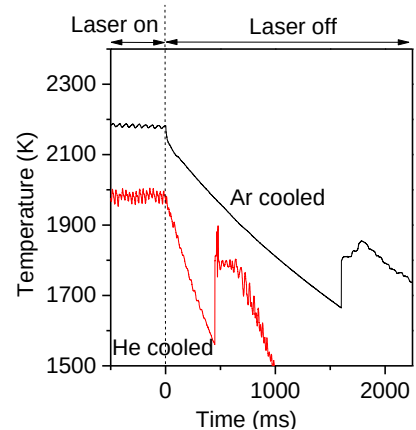


図 1 浮遊ガスとして Ar と He を用いて得られた溶融 Fe の冷却曲線

#### 3. 謝辞

本研究は、「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「Multi-Physics モデリングによる福島 2・3 号機ペDESTAL燃料デブリ深さ方向の性状同定」の成果である。

\*Yuji Ohishi, Kiu Tanaka, Yifan Sun, Hiroaki Muta

Osaka Univ.

# SAMPSON コードによる福島第一原子力発電所の事故進展および FP 挙動評価

## (1) SAMPSON による事故進展解析の概要

Investigation of Accident Scenario and Fission Products Behaviors in Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant using SAMPSON code

### (1) Summary of the Accident Scenario Investigation using SAMPSON code

\*手塚 健一, 木野 千晶, 都築 宣嘉  
エネ総研

エネ総研が有する過酷事故解析コード SAMPSON2.0 を用いて、福島第一原子力発電所(1F)の事故進展シナリオ、熱水力挙動・FP(Fission Products)挙動の詳細評価に向けた検討方針について報告する。

**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、熱水力挙動、SAMPSON

## 1. 緒言

エネ総研では OECD/NEA における BSAF の後継プロジェクト ARC-F に参加し、1F の事故進展および現在のデブリ・FP の状態推定について研究を継続している。本報では、これまでに検討を続けてきた事故進展シナリオ、BSAF の経験を基に改良された SAMPSON2.0 に基づく解析結果について報告する。

## 2. 主な事故進展シナリオおよび解析結果

### 2-1. Unit-1

図 1 に RPV (Reactor Pressure Vessel) 圧力挙動を示す。RPV 圧力挙動は RPV からのリークを考慮し、再現できる。PCV(Primary Containment Vessel)圧力はトップヘッドフランジリーク、SC(Suppression Chamber)ベント、DW(Dry Well)リーク、MCCI(Molten Core Concrete Interaction)によるガス発生を考慮することで再現できる。

### 2-2. Unit-2

SRV (Safety Relief Valve) が強制開となる時間帯までの RPV/PCV 圧力は隔離時冷却系(RCIC)および SC の温度成層化を考慮し再現できる。SRV が強制開後の時間帯において、RPV 圧力はデブリスランピングおよび SRV 操作、3 月 14 日 22 時頃の PCV 圧力上昇は水素発生および SC における不完全凝縮を考慮することで再現できる。3 月 15 日 8 時頃の PCV 圧力低下は過去の東電による評価結果<sup>[1]</sup>を参考に再現した。

### 2-3. Unit-3

自動減圧系(ADS)起動前の RPV/PCV 圧力は高圧注水系および SC の温度成層化、起動後はデブリスランピングと SC ベントを考慮することで再現できる。3 月 13 日 14 時以降の PCV 圧力は今後も検討が必要である。

## 3. 結論

今回想定した事故進展シナリオにより 1 号機～3 号機の主要な RPV/PCV 圧力挙動は説明可能である。本結果をベースに炉内の FP 挙動について検討を進める。

## 参考文献

[1] 堂埜誠一, その他 5 名, 日本原子力学会 2019 年秋の大会, 1G02, (2019).

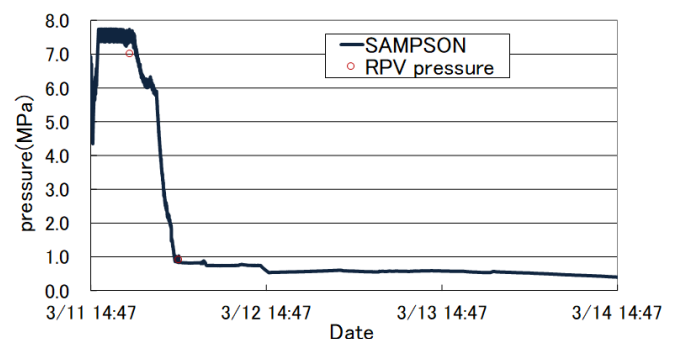


Fig.1 RPV pressure behaviors (Unit-1)

\*Kenichi Tezuka, Chiaki Kino and Nobuyoshi Tsuzuki

The Institute of Applied Energy (IAE)



SAMPSON コードによる福島第一原子力発電所の事故進展および FP 挙動評価  
(2) SAMPSON による FP 挙動評価

Investigation of Accident Scenario and Fission Products Behaviors in Fukushima Daiichi Nuclear Power  
Plant using SAMPSON code

(2) Estimation of FP behaviors using SAMPSON code

\*木野 千晶, 手塚 健一, 都築 宣嘉  
エネ総研

プラント内や環境で測定された放射性核種(RN)輸送比のばらつきは大きく、不確かさを減少させるためには、炉内や環境に放出された RN の移行・沈着挙動の理解が必要不可欠である。本報では SAMPSON2.0 を用いた 1F 解析を通じて、RN による炉内・環境の汚染メカニズムを報告する。

**キーワード：**福島第一原子力発電所(1F)、シビアアクシデント、廃炉、FP 分布、SAMPSON

1. 緒言

1F の廃棄物処理において、放射性廃棄物の特性を把握することは重要である。現在、廃棄物に含まれる放射性核種(RN)とセシウム 137 の割合 (RN 輸送比) をあらかじめ評価し、廃棄物特性を簡易的に見積もる手法が検討されている<sup>[1]</sup>。本研究では SAMPSON2.0 を用いた解析をベースに 1F 構内における輸送比を評価する。

2. SAMPSON 解析による RN 輸送比評価

RN 輸送比は対象とする RN とセシウム 137 の見かけ上の割合であり、以下の様に定義される。

$$Tx = M(X)/M_0(X) / \{M(Cs)/M_0(Cs)\} \quad M_0 : \text{Initial inventory mass (kg), X: interested nuclide.}$$

Table 1 は SAMPSON による解析で得られた環境 (表中 Environment) の輸送比(2011/3/14 時点)と環境で測定された輸送比とを比較(2011/3/21 頃)している。ヨウ素について解析結果は 1 を大幅に下回るのに対し、測定値は 1 を大きく超えており、ヨウ素がセシウムよりも放出されやすい傾向を示す。モリブデンについて、解析結果は燃料からの放出率とほぼ同程度の値を示すが、測定値は一桁低い値を示している。

3. 結論

RN 輸送比について、解析結果と測定値を比較した結果、ヨウ素やモリブデンについては乖離が比較的大きいことが判明した。今後は、事故シナリオや SAMPSON の物理モデルについて見直しを進める。

Table 1 Comparison of transport ratio between Unit-1 calculation results and measurement values

|    | RPV  | PCV  | RB     | Environment |                   | Point 1 | Point2 | Point3 |
|----|------|------|--------|-------------|-------------------|---------|--------|--------|
| Cs | 1    | 1    | 1      | 1           | Cs                |         |        |        |
| I  | 3.9  | 0.72 | 0.12   | 0.035       | <sup>131</sup> I  | 4.1     | 14     | 1.2    |
| Mo | 0.24 | 0.33 | 0.28   | 0.49        | <sup>99</sup> Mo  | 0.037   |        | 0.031  |
| Ba | 0.08 | 0.12 | 0.0065 | 0.0069      | <sup>140</sup> Ba | 0.0039  | 0.0042 |        |
| Te | 2.05 | 0.93 | 0.091  | 0.097       | <sup>132</sup> Te | 1.5     | 1.1    | 1.2    |

Point1:西北西約 500m Point2:西約 500m Point3:南南西約 500m

参考文献

[1] Y. Koma, JAEA-DATA-Code-2014-015, (2014)

\*Chiaki Kino, Kenichi Tezuka and Nobuyoshi Tsuzuki

The Institute of Applied Energy (IAE)

## 福一 1 号機の燃料露出時における輻射伝熱による温度変化 3 次元簡易モデルによる繰返し PC 計算 (2)

Temperature Change due to Radiative Cooling under the Fuel Rod Exposure in Fuku-Ichi No.1 Reactor  
Recursive Calculation of Temperature using a simplified 3-D Model (2)

\* 米山 潔<sup>1</sup> (<sup>1</sup>H.O.米山) 渡邊一男<sup>2</sup> (<sup>2</sup>WNR-Cx 渡邊研究処)

福一 1 号機の水素発生時期の推定には諸説があり、炉心を球殻とした 3 次元簡易モデルによる解析を試みた。燃料露出後 35 分で水素発生時の 1500°C に至り<sup>1)</sup>、水素発生後 6 分で 3000°C の計算結果を得た。

**キーワード:** 輻射伝熱、福一原発 1 号炉、PC 計算、ジルコニウム・水蒸気反応

### 1. 緒言

前回 2020 年春の大会では水素発生までの計算を報告<sup>1)</sup>した。今回は同じ 3 次元簡易モデルを用い、以後のジルコニウム・水蒸気反応による反応熱を加えて温度変化を計算し、炉心熔融への過程を推測した。

### 2. 条件設定と計算結果

#### 2-1. 条件設定:

前報<sup>1)</sup>と同じく球殻モデルとし、崩壊熱を定常運転の 1% と設定した。燃料棒の熱容量は酸化ウランのみとした。ジルコニウム・水蒸気反応による反応の総量は、水素発生量を 150 kg と仮定して計算した。ジルコニウムの厚さを 0.7 mm に設定した。なお、ジルコニウムの反応速度は、文献<sup>2)</sup>の表 1.1.2 を参考にした。

#### 2-2. 計算方法と結果:

反応炉の燃料を半径 2 m の球体に近似し、半径方向に 10 分割の球殻を要素とした。燃料の熱容量は酸化ウランの比熱に重量を乗じたものである。輻射熱は次式で表せる。

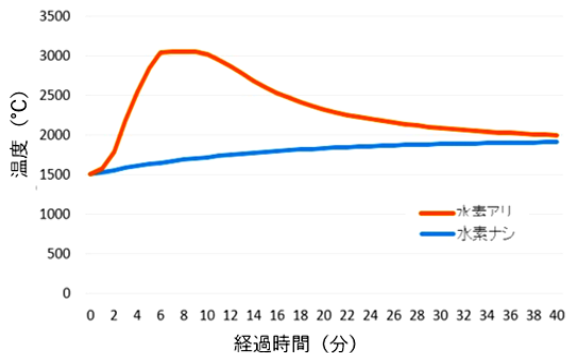


図 1. 中心部 1500°C 到達以後の温度変化

$$q = \varepsilon E_q \sigma A (T_1^4 - T_2^4) \quad (1)$$

ただし、 $q$ : 輻射熱、 $\varepsilon$ : 輻射率、 $E_q$ : 形状係数、 $T$ : 温度、 $\sigma$ : ボルツマン常数

要素  $i$  の時間  $j$  と  $j + 1$  の間の温度変化と熱移動  $q$  は次式となる。 $q_0$ : は崩壊熱と反応熱の加算値。

$$c (T_{i,j+1} - T_{i,j}) = q_0 + q_{i-1} - q_{i+1} \quad (2)$$

ただし、 $c$  は要素  $i$  の熱容量。

計算時間間隔を 1 秒とした。崩壊熱を 1% とした場合の水素反応有無の温度変化を図 1 に示す。

### 3. 考察

崩壊熱が 1% の場合の図 1 は、中心部温度が燃料露出後 35 分に 1500°C となってから 6 分後には 3000°C になり維持されるが、10 分後には殆ど水素発生反応が収まり温度が低下する。30 分後にはジルコニウムの水素発生反応が無い場合の温度に落ち着く。最高温度 3000°C が 4 分程度維持されるのは中心部の反応終了後にも周囲の反応熱で維持されたと考えられる。図にはないが最外部の温度は 9 分後に最高温度 2300°C であった。

中心部が 3000°C では燃料も融ける温度であり形状保持は困難となり昇温部より崩れ落ちる。外側は中心部の崩壊で計算より低下するから文献<sup>2)</sup>にある TMI の炉心スケッチのように短冊状に残ったとも考えられる。

なお崩壊熱が 0.6% の場合は 70 分後に 1500°C になる。その後は 10 分以内に 3000°C 近くになるだろう。計算条件で若干の変化があっても、いずれにせよ燃料露出から 1 時間半以内に炉心熔融が生じたと考えられる。

### 参考文献

- [1] 米山潔、堀江宥治他 福一 1 号機の燃料露出時における輻射伝熱による温度変化 (1). 原子力学会 2020 年春の年会
- [2] 増補改訂版 炉心熔融・水素爆発はどう起こったか、石川迪夫、日本電気協会新聞部 (2018)

\*Kiyoshi Yoneyama<sup>1</sup> (<sup>1</sup>H.O.Yoneyama), Kazuo Watanabe<sup>2</sup> (<sup>2</sup>Watanabe Lab. for WNR-Cx)

---

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

## [1A07-11] Gas-liquid Two-phase Flow

Chair: Ayako Ono (JAEA)

Wed. Mar 17, 2021 2:45 PM - 4:15 PM Room A (Zoom room 1)

---

### [1A07] Evaluation of characteristic of natural circulation flow on isolation condenser in the presence of non-condensable gas

\*Tetsuya Takada<sup>1</sup>, Yasunori Yamamoto<sup>1</sup>, Kosuke Ono<sup>1</sup> (1. Hokkaido Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

### [1A08] Effect of Diameters and Fluid Properties on Flow Characteristics in Vertical Pipes under Flooding at the Top End

\*Toshiya Takaki<sup>1</sup>, Michio Murase<sup>1</sup>, Kosuke Hayashi<sup>2</sup>, Akio Tomiyama<sup>2</sup> (1. INSS, 2. Kobe Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM

### [1A09] An Improved Mechanistic Model for Prediction of Bubble Lift-off Diameter in Subcooled Flow Boiling for Inclined Heating Surface

\*M. A. Rafiq Akand<sup>1</sup>, Kei Kitahara<sup>1</sup>, Tatsuya Matsumoto<sup>1</sup>, Wei Liu<sup>1</sup>, Koji Morita<sup>1</sup> (1. Kyushu Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM

### [1A10] Development of a 3D gas-liquid two-phase flow measurement system using multi-view cameras

\*Miki Saito<sup>1</sup>, Taizo Kanai<sup>1</sup>, Satoshi Nishimura<sup>1</sup> (1. CRIEPI)

3:30 PM - 3:45 PM

### [1A11] Development of a System Analysis Code for NPP

\*Junichi Kaneko<sup>1</sup>, Naofumi Tsukamoto<sup>1</sup> (1. NRA)

3:45 PM - 4:00 PM

## 非凝縮性ガス存在下における非常用復水器の自然循環特性の評価

Evaluation of characteristic of natural circulation flow on isolation condenser in the pressure of non-condensable gas.

\*高田 哲也<sup>1</sup>, 山本 泰功<sup>1</sup>, 小野 考祐<sup>1</sup>

<sup>1</sup>北海道大学

静的炉心冷却系である非常用復水器を模擬した自然循環ループに非凝縮性ガスであるヘリウムを注入した高圧実験を行った。入熱量一定の条件では、ヘリウム注入量が多いほど準定常状態におけるループ内の圧力が上昇する傾向があり、特に下降管を含む区間で圧損の上昇が顕著に見られた。

**キーワード**：非常用復水器，非凝縮性ガス，自然循環流，高圧蒸気

### 1. 緒言

非常用復水器(IC)は、沸騰水型軽水炉における静的安全設備であり、全交流電源喪失時にも炉心冷却が可能である。しかし、炉心から発生した水素などの非凝縮性ガスが IC 配管に入り込むことで、冷却性能が低下する可能性が指摘されている。今後、IC に対して事故時における炉心冷却への使用も期待したときに、非凝縮性ガスの影響を明らかにすることは重要である。本研究では、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 実験装置を用いて、高圧条件下における蒸気の冷却実験を行った。

### 2. 実験方法

実験装置は、原子炉圧力容器に相当するアキュムレータ、蒸気が熱交換を行う伝熱管、ヘリウム注入ラインで構成される。アキュムレータは、出力 4.5kW のヒーター2 本により高圧蒸気を供給することができる。伝熱管は A,B の 2 系統存在するが、本研究では伝熱管 A のみを使用した。また、自然循環には水頭による駆動力を必要とするため、伝熱管はアキュムレータよりも約 4m 高い位置に設置した。ヘリウムは、ループ内の弁を閉じ循環がない状態で、アキュムレータから伝熱管に向かう途中の上昇管から注入した。実験では、1MPa まで加圧した後、ヘリウム注入後に弁を開き IC 装置を作動させた。その後もヒーター出力一定で加熱を続け、入熱量と除熱量が釣り合う準定常状態に達するまでデータを取得した。

### 3. 結果・考察

ヘリウム注入時に伝熱管出口側の液相区間の圧力損失が特に大きくなる傾向が見られた。液相区間の圧力損失係数について、ヘリウム非注入時の実験データをフィッティングした式と、ヘリウム注入時及び非注入時の準定常状態における実験値を図 1 に示す。横軸に液相のレイノルズ数、縦軸に液相区間の圧力損失係数を示しており、ヘリウム注入時には、圧力損失係数が増大する傾向が見られ、滞留したヘリウムの影響であると考えられる。

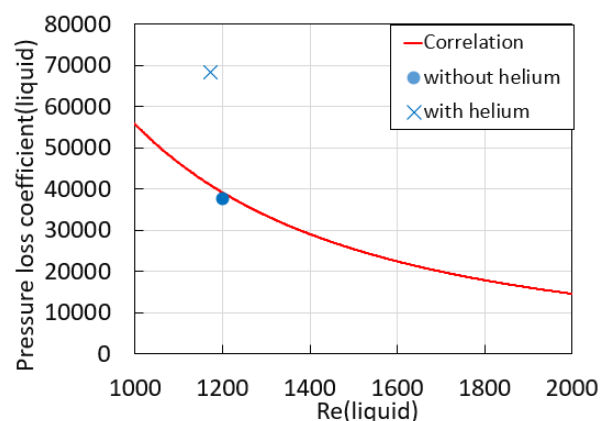


図 1. 液相区間の圧力損失係数

\*Tetsuya Takada<sup>1</sup>, Yasunori Yamamoto<sup>1</sup>, Kosuke Ono<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Hokkaido Univ.

# 鉛直管上端フラッシングでの流動特性に対する直径と流体物性値の影響

Effects of Diameters and Fluid Properties on Flow Characteristics

in Vertical Pipes under Flooding at the Top End

\*高木 俊弥<sup>1</sup>, 村瀬 道雄<sup>1</sup>, 林 公祐<sup>2</sup>, 富山 明男<sup>2</sup>

<sup>1</sup>原子力安全システム研究所, <sup>2</sup>神戸大学

直径と流体物性値が鉛直管の上端でのフラッシング状態における管内の流動特性に及ぼす影響を評価し、CCFL 特性、壁面摩擦係数および液膜厚さに対する相関式は加圧器サージ管に適用できると判断した。

**キーワード**：鉛直管，気液対向流，上端フラッシング，流動特性，液膜厚さ

**1. 緒言** 前報[1]では、直径が  $D = 20, 40$  mm での空気・水実験データを用いて導出した壁面摩擦係数  $f_w$  の相関式と従来研究による圧力勾配  $dP/dz$  のデータ (Bharathan et al. [2]; Ilyukhin et al. [3]) を用いてボイド率  $\alpha$  と界面摩擦係数  $f_i$  を評価し、液膜厚さ  $\delta$  と  $f_i$  の相関式を導出した。これにより、上端フラッシングでの流動特性 (CCFL,  $f_w$ ,  $f_i$ ,  $\alpha$  もしくは  $\delta$ ) に対する相関式を整備した。本報では、これらの相関式の PWR の加圧器サージ管 (直径約 300 mm、圧力 7 MPa まで) への適用性について検討した。

**2. 評価の方法と結果** 直径約 0.3 m の加圧器サージ管を対象とし、圧力 7 MPa 以下での相関式の使用 (ラプラス長に対する管直径の比  $D^* < 190$ ) を想定して検討した。CCFL 相関式には  $D^*$  大で CCFL 定数  $C$  が一定値に漸近するとされている Kutateladze パラメータを用いていること、 $f_w$  には単相流の相関式を使用していることから、これらは  $D^* < 190$  に適用できると判断した。 $f_i$  と  $\alpha$  もしくは  $\delta$  については、検証するデータや情報がないため、パラメータ計算を行い工学的な合理性により適用性を判断した。前報[1]で導出した  $f_i$  の相関式とドリフトフラックス相関式は、 $D^*$  大で非合理的な変化を示すので、外挿使用は推奨しない。 $D^*$  大に対して計算した  $\delta$  を図 1 に、環状流モデルに CCFL 相関式、 $f_w$  相関式および  $\delta$  相関式を適用して計算した  $f_i$  を図 2 に示す。これらの妥当性を確認できる情報は無いが、工学的な非合理性はなく、事故解析に悪影響は及ぼさないと判断される。

**3. 結論** CCFL 相関式、 $f_w$  相関式および  $\delta$  相関式は加圧器サージ管に適用できると判断するが、 $f_i$  相関式とドリフトフラックス相関式の外挿使用は推奨しない。

## 参考文献

- [1] 高木俊弥ほか, 原子力学会 2020 秋の大会, 3G09, 2020.
- [2] D. Bharathan et al., EPRI NP-786, 1978.
- [3] Yu.N. Ilyukhin et al., Teplofiz. Vys. Temp., **26**(5), 923-931, 1988.

\* Toshiya Takaki<sup>1</sup>, Michio Murase<sup>1</sup>, Kosuke Hayashi<sup>2</sup>, Akio Tomiyama<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Institute of Nuclear Safety System, Inc., <sup>2</sup>Kobe University

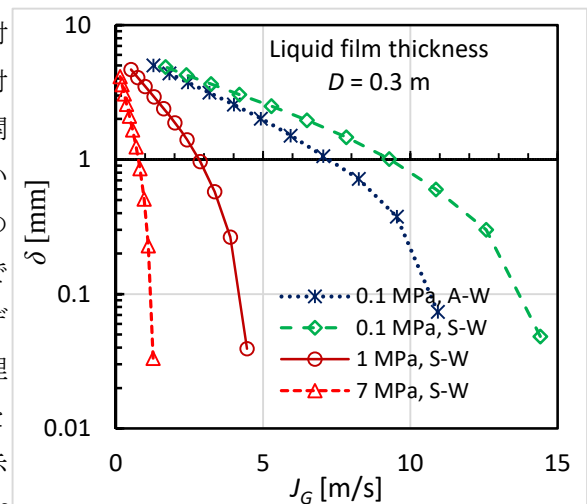


図 1 相関式による液膜厚さ  $\delta$  の計算値

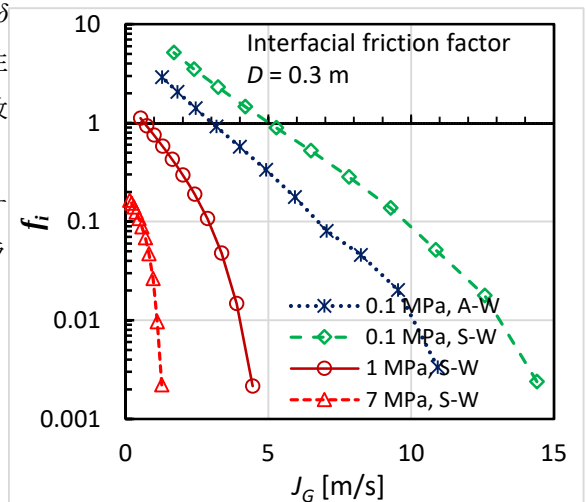


図 2 環状流モデルによる界面摩擦係数  $f_i$  の計算値 (CCFL,  $f_w$ ,  $\delta$  の相関式を使用)

# An Improved Mechanistic Model for Prediction of Bubble Lift-off Diameter in Subcooled Flow Boiling for Inclined Heating Surface

\* M. A. Rafiq Akand, Kei Kitahara, Tatsuya Matsumoto, Wei Liu, and Koji Morita  
Kyushu Univ.

**Abstract:** The accurate prediction capabilities of bubble lift-off diameter for the inclined heating surface is essential to evaluate the critical heat flux (CHF) in In-vessel retention (IVR) conditions. An improved force-balanced model is proposed to predict the lift-off diameter in IVR conditions by considering the bubble sliding velocity as a dynamic basis.  
**Keywords:** Mechanistic model, sliding velocity, lift-off diameter, inclination angle, in-vessel retention.

## 1. Introduction

IVR is an effective method for protecting the reactor pressure vessel integrity in a severe nuclear reactor accident [1]. The study of bubble lift-off diameter for inclined heating surface is still lacking, which is essential to CHF prediction in IVR conditions. An experimental facility has been designed with a high-speed video camera system to investigate the bubble lift-off process. Bubble lift-off data for different inclination angles of heating surface from downward-facing horizontal to vertical condition was acquired. The existing lift-off models and correlations unveiled that the lift-off size is greatly associated with bubble sliding velocity. However, the models were developed either ignoring [2] or using a constant bubble sliding velocity [3], which is basically greater than that of local liquid. The present research aims to develop a mechanistic model to predict the bubble lift-off diameter for inclined heating surface in IVR conditions.

## 2. Mechanistic model

The forces acting on a vapor bubble in both parallel and perpendicular to the heating surface are [4],

$$\sum F_x = F_{s,x} + F_{qs} + F_{b,x} + F_{du,x} \geq 0 \quad (1); \quad \sum F_y = F_{s,y} + F_{sl} + F_{b,y} + F_{du,y} + F_{cp} + F_h \geq 0 \quad (2)$$

where,  $F_s$ ,  $F_{qs}$ ,  $F_b$ ,  $F_{du}$ ,  $F_{sl}$ ,  $F_{cp}$ , and  $F_h$  are surface tension force, quasi-steady drag force, buoyancy force, bubble growth force, shear lift force, contact pressure force, and hydrodynamic pressure force, respectively. Subscripts x and y represent the components of parallel and perpendicular directions of the heating surface, respectively. To model the bubble lift-off behavior, we only consider the force balance in the y-direction. Because of the necking effect [2], the bubble contact diameter becomes zero at the moment of lift-off. These three forces ( $F_s$ ,  $F_{cp}$  and  $F_h$ ) relies on the bubble contact diameter and are omitted in the new model. Then, the model is simplified to:

$$\sum F_y = F_{sl} + F_{b,y} + F_{du,y} \geq 0 \quad (3)$$

$F_{sl}$  is the only dominant force for bubble lift-off, which significantly relies on the bubble relative velocity. We proposed a new method to calculate the bubble relative velocity by considering force balance in the x-direction. For all the inclination conditions except downward-facing horizontal, the force balance in the x-direction, Eq. (1), can be simplified to Eq. (4) because  $F_{s,x}$  and  $F_{du,x}$  can be neglected due to the necking effect and small bubble inclination angles, respectively.

$$\sum F_x = F_{b,x} + F_{qs} \geq 0 \quad (4)$$

For the case of the downward-facing horizontal condition,  $F_b$  acts in the normal direction, no  $F_{b,x}$ , to the heating surface that keeps to stick the bubble to the surface and the bubbles slide with an effective contact diameter. Therefore,  $F_{s,x}$  is considered as an active force in downward-facing horizontal condition, and the force balance can be expressed as:

$$\sum F_x = F_{s,x} + F_{qs} \geq 0 \quad (5)$$

Equations 3,4 and 5 were solved numerically by iteration to calculate the bubble relative velocity and the lift-off diameter.

## 3. Model validation with experimental data

The predictive potential of the proposed model against the experimental data is shown in Fig 1. The experimental and model-predicted bubble lift-off diameter as a function of channel inclination angle is shown in Fig 2.

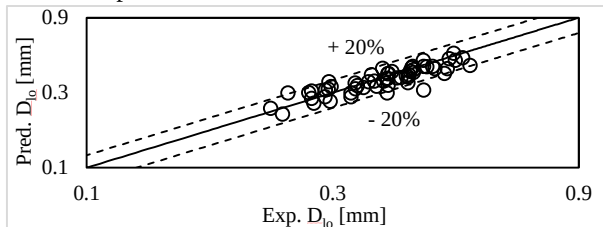


Fig. 1: Experimental vs predicted lift-off diameter.

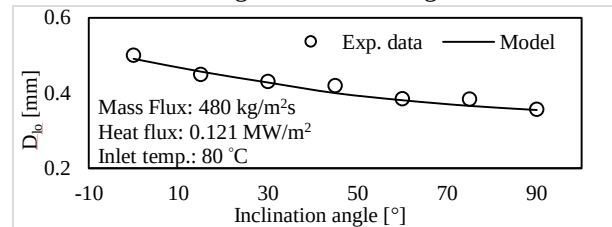


Fig. 2: Lift off diameters as a function of inclination angle.

## 4. Conclusions

An improved mechanistic model is developed including the inclination effect of heating surface to simulate the bubble lift-off characteristics in IVR conditions by considering the bubble sliding velocity as a dynamic basis. The proposed model shows good agreement with experimental data with a mean relative error of 8.25 %.

## References

- [1] Rempe J. L., Suh K. Y., Cheung F. B., Kim S. B., Nuclear technology. 161 (2008) 210-267
- [2] Zeng L.Z., Klausner J.F., Bernhard D.M., Mei R., Int. J. Heat Mass Transfer. 36 (1993) 2271–2279.
- [3] Situ R., Hibiki T., Ishii M., Mori M., Int. J. Heat Mass Transfer. 48 (2005) 5536–5548.
- [4] Klausner J.F., Mei R., Bernhard D.M., Zeng L.Z., Int. J. Heat Mass Transfer. 36 (1993) 651–662.



## 多視点カメラによる気液二相流動三次元計測手法の開発

Development of a 3D Gas-Liquid Two-Phase Flow Measurement System Using Multi-View Cameras

\*斎藤 海希<sup>1</sup>, 金井 大造<sup>1</sup>, 西村 聡<sup>1</sup>

<sup>1</sup>電力中央研究所

プールスクラビングでの核分裂生成物（FP）捕捉効果を評価する上で、気泡径等の二相流挙動の把握が重要である。本研究では、多視点画像を用いた二相流動の三次元的解析手法の開発を進めている。本報では、この手法の開発状況について報告する。

**キーワード：**プールスクラビング、多視点、気液二相流、三次元再構築

### 1. 緒言

当所では、プールスクラビング等の二相流動場における FP 除去特性に関する研究を進めている。この FP 除去特性を評価する上で二相流動の詳細把握が重要であることから、本研究では、多視点画像の三次元画像再構成技術を応用した新規二相流動計測手法の開発に着手した。

### 2. 試験体系

試験容器（内径 1.5 m、高さ 4 m）の内側に同期撮影が可能な小型カメラを透明アクリル製の防水ケース内に設置した。視差を小さくするためカメラは同一断面で 30° 毎に配置し、軸方向の変化を捉えるため、軸方向に 2 段設置した。今回設置したカメラ数は 23 台であり、それぞれの相対位置と内部パラメータをキャリブレーションにより取得した。試験容器の下部中央には内径 40 mm のノズルを設置し、このノズルから最大 2000 L min<sup>-1</sup> の空気を供給し、流動の様子を撮影した。

### 3. 三次元再構築

Visual Hull 法[1]を応用し、三次元ボクセルに投影した多視点の写真から積算集合体積を算出した（図 1）。これにより、三次元空間における複雑な流動の様子を取得した。

### 4. 今後の改良点

視点数が増加することで再構成精度が向上し、照明の配置、背景色等にも工夫が必要であることがわかった。また、再構成アルゴリズムも改良が必要であることがわかった。今後、視点数を追加し、水平断面の追加、ある仰角・伏角での視点を追加することで、死角の削減を試みる。また、視点数を追加しても 1 回の撮影では、どうしても死角となる部分が生じる。そこで、再構成アルゴリズムの工夫により、連続撮影画像から、気泡挙動を予測することで、仮想的に死角を低減するといったことを試みる。

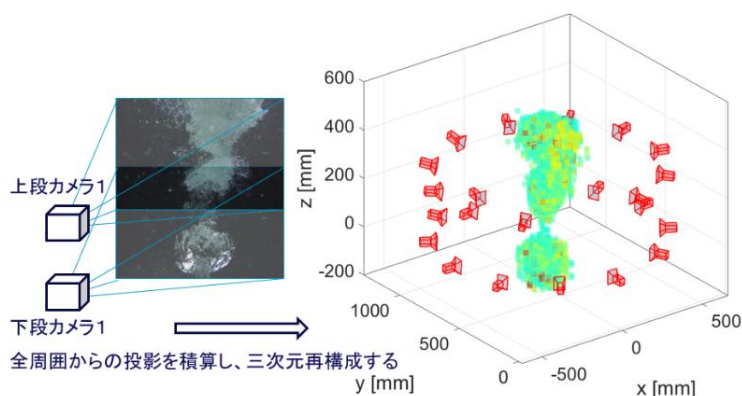


図 1 空気流量 2000 L min<sup>-1</sup> 時再構築結果例

### 参考文献

[1] Laurentini, A.: The Visual Hull Concept for Silhouette-Based Image Understanding, IEEE Trans. Pattern Anal. Mach. Intell., (1994) pp.150-16.

\*Miki Saito<sup>1</sup>, Taizo Kanai<sup>1</sup>, Satoshi Nishimura<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Central Research Institute of Electric Power Industry

## 原子炉システム解析コードの開発 (3) ボイド率測定試験に基づく妥当性確認

Development of a System Analysis Code for NPP (3) Code Validation Based on Void Fraction Measurement Tests

\*金子 順一<sup>1</sup>, 塚本 直史<sup>1</sup>

<sup>1</sup>原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

本稿では、原子炉システム解析コード AMAGI の開発において、その妥当性確認の一環として実施した種々のボイド率測定試験の解析について報告する。

**キーワード:** 原子炉システム解析コード、AMAGI、熱流動解析、ボイド率測定試験、妥当性確認

### 1. 緒言

事故時の原子炉の事象進展を現実的に予測できる原子炉システム解析コード AMAGI (Advanced Multi-fluid Analysis code for Generation of thermal-hydraulic Information) を新規のプログラムとして開発している<sup>[1]</sup>。AMAGI は運転時の異常な過渡変化から重大事故に至るおそれがある事故までを適用対象とし、熱流動、核特性や原子炉における制御システム等を模擬できる解析機能を有する。現在、プログラムの改良、見直し等により AMAGI の計算速度やロバスト性の向上を検討するとともに、AMAGI の信頼性を確保するための妥当性確認を並行して進めている。本稿では、その妥当性確認の一環として実施した種々のボイド率測定試験の解析結果について報告する。

### 2. ボイド率測定試験に基づく妥当性確認

種々のボイド率測定試験の解析により AMAGI のボイド率評価に関連するモデルの妥当性確認を行った。その例として、Christensen のボイド率測定試験<sup>[2]</sup> (図1) 及び Zeitoun らのボイド率測定試験<sup>[3]</sup> (図2) の各1試験ケースについて、AMAGI の解析結果及び TRACE の参考解析結果を示す。両試験では加熱管内の鉛直気液二相流の軸方向ボイド率分布をガンマ密度計により測定している。TRACE ではサブクール沸騰時の壁面熱伝達等を Lahey のモデル<sup>[4]</sup>で評価しているが、その式中のポンピング因子は省略されている<sup>[5]</sup>。ポンピング因子は、加熱壁面で発生して離脱した気泡が温度境界層外へ輸送され、その代わりにサブクール水が境界層内に流入する効果を示す<sup>[4]</sup>。離脱気泡はバブル水内で凝縮するため、ポンピング因子を考慮した場合にボイド率の上昇は抑制される。AMAGI では、基本的に TRACE と同じ構成式を採用する一方、モデルにおけるポンピング因子考慮による影響を評価した。高圧条件の試験である図1では、ポンピング因子の考慮によりサブクール沸騰領域でのボイド率予測性能は向上した。大気圧条件の試験である図2では、ポンピング因子を考慮しない場合、AMAGI はボイド率を著しく過大評価するが、ポンピング因子の考慮により解析結果は実験結果により一致した。しかし、大気圧条件では高圧条件に比べて試験結果との差は未だ大きいため、気泡離脱機構に基づいたサブクール沸騰モデルの導入等により、ボイド率の予測性能の向上を更に検討することが重要である。

### 3. 結論

AMAGI の妥当性確認の一環として、種々のボイド率測定試験の解析を実施し、ボイド率評価に関連するモデルの妥当性を確認した。今後は、ボイド率の予測性能の向上を目指して、サブクール沸騰モデルの高度化を進める予定である。また、他の現象にかかわる試験等を対象に解析を実施し、AMAGI の妥当性確認を進める予定である。

### 参考文献

- [1] 金子ら, 原子炉システム解析コード AMAGI の解析機能と開発状況, 日本原子力学会和文論文誌, Vol.19, No.3, 163-177 (2020).  
 [2] H. Christensen, Power-to-Void Transfer Functions, ANL-6385 (1961). [3] O.M Zeitoun, McMaster University, Ph.D Thesis (1994).  
 [4] R.T. Lahey et al., The Thermal-hydraulics of a Boiling Water Nuclear Reactor, ANS. [5] U.S. NRC, TRACE V5.0 THEORY MANUAL.

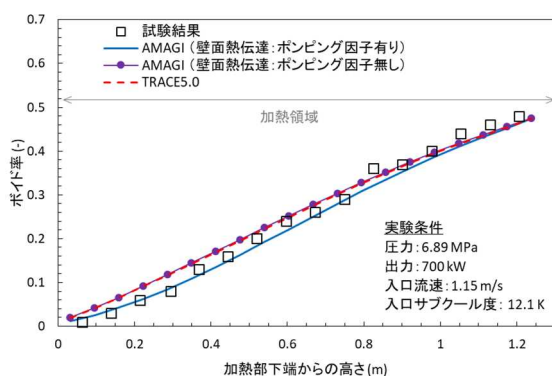


図1 Christensen の高圧ボイド率測定試験の解析結果

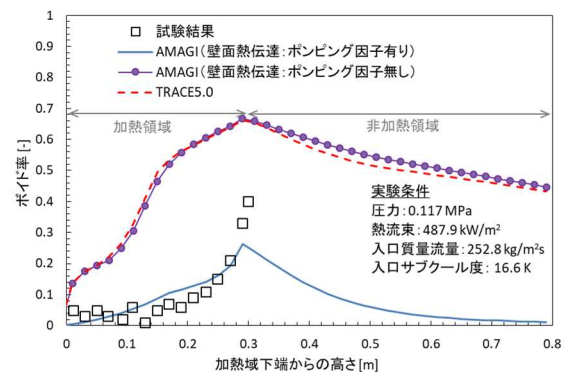


図2 Zeitoun らの大気圧ボイド率測定試験の解析結果

\* Kaneko Junichi<sup>1</sup>, Tsukamoto Naofumi<sup>1</sup>

<sup>1</sup>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

## [1B01-02] Code Development 1 (Nuclear Data)

Chair: Kunihiro Nakajima (Kindai Univ.)

Wed. Mar 17, 2021 10:00 AM - 10:45 AM Room B (Zoom room 2)

---

### [1B01] Statistical error calculation method for probability table generation

\*Kenichi Tada<sup>1</sup>, Tomohiro Endo<sup>2</sup> (1. JAEA, 2. Nagoya Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM

### [1B02] Investigation of the impact of difference between open nuclear data processing codes on neutron transport calculations

\*Michitaka Ono<sup>1</sup>, Masayuki Tojo<sup>1</sup>, Kenichi Tada<sup>2</sup>, Akio Yamamoto<sup>3</sup> (1. GNF-J, 2. JAEA, 3. Nagoya Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM

確率テーブルの統計誤差計算手法の開発

Statistical error calculation method for probability table generation

\*多田 健一<sup>1</sup>, 遠藤 知弘<sup>2</sup>

<sup>1</sup>JAEA, <sup>2</sup>名大

非分離共鳴領域の自己遮蔽効果を取り扱う確率テーブルの統計誤差計算手法を開発した。本機能を核データ処理コード FRENDY に実装し、許容誤差を入力値とした確率テーブルの作成を実現した。

**キーワード** : FRENDY, 確率テーブル, 統計誤差, Bootstrap 法, Jackknife 法

1. 緒言

非分離共鳴領域の自己遮蔽効果を取り扱う手法として、NJOY の PURR に代表される確率テーブルが広く利用されている。この確率テーブルの作成には、非分離共鳴領域の平均共鳴パラメータと乱数を用いて疑似的な共鳴構造を何度も作成する必要がある。従来の確率テーブルの作成では、この疑似的な共鳴構造の作成回数であるラダー数を入力値として用いていた。しかし、以前の研究で核種によって最適なラダー数が異なることが分かった<sup>1)</sup>。そこで確率テーブルの統計誤差計算手法を開発し、FRENDY<sup>2)</sup>に実装した。許容誤差を入力値とすることで、十分に統計誤差を低減した確率テーブルの効率的な作成を実現した。

2. 統計誤差計算手法

以前の研究結果より、ラダー数  $i$ 、確率ビン  $j$  の確率テーブル  $P_{i,j}$  とその平均全断面積  $\Sigma_{t,i,j}$  の積 ( $P_{i,j}\Sigma_{t,i,j}$ ) を用いて確率テーブルの統計誤差を計算した。各ラダーにおける  $P_{i,j}\Sigma_{t,i,j}$  を保存しておき、ラダー間の  $P_{i,j}\Sigma_{t,i,j}$  のばらつきを、統計誤差計算手法を用いて計算する。本研究では、この統計誤差計算手法として、中心極限定理、Bootstrap 法、Jackknife 法の 3 つの手法を採用し、各手法で得られた統計誤差を比較した。比較には、前回の検討でラダー数を変えた場合の確率テーブルの差異が大きかった JENDL-4.0 の Sr-090 を用いた。初期乱数を 1,000 ケース変更し、各初期乱数において 50~1,000 個の疑似共鳴を作成した。各初期乱数での平均値  $\overline{P_j\Sigma_{t,j}}$  を計算し、初期乱数を変えた 1,000 ケースの不偏分散の平方根を統計誤差の参照解とした。なお、各確率ビン境界の断面積は初期乱数が変わっても変化しないようにしている。中心極限定理、Bootstrap 法、Jackknife 法の 3 手法を用いて、各初期乱数のケースにおいて、50~1,000 個のラダーの  $P_{i,j}\Sigma_{t,i,j}$  から統計誤差を計算した。得られた 1,000 ケースの統計誤差の平均値と参照解の比(平均値/参照値)を比較した。表 1 に示すように、 $E=6\text{keV}$  の場合のように統計誤差が大きいケースでは参照値より統計誤差を過大評価する傾向があるものの、それ以外のケースでは概ね参照解と一致することが分かった。また、 $\overline{P_j\Sigma_{t,j}}$  の歪度を調べたところ、ラダー数を増やしていくと、正規分布に近づくことが分かった。各統計誤差計算手法を比較すると、統計誤差手法による違いは見られなかった。中心極限定理が最も計算時間が短いことから、確率テーブルの統計誤差の計算には、中心極限定理を用いればよいことが分かった。

**謝辞** : 本研究は JSPS 科研費(18K05002)の助成による。

参考文献

[1] K. Tada, "Investigation of Appropriate Ladder Number on Probability Table Generation," *Proc. PHYSOR2020* (2020). [2] K. Tada, et al., "Development and verification of a new nuclear data processing system FRENDY," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **54**, pp.806-817 (2017).

表1 初期乱数を変えた場合の統計誤差と、各初期乱数において各手法で計算した統計誤差の平均値との比 (Sr-090, 293.6 K, JENDL-4.0)

|                        | ラダー数  | 統計誤差  | 歪度    | 中心極限定理 | Bootstrap | Jackknife |
|------------------------|-------|-------|-------|--------|-----------|-----------|
| $E=6\text{ keV}, j=4$  | 50    | 5.67% | 0.79  | 1.63   | 1.61      | 1.65      |
|                        | 100   | 3.86% | 0.46  | 1.72   | 1.72      | 1.73      |
|                        | 200   | 2.84% | 0.42  | 1.67   | 1.66      | 1.67      |
|                        | 300   | 2.27% | 0.35  | 1.71   | 1.71      | 1.71      |
|                        | 500   | 1.72% | 0.30  | 1.75   | 1.74      | 1.75      |
|                        | 1,000 | 1.22% | 0.11  | 1.75   | 1.75      | 1.75      |
| $E=1\text{ MeV}, j=13$ | 50    | 0.90% | 0.07  | 1.03   | 1.02      | 1.04      |
|                        | 100   | 0.65% | 0.16  | 1.02   | 1.01      | 1.02      |
|                        | 200   | 0.45% | 0.07  | 1.02   | 1.02      | 1.03      |
|                        | 300   | 0.37% | -0.04 | 1.02   | 1.02      | 1.02      |
|                        | 500   | 0.29% | 0.02  | 1.00   | 1.00      | 1.01      |
|                        | 1,000 | 0.20% | -0.02 | 1.04   | 1.04      | 1.04      |

<sup>1</sup>Kenichi Tada<sup>1</sup> and Tomohiro Endo<sup>2</sup> <sup>1</sup>JAEA, <sup>2</sup>Nagoya Univ.

# 公開核データ処理コードの違いが中性子輸送計算に与える影響評価

## (5) 多群断面積処理方法の違いが核計算に与える影響の評価

Investigation of the impact of difference between open nuclear data processing codes on neutron transport calculations

(5) Investigation of the impact of difference between multigroup nuclear data processes on nuclear calculations

\*小野 道隆<sup>1</sup>, 東條 匡志<sup>1</sup>, 多田 健一<sup>2</sup>, 山本 章夫<sup>3</sup>

<sup>1</sup>GNF-J, <sup>2</sup>JAEA, <sup>3</sup>名古屋大学

JAEA/名大により開発・提供している核データ処理コード FRENDY/MG<sup>[1][2]</sup>による多群断面積ライブラリの作成が可能となった。本発表では、核データ処理コードの違いが多群断面積ライブラリを通して設計コードによる核計算に与える影響について評価した。

**キーワード:** 核データ, FRENDY, 多群断面積

**1. 緒言** JAEA/名大により開発されている公開核データ処理コード FRENDY/MG を用いることで, NJOY の独立検証が可能となった。本発表では, FRENDY/MG と NJOY2016<sup>[3]</sup>で作成した多群断面積ライブラリを用いて GNF-J の設計コード LANCR/AETNA<sup>[4][5]</sup>の核計算を実施し, 処理コードの違いが核計算に与える影響について確認した。

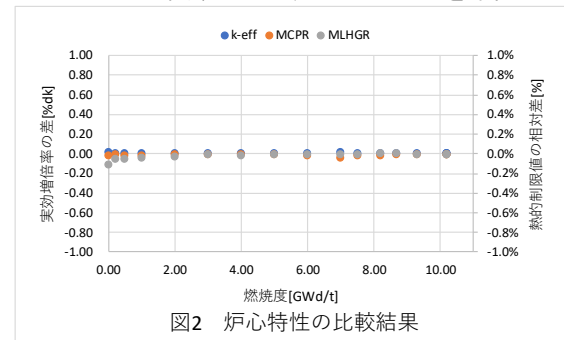
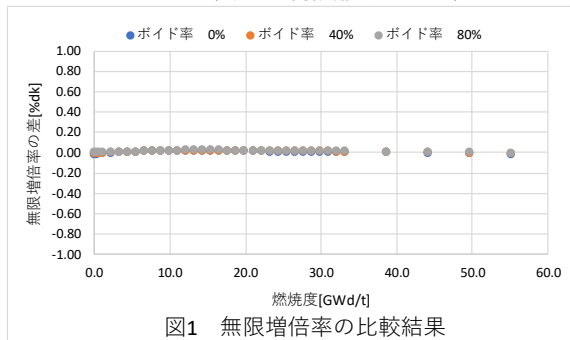
**2. 断面積処理プロセス** 集合体核特性計算コード LANCR の核データライブラリは重核種 38, FP 核種 138 からなり, MATXS 形式のファイルを元に作成する。本検討では, 以下に示す①～②の断面積処理プロセスで LANCR ライブラリを作成した。評価済み核データファイルは ENDF/B-VIII.0 を, 多群断面積の縮約は 1/E オプションを使用した。

① ENDFB-VIII.0 → NJOY2016 → MATXS → LANCR Library

② ENDFB-VIII.0 → FRENDY/ACE → ACE → FRENDY/MG → MATXS → LANCR Library

炉心燃焼核特性については 9x9 格子燃料を装荷した 1100MWe BWR5 平衡炉心を対象に LANCR/AETNA にて実施した。

**3. 結果** FRENDY/MG と NJOY2016 で作成したライブラリを用いた LANCR の集合体核特性(無限増倍率)の差分を図 1 に, AETNA の炉心特性(実効増倍率, 最小限界出力比(MCPR), 最大線出力密度(MLHGR))の差分を図 2 に示す。処理手法の異なるライブラリを用いた場合の集合体無限増倍率の差は 0.03%dk 以下, 炉心実効増倍率の差は 0.01%dk 以下, 熱的限制値(MCPR, MLHGR)の差は 0.1%以下であり, よく一致していることを確認した。



**参考文献** [1] K. Tada, et al., JNST 54 (2017) 806-817, [2] A. Yamamoto, et al., Trans. Am. Nucl. Soc. 122 (2020) 714-717, [3] LA-UR-17-20093, [4] K. Azekura, et. al., ANFM III, (2003) 06-06, [5] T. Iwamoto, et. al., ANFM III (2003) 12-04

\* Michitaka Ono<sup>1</sup>, Masayuki Tojo<sup>1</sup>, Kenichi Tada<sup>2</sup>, Akio, Yamamoto<sup>3</sup>

<sup>1</sup>GNF-J, <sup>2</sup>JAEA, Nagoya University

---

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

## [1B03-06] Code Development 2

Chair: Rei Kimura (TOSHIBA ESS)

Wed. Mar 17, 2021 10:45 AM - 12:00 PM Room B (Zoom room 2)

---

### [1B03] Development of Three-Dimensional Heterogeneous Transient Calculation Code RYUHO

\*Tatsuya Fujita<sup>1</sup>, Naofumi Tsukamoto<sup>1</sup> (1. Nuclear Regulation Authority)

10:45 AM - 11:00 AM

### [1B04] A Development of Multi-Physics Burnup Analysis System

\*Motomu Suzuki<sup>1</sup> (1. CRIEPI)

11:00 AM - 11:15 AM

### [1B05] Development of Core Management Code System SHIKOKU2

\*Masami Hirano<sup>1</sup>, Yosuke Kawamoto<sup>1</sup>, Emi Yoshida<sup>1</sup>, Kosuke Miyawaki<sup>1</sup>, Kazuma Oohori<sup>2</sup>, Yutaka Umakoshi<sup>2</sup> (1. Yonden Eng., 2. YONDEN)

11:15 AM - 11:30 AM

### [1B06] Development of Core Management Code System SHIKOKU2

\*Yosuke Kawamoto<sup>1</sup>, Masami Hirano<sup>1</sup>, Emi Yoshida<sup>1</sup>, Kosuke Miyawaki<sup>1</sup>, Kazuma Oohori<sup>2</sup>, Yutaka Umakoshi<sup>2</sup> (1. Yonden Eng., 2. YONDEN)

11:30 AM - 11:45 AM

## 3次元詳細炉心動特性解析コード RYUHO の開発

### (1) プロトタイプを用いたベンチマーク解析結果及び今後の開発計画

#### Development of Three-Dimensional Heterogeneous Transient Calculation Code RYUHO

#### (1) Benchmark Calculation Results by Prototype Code and Future Development Works

\*藤田 達也<sup>1</sup>, 塚本 直史<sup>1</sup>

<sup>1</sup>原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

国際的に BEPU (Best Estimate Plus Uncertainty) 手法の導入が進められていることを踏まえ、運転時の異常な過渡変化及び事故時の事象を精緻に把握し、炉心及び集合体内で生じる局所的な事象の変化を評価することが可能な最適評価コードの開発を計画している。本稿では、3次元詳細炉心動特性解析コード RYUHO のプロトタイプを用いたベンチマーク解析結果を報告するとともに、今後の本格開発に係る計画を示す。

**キーワード** : 3次元動特性解析, プレナーMOC, RYUHO, C5G7 ベンチマーク, C5G7-TD ベンチマーク

**1. 序論** 従前の炉心動特性解析では、炉心を集合体単位の空間スケールで取り扱う解析コードを採用してきた。一方で、例えば反応度投入事故時に想定される集合体内外における局所的なボイド発生といった熱流動挙動の変化に伴う事象では、中性子束の空間分布に対してもその影響が強く現れることから、炉心を燃料棒単位の空間スケールに詳細化することが必要になる。これに対して、プレナーキャラクターリスティックス法 (以下「プレナーMOC」という。) に着目し、これに基づく3次元詳細炉心動特性解析コード RYUHO のプロトタイプを開発した[1]。また、ベンチマーク解析をとおして、プレナーMOCに基づくプロトタイプの適用性を確認するとともに、今後解決すべき課題を抽出した。

**2. ベンチマーク解析** プレナーMOC では、炉心を軸方向に分割した径方向2次元プレーン体系 (燃料、被覆管、減速材などから構成される非均質断面) の計算とその体系を径方向に燃料棒単位で均質にした上で積み重ねた3次元体系の計算を結合させることで炉心全体を対象とした解析を実施する。プロトタイプを用いて、C5G7 ベンチマーク[2,3] 及び C5G7-TD ベンチマーク[4]の解析を実施した。一例として、C5G7-TD ベンチマーク TD4-5 の概要及び解析結果 (他機関[5]と比較) を図1 及び 2 に示す。RYUHO の解析結果は他機関のものと良く一致していることから、プレナーMOCに基づくプロトタイプの適用性を確認した。

**3. 今後の開発計画** 令和3~6年度に RYUHO の本格開発を実施し、プレナーMOCによる静特性解析機能・動特性解析機能を整備する。また、その後 RYUHO を実機解析に適用していくに当たっての技術的課題の解決として、プロトタイプの開発段階では未着手となっている並列化処理による計算コスト低減、制御棒キャスピングモデルの導入検討、集合体核計算コードからの核反応断面積の受渡し・再構築手法の検討などに取り組む。

**4. 結論** プレナーMOCに基づく RYUHO のプロトタイプを用いたベンチマーク解析結果を踏まえ、引き続き同手法を採用した RYUHO の本格開発を実施していく。また、実機適用に当たっての技術的課題を解決していく。

**参考文献** [1] 安全研究成果報告, RREP-2019-1005, (2019). [2] NEA/NSC/DOC(2003)16. [3] NEA/NSC/DOC(2015)16 [4] J. Hou et al., Nucl. Eng. Design, 317, pp.177-189, (2017). [5] M. Ryu et al., Proc. M&C2017, (2017).

\*FUJITA Tatsuya<sup>1</sup> and TSUKAMOTO Naofumi<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

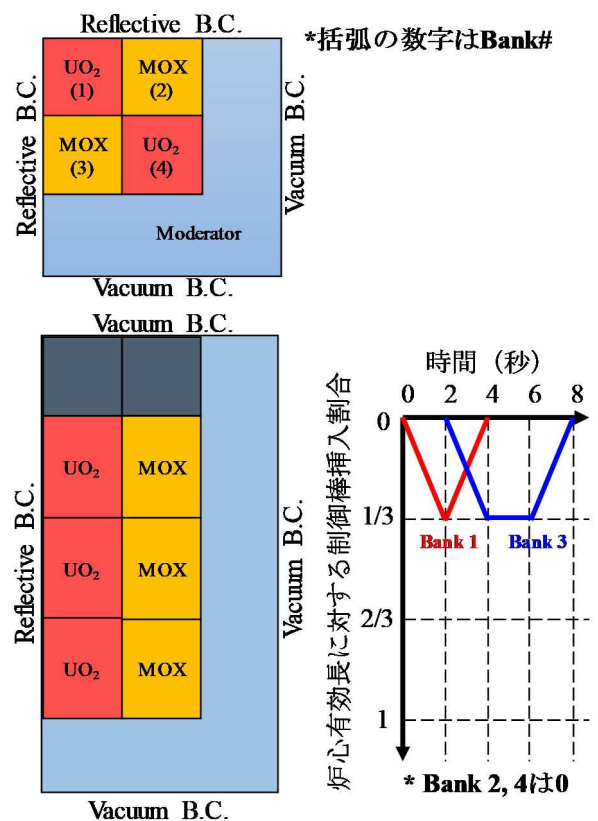


図1 C5G7-TDベンチマークTD4-5の概要

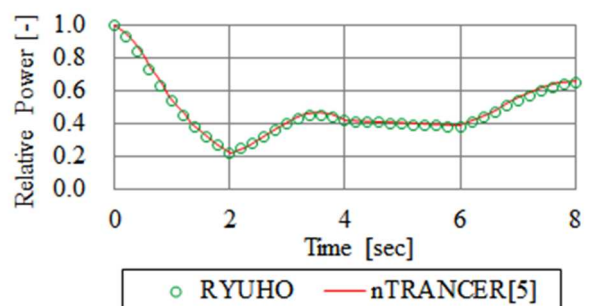


図2 C5G7-TDベンチマークTD4-5の解析結果 (相対炉心出力の時間変化)

# マルチフィジックス燃焼計算システムの開発

## (1) 開発計画と燃焼計算モジュールの整備

### A Development of Multi-Physics Burnup Analysis System

#### (1) An Overall Plan and Implementation of Burnup Calculation Module

\*鈴木 求<sup>1</sup>

<sup>1</sup>電中研

複数燃料集合体体系や全炉心体系を対象とする大規模燃焼計算を行うために、統合型マルチフィジックス燃焼計算システムを開発することとした。ここでは、開発における全体計画と燃焼計算モジュールの整備について報告する。

**キーワード:** 燃焼計算システム、マルチフィジックス、行列指数関数法、チェビシェフ有利関数近似法 (CRAM)

#### 1. 緒言

当所では JAEA が開発した MVP-BURN コード[1]を主に用い、燃焼計算の精度に関わる要因を調査している。MVP-BURN はモンテカルロ輸送計算コード MVP[2]を核特性計算に利用することから自由度の高い幾何形状モデルを構築できる。一方、複数燃料集合体体系や全炉心体系を対象にした大規模燃焼計算や、熱水力計算などとの結合計算を伴う燃焼計算を実施するにあたっては、ユーザー側での複雑な処理が必要となるなど MVP-BURN コードの直接利用は難しい。本研究では、このような大規模解析や結合計算に対応するための燃焼計算システムを開発することとし、将来的には燃焼に伴う組成、出力分布、燃料及び冷却材の熱的変化、燃料の照射変形等を考慮できるマルチフィジックス燃焼計算システムの構築を目指す。

#### 2. 全体計画および基本構想

燃焼計算システムを構築するにあたっては、原子核の生成・崩壊を取り扱う燃焼計算、核反応率を評価する中性子輸送計算が必要であり、マルチフィジックス燃焼計算システムではこれらに加えて燃料棒等の温度を評価する熱水力計算、機械的挙動を評価する構造計算などが必要になる。開発するシステムでは一連の燃焼計算を実施するための制御機能および燃焼計算機能については独自モジュールを実装することとし、中性子輸送計算、燃料および冷却材温度などを計算する熱水力計算などについては、基本的に既存の計算コードを利用する方針とした。制御機能については、インプット/アウトプットのハンドリング性を向上させるためのプリポスト機能の充実を図り、核計算・熱水力計算等を横断して利用できる統一的な幾何形状の形式を実装することとした。

#### 3. 燃焼計算モジュールの整備

燃焼計算ソルバーとして行列指数関数法およびチェビシェフ有利関数近似法 (CRAM) [3-5]を実装した。整備した燃焼計算モジュールはピンセル燃焼計算を実施し既存コードとの比較による検証を行い、適切に計算がなされていることを確認した。

#### 4. まとめ

新たに燃焼計算システムを開発するための全体計画を検討し、基幹となる燃焼計算モジュールを整備した。今後は整備した機能の検証を進めつつ、マルチフィジックス燃焼計算システムとしての機能の充実を図る。

#### 参考文献

- [1] J. Nucl. Sci. Technol., 37[2], p.128-138, 2000., [2] JAEA-Data/Code2016-019, [3] Nucl. Sci. Eng., 164, 140-150, 2010.  
[4] Nucl. Sci. Eng., 169, 155-167, 2011. [5] Nucl. Sci. Eng., 182, 297-318, 2016.

---

\*Motomu Suzuki<sup>1</sup>

<sup>1</sup>CRIEPI

# 炉心管理コードシステム SHIKOKU2 の開発

## (1) 燃焼計算モデルの改良

### Development of Core Management Code System SHIKOKU2

#### (1) Improvement of Burnup Calculation Model

\*平野雅美<sup>1</sup>, 川本洋右<sup>1</sup>, 吉田絵美<sup>1</sup>, 宮脇康介<sup>1</sup>, 大堀和真<sup>2</sup>, 馬越豊<sup>2</sup>

<sup>1</sup> 四電エンジニアリング(株), <sup>2</sup> 四国電力(株)

SHIKOKU2 コードの冷却計算の精度向上及び計算時間短縮のため、燃焼計算モデルを改良し MMPA 法[1]を実装した。モデル改良後の燃焼計算および冷却計算において、従来手法と同等の精度を確保した上で計算時間を短縮できることを確認した。

**キーワード：**SHIKOKU2、ASMOC3D、燃焼計算、MMPA 法。

### 1. 緒言

四国電力では炉心管理に係る解析業務の効率化・高精度化に資するため、自社コードの開発・運用を行ってきた。3次元輸送計算手法の一つである ASMOC3D に基づいた最新の炉心管理コードシステム SHIKOKU2 は、2018年3月より社内検討用として実運用を開始し、その後も改良を進めている。本発表では SHIKOKU2 の改良点の一つである燃焼計算モデルへの MMPA 法実装の影響を報告する。

### 2. 手法

従来の SHIKOKU2 コードでは燃焼計算における指数行列の解法として Krylov 部分空間法を採用していたが、本手法は長期冷却等の時間幅が長い問題を対象とした場合において、計算精度の悪化や計算が発散する等の課題があった。これらの課題を解決するため、計算精度が燃焼行列のノルムに影響されないという特長を有する MMPA 法を実装した。SHIKOKU2 コードに実装した MMPA 法では、指数行列を以下の 32 次の行列多項式にて近似する。

$$\exp(\Delta t \mathbf{A}) \approx a_0 \mathbf{I} + \sum_{i=1}^{32} a_i \{ (\Delta t \mathbf{A} + c \mathbf{I}) (\Delta t \mathbf{A} - c \mathbf{I})^{-1} \}^i$$

ここで、 $\Delta t$ は時間幅、 $\mathbf{A}$ は燃焼行列、 $a_i$ は MMPA 法の近似係数、 $\mathbf{I}$ は単位行列、 $c$ は定数(=24.1)である。なお、SHIKOKU2 では MMPA 法による個数密度の誤差を更に低減するため、サブステップにより  $\Delta t$  を分割する方法を採用している[2]。

### 3. 結果

モデル改良後の SHIKOKU2 により燃焼計算および冷却計算を実施した。MMPA 法による解析結果は、現行の Krylov 部分空間法と同等の計算精度であることを確認した。また、燃焼計算に要する計算時間は約 1 割、冷却計算は約 200 倍高速化された(表 1)。冷却計算での高速化が著しいのは、タイムステップ数が大幅に削減されている

(Krylov 部分空間法：55 ステップ→MMPA 法：2 ステップ) ためである。

### 4. 結論

SHIKOKU2 コードの冷却計算の精度向上及び計算時間短縮のため、燃焼計算モデルに MMPA 法を実装し、従来手法と同等の精度を確保した上で計算時間を短縮できることを確認した。

### 参考文献

- [1] Y. Kawamoto, G. Chiba, M. Tsuji, T. Narabayashi, "Numerical solution of matrix exponential in burn-up equation using mini-max polynomial approximation," Ann. Nucl. Energy, 80, p.219 (2015).  
 [2] A. Isotalo, M. Pusa, "Improving the Accuracy of the Chebyshev Rational Approximation Method Using Substeps," Nucl. Sci. Eng., 183[1], 65-77 (2016).

\*Masami Hirano<sup>1</sup>, Yosuke Kawamoto<sup>1</sup>, Emi Yoshida<sup>1</sup>, Kosuke Miyawaki<sup>1</sup>, Kazuma Ohori<sup>2</sup> and Yutaka Umakoshi<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Yonden Eng., <sup>2</sup>YONDEN.

表 1 SHIKOKU2 による解析結果の比較  
(17×17 4.8wt%UO<sub>2</sub> 燃料集合体 80GWd/t 3年冷却)

|                  | 核種数<br>密度最大<br>差異[%] | 計算時間[s] |            |            |
|------------------|----------------------|---------|------------|------------|
|                  |                      | 全体      | 燃焼計<br>算部分 | 冷却計<br>算部分 |
| MMPA 法           | 3.9E-04<br>(Cm246)   | 158     | 80         | 9E-3       |
| Krylov 部<br>分空間法 |                      | 172     | 92         | 2          |



## 炉心管理コードシステム SHIKOKU2 の開発 (2) 輸送計算モデルの改良

### Development of Core Management Code System SHIKOKU2

#### (1) Improvement of Neutron Transport Calculation Model

\*川本洋右<sup>1</sup>, 平野雅美<sup>1</sup>, 吉田絵美<sup>1</sup>, 宮脇康介<sup>1</sup>, 大堀和真<sup>2</sup>, 馬越豊<sup>2</sup>

<sup>1</sup> 四電エンジニアリング(株), <sup>2</sup> 四国電力(株)

SHIKOKU2 は輸送計算モデルとして ASMOC3D を採用している。従来 ASMOC3D ではメッシュ内の径方向中性子源分布を平坦であると近似していたが、これを 1 次多項式で展開するモデルに改良した。モデル改良後の SHIKOKU2 により炉心解析を実施し、解析精度が向上することを確認した。

**キーワード：SHIKOKU2、ASMOC3D、径方向中性子源分布、重み付き残差法。**

#### 1. 緒言

SHIKOKU2 で輸送計算モデルとして採用している ASMOC3D[1]は、2 次元 MOC を軸方向に拡張した 3 次元輸送計算手法である。従来 ASMOC3D はメッシュ内の中性子源分布を軸方向 1 次、径方向 0 次で展開していたが、反射体隣接部や小体系等の中性子源勾配が大きい体系では、解析精度を保つために径方向のメッシュ分割を詳細にする必要があった。そこで、径方向中性子源分布を 1 次で展開するよう計算モデルを改良し、解析精度への影響を評価した。

#### 2. 手法

径方向中性子源分布を 1 次で展開するにあたり、メッシュ内の径方向中性子源勾配を求める必要がある。勾配の算出手法としては重み付き残差法[2]を採用した。得られた中性子源勾配より、①ASMOC3D に基づく輸送方程式の径方向中性子源勾配項、②メッシュ内に多数存在する各中性子トラックの中性子源、を設定し輸送計算を実行する。

#### 3. 結果

C5G7-3D(unrodded)体系[3]を対象として解析を行い、モデル改良の影響を評価した。径方向中性子源展開を 1 次としたケース (LS)、0 次としたケース (FS) に加え、0 次とした上でメッシュ分割をより詳細にしたケース (FS\_fine) の解析を行った。各ケースのメッシュ分割を表 1 に、解析結果を表 2 に示す。FS と比較して LS は、計算時間が 2 倍強になっているものの、出力分布精度が大幅に向上している。FS\_fine と LS を比較すると、LS の方が計算時間は短く、かつ出力分布精度が高い結果となった。

表 1 各ケースのメッシュ分割

|         | 燃料棒 | 反射体 |
|---------|-----|-----|
| LS/FS   |     |     |
| FS_fine |     |     |

表 2 C5G7-3D(unrodded)体系 解析結果比較

|              | LS    | FS    | FS_fine |
|--------------|-------|-------|---------|
| 実効増倍率誤差[pcm] | -20   | 11    | -24     |
| 燃料棒出力最大誤差[%] | 0.675 | 3.356 | 1.269   |
| 燃料棒出力 RMS[%] | 0.210 | 0.959 | 0.371   |
| 計算時間[s]      | 7400  | 3300  | 8100    |

※誤差は MCNP 計算値との差

#### 4. 結論

SHIKOKU2 で採用している ASMOC3D に、径方向中性子源勾配を 1 次で展開するモデル改良を行った。C5G7-3D(unrodded)体系を対象とする 3 次元解析を実施し、径方向中性子源勾配を 0 次で展開した従来のモデルと比較して出力分布精度が大幅に向上することを確認した。当日の発表では、上記結果に加えて PWR 実機炉心体系を対象とした解析結果を紹介する。

#### 参考文献

- [1] A. Giho, K. Sakai, Y. Imamura, M. Sakuragi, K. Miyawaki, “Development of Axially Simplified Method of Characteristics in Three-Dimensional Geometry,” J. Nucl. Sci. Technol., 45[10], 985-996 (2008).
- [2] K. Smith, “Linear Source Approximation in CASMO5”, Proc. PHYSOR2012, Knoxville Tennessee, USA, April 15-20, (2012).
- [3] Nuclear Energy Agency, “Benchmark on Deterministic Transport Calculations Without Spatial Homogenisation- A 2-D/3-D MOX Fuel Assembly Benchmark” NEA/NSC/DOC(2003)16, (2003).

\*Yosuke Kawamoto<sup>1</sup>, Masami Hirano<sup>1</sup>, Emi Yoshida<sup>1</sup>, Kosuke Miyawaki<sup>1</sup>, Kazuma Ohori<sup>2</sup> and Yutaka Umakoshi<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Yonden Eng., <sup>2</sup>YONDEN.

---

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

## [1B07-11] Uncertainty Evaluation

Chair: Kenichi Tada (JAEA)

Wed. Mar 17, 2021 2:45 PM - 4:15 PM Room B (Zoom room 2)

---

### [1B07] Uncertainty Quantification of Criticality in the KUCA-C core with HEU Fuel

\*Kota Morioka<sup>1</sup>, Cheolho Pyeon<sup>1</sup> (1. Kyoto Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

### [1B08] Reactor noise analysis using MVP code for subcritical systems in KUCA

\*Kunihiro Nakajima<sup>1</sup>, Yasunobu Nagaya<sup>2</sup>, Atsushi Sakon<sup>1</sup>, Tadafumi Sano<sup>1</sup>, Kengo Hashimoto<sup>1</sup> (1.

Kindai Univ., 2. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM

### [1B09] Development of reactor noise measurement using BGO detectors in UTR-KINKI

\*Masaki Goto<sup>1</sup>, Takashi Kanda<sup>1</sup>, Kunihiro Nakajima<sup>1</sup>, Tadafumi Sano<sup>1</sup>, Atsushi Sakon<sup>1</sup>, Kengo Hashimoto<sup>1</sup> (1. KINDAI Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM

### [1B10] Numerical analysis and uncertainty quantification for pulsed neutron experiments with water tanks by PHITS

\*Kenta Asakura<sup>1</sup>, Tomohiro Endo<sup>1</sup>, Akio Yamamoto<sup>1</sup> (1. Nagoya Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM

### [1B11] Nuclear Data-induced Uncertainty Quantification of Prompt Neutron Decay Constant for Water-only System

\*Tomohiro Endo<sup>1</sup>, Akihiro Noguchi<sup>1</sup>, Akio Yamamoto<sup>1</sup> (1. Nagoya Univ.)

3:45 PM - 4:00 PM

# 高濃縮ウラン燃料を用いた KUCA-C 架台の臨界性に対する不確かさ評価

Uncertainty Quantification of Criticality in the KUCA-C core with HEU Fuel

\*森岡 洸太<sup>1</sup>, 卞 哲浩<sup>2</sup>

<sup>1</sup>京都大学大学院 エネルギー科学研究科

<sup>2</sup>京都大学 複合原子力科学研究所

不確かさ評価のための予備解析として、HEU 燃料を用いた KUCA-C 架台に対する固有値計算を行った結果、固有値バイアスは約 400 から 700 pcm の範囲であり、H/U 比が大きくなるにつれて小さくなる傾向を確認した。また、余剰反応度および制御棒価値の計算値と実験値の差異は 10%前後であった。

**キーワード：**京都大学臨界集合体実験装置(KUCA)、HEU 燃料、不確かさ、臨界性、固有値バイアス

**1. 背景・目的** KUCA において使用される核燃料が HEU 燃料から LEU 燃料へ転換されるにあたり、HEU 燃料、減速材および炉心構成物が炉心の臨界性に与える不確かさを評価することが求められている。そこで、確率論的評価手法を用いた臨界性の確認に加えて感度および不確かさを解析することで、HEU 燃料を用いた KUCA-C 架台の臨界性に対する核データ起因の不確かさについて評価することを本発表の目的とする。

**2. 計算条件** 不確かさ評価を行うための予備解析として、MCNP6.2 および ENDF/B-VII.1 を用いた臨界性および反応度に対する固有値計算を行い、MCNP6.2 による計算精度の確認を行った。固有値計算は総ヒストリ数  $1 \times 10^8$  (総サイクル数を 1200、うち 200 サイクルはスキップサイクル)で行われ、実効増倍率( $k_{eff}$ )の標準偏差は 10 pcm 以下であった。KUCA は常温かつゼロ出力状態で運転されることから、マテリアルの温度は 293.6 K を指定し、 $S(\alpha, \beta)$ は減速材である軽水のみに適用した。このとき、臨界性の評価は固有値バイアスによって行われ、これは臨界状態における MCNP6.2 による  $k_{eff}$  と実験値のそれぞれの逆数の差とした。

**3. 結果** C30G0(5 列)炉心、C35G0(5 列)炉心、C35G0(4 列)炉心および C45G0(4 列)炉心の H/U 比に対する固有値バイアスの値を図 1 に示す。図 1 より、固有値バイアスは約 400 から 700 pcm の範囲であり、H/U 比が大きいほど固有値バイアスが小さくなる傾向を確認した。これは、ポリエチレンを減速材とする A 架台とは反対の傾向であり、使用する減速材によって固有値バイアスの傾向が異なることを確認した<sup>[1]</sup>。固有値計算による  $k_{eff}$  を用いて C35G0(4 列)炉心における余剰反応度および制御棒価値の計算値を求め、実験値と比較した結果を表 1 に示す。表 1 より、MCNP6.2 による各反応度の計算精度は 10%前後であった。

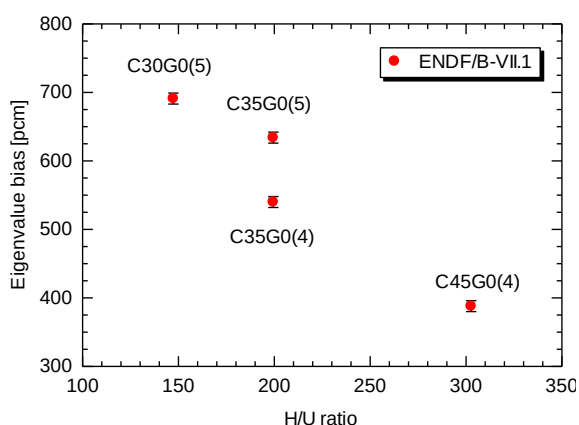


図 1 H/U 比に対する固有値バイアスの値

表 1 MCNP6.2 を用いて計算した C35G0(4 列)炉心における余剰反応度および制御棒価値および実験値との比較

| Reactivity | Exp. [pcm] | Cal. [pcm] (C/E value) |
|------------|------------|------------------------|
| Excess     | 376±20     | 387±11 (1.03±0.06)     |
| C1 rod     | 294±16     | 304±11 (1.03±0.07)     |
| C2 rod     | 469±22     | 526±11 (1.12±0.06)     |
| C3 rod     | 807±46     | 878±11 (1.09±0.06)     |

## 参考文献

[1] C. H. Pyeon, M. Yamanaka, M. Ito, et al., *J. Nucl. Sci. Technol.*, **55**, 812 (2018).

\*Kota Morioka<sup>1</sup>, Cheol Ho Pyeon<sup>2</sup>, <sup>1</sup> Kyoto Univ., Graduate School of Energy Science, <sup>2</sup> Kyoto Univ., Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science

# KUCA の未臨界実験体系に対する MVP を用いた炉雑音解析

Reactor noise analysis using MVP code for subcritical systems in KUCA

\*中嶋 國弘<sup>1</sup>, 長家 康展<sup>2</sup>, 左近 敦士<sup>3</sup>, 佐野 忠史<sup>3</sup>, 橋本 憲吾<sup>3</sup>

<sup>1</sup>近畿大学大学院総合理工学研究科, <sup>2</sup>日本原子力研究開発機構, <sup>3</sup>近畿大学原子力研究所

京都大学臨界集合体(KUCA)A架台に構築した未臨界体系で測定した原子炉雑音データを用いて MVP3.0 の炉雑音解析機能による実験解析を実施した。本発表では即発中性子減衰定数 $\alpha$ について、実験値と計算値を比較検討し結果を報告する。

**キーワード：** 京都大学臨界集合体実験装置(KUCA), MVP, 炉雑音解析(Reactor Noise Analysis), Feynman- $\alpha$

## 1. 緒言

連続エネルギーモンテカルロコード MVP には炉雑音解析機能が実装されているが、炉雑音測定実験データを用いた妥当性確認は十分に行われていない。そこで本研究では未臨界度 0.3% $\Delta k/k$  から 25% $\Delta k/k$  の未臨界体系で取得した炉雑音測定データを基に MVP の炉雑音解析機能を用いて実験解析を実施した。

## 2. 実験

京都大学臨界集合体 (KUCA) の A 架台において図 1 に示す中性子スペクトルの異なる 2 種類の未臨界炉体系 (EE1, EE05 炉心) を構築した。EE1 炉心では燃料要素として厚さ 1/16" の濃縮ウラン (EU) 板 2 枚と厚さ 1/8" のポリエチレン板 1 枚から成る基本セルが 60 回繰返し配置され、EE05 炉心では EU 板 2 枚と 1/16" のポリエチレン板 1 枚から成る基本セルが 80 回繰返し配置されている。中性子検出器は 1"φ の BF<sub>3</sub> 検出器を利用した。0.3% $\Delta k/k$  から 25% $\Delta k/k$  の未臨界度において燃料固有中性子源駆動下で中性子計数の時系列データを取得し、Feynman- $\alpha$ 法により即発中性子減衰定数 $\alpha$ を求めた。

## 3. 計算方法

計算は核データライブラリ JENDL-4.0 と MVP3.0 の炉雑音解析機能を用いて実施した。計算条件は総ヒストリー数を 540 万ヒストリーとし、BF<sub>3</sub> 検出器の有感領域に中性子吸収反応タリーを設定し、時間依存の固定源問題として Feynman- $\alpha$ 法の数値実験シミュレーションを実施した。計算で得られた中性子相関量とゲート時間の依存関係から最小自乗フィッティングで $\alpha$ を求めた。

## 4. 結果

EE1 及び EE05 炉心の未臨界体系で得られた $\alpha$ の実験結果と MVP による計算結果を図 2 に示す。 $\alpha$  の MVP による計算値は実験値に対して±10%の範囲で一致し、未臨界度 0.3% $\Delta k/k$  から 25% $\Delta k/k$  の非常に広い未臨界度領域において MVP の炉雑音解析機能の妥当性を確認することができた。

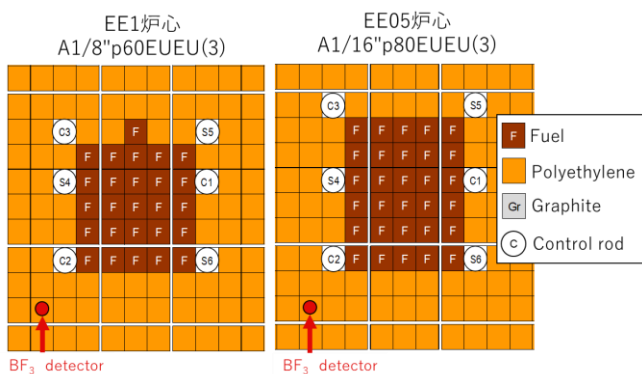


図 1 : 実験の炉心体系図

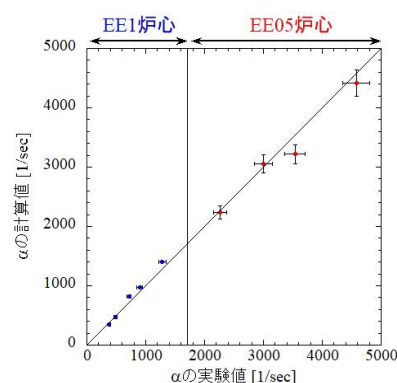


図 2 :  $\alpha$  の実験値と計算値の比較

\*Kunihiro Nakajima<sup>1</sup>, Yasunobu Nagaya<sup>2</sup>, Atsushi Sakon<sup>3</sup>, Tadafumi Sano<sup>3</sup> and Kengo Hashimoto<sup>3</sup> (<sup>1</sup>Graduate School of Science and Engineering, Kindai University, <sup>2</sup>Japan Atomic Energy Agency, <sup>3</sup>Atomic Energy Research Institute, Kindai University)

# UTR-KINKI における BGO 検出器を用いた原子炉雑音測定手法の開発

Development of reactor noise measurement using BGO detector in UTR-KINKI

\*後藤 正樹<sup>1</sup>, 中嶋 國弘<sup>1</sup>, 神田 峻<sup>1</sup>, 佐野 忠史<sup>1</sup>, 左近 敦士<sup>1</sup>, 橋本 憲吾<sup>1</sup>

<sup>1</sup>近畿大学

現在、核分裂及び(n, γ)反応由来のγ線を用いた炉雑音測定の実験的研究の報告数は少ない。本実験では、近畿大学原子炉の炉内に BGO 検出器を設置しγ線スペクトルデータと時系列データを取得した。その上で着目するγ線スペクトル領域を任意に設定しファイマンα法による解析から即発中性子減衰定数αを求めた。

**キーワード：**近畿大学原子炉, BGO 検出器, ファイマンα法, 炉雑音測定, γ線スペクトル

**1. 緒言** γ線は中性子線と比べ飛程が長い為、核分裂や(n, γ)反応時に発生するγ線を用いることで炉外から原子炉雑音測定ができる可能性がある。しかし、γ線を利用した原子炉雑音測定の報告数は従来の中性子を観測対象とした測定の報告数と比べて少ない。過去に近畿大学原子炉で NaI シンチレータ検出器を用いた原子炉雑音測定が行われた<sup>[1]</sup>が、検出器に含まれる<sup>127</sup>Iの放射化により生成される<sup>128</sup>Iの半減期が約25分であることから、検出器自体がγ線の発生源となりバックグラウンドが発生した。結果、観測される原子炉雑音が白色化する問題があった。本研究では、検出器の放射化断面積が小さい且つ、放射化によって生成される物質の半減期が<sup>128</sup>Iと比較して長いBGO検出器を用いてγ線測定による原子炉雑音測定を実施した。

**2. 実験及び解析法** 近畿大学原子炉の黒鉛反射体表面にBGO検出器を2台設置した。原子炉は、中性子源を挿入し、安全棒1及び2を上限、シム安全棒と調整棒を下限に設定することで0.5% Δk/kの未臨界状態にした。測定時間は1時間とし、γ線スペクトルデータと時系列データを同時に取得した。本研究では着目するγ線エネルギー領域を任意に設定し、そのデータを用いてファイマンα法による解析を実施した。得られたY値に対して(1)式の最小二乗フィッティングを行い、即発中性子減衰定数αと飽和相関振幅Y<sub>∞</sub>を求めた。(1)式中のTはゲート時間、C<sub>1</sub>は検出器の不感時間などによる数え落としを考慮した補正項、C<sub>2</sub>Tは遅発中性子の影響を考慮する補正項である。

$$Y(T) = Y_{\infty} \left( 1 - \frac{1 - e^{-\alpha T}}{\alpha T} \right) + C_1 + C_2 T \quad (1)$$

**3. 解析結果** 図1は測定で得られたγ線スペクトルデータである。核分裂γ線に着目し図1中の様に約3MeV~7MeVのγ線データを用いて解析した結果を図2に示す。これよりY値とゲート時間との相関関係が得られ、BGO検出器を用いたγ線での原子炉雑音測定が可能である事が確認された。一方でそれぞれの検出器のY<sub>∞</sub>に大きな差が生じた。この差はBGO検出器#1に接続した前置増幅器が飽和することにより生じる数え落とし効果が原因と推測される。

**参考文献** [1] Kengo Hashimoto, Sumasu Yamaada, et al., Ann. Nucl. Energy., 25, 13-22(1998)

\*Masaki Goto<sup>1</sup>, Kunihiro Nakajima<sup>1</sup>, Takashi Kanda<sup>1</sup>, Tadafumi Sano<sup>1</sup>, Atsushi Sakon<sup>1</sup>, Kengo Hashimoto<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Kindai University

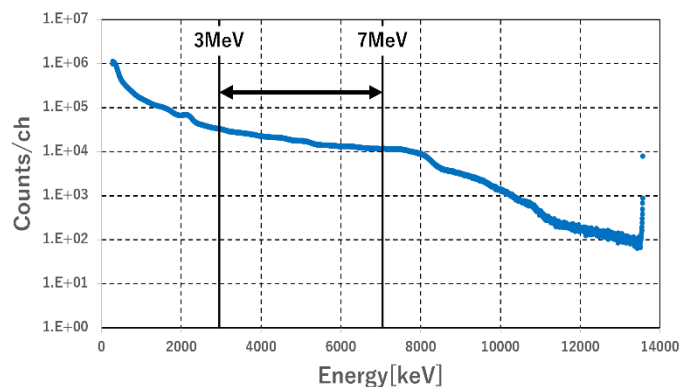


図1 γ線スペクトル

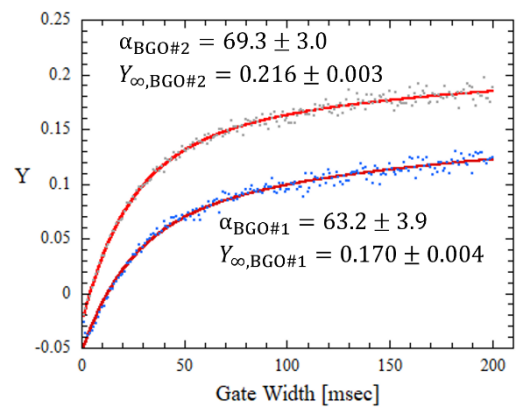


図2 解析結果



# PHITS による水槽パルス中性子実験の数値解析および不確かさ評価

Numerical analysis and uncertainty quantification for pulsed neutron experiments with water tanks by PHITS

\*朝倉 健太<sup>1</sup>, 遠藤 知弘<sup>1</sup>, 山本 章夫<sup>1</sup>

<sup>1</sup>名古屋大学

過去に実施された水槽体系におけるパルス中性子実験を対象として、連続エネルギーモンテカルロ計算コード PHITS を用いて、水を主とした非増倍体系における基本モード成分の即発中性子減衰定数 $\alpha$ の解析を実施した。また、決定論的サンプリング手法によって  $^1\text{H}(n,\gamma)$  反応断面積を共分散データに基づいて摂動させた  $^1\text{H}$  核データの不確かさに起因する即発中性子減衰定数 $\alpha$ の不確かさ評価を実施した。

**キーワード：**パルス中性子法, 即発中性子減衰定数, PHITS, 不確かさ評価, 決定論的サンプリング手法

**1. 緒言：**現在、評価済み核データを用いた数値解析コードの妥当性を確認するために核燃料を用いない積分実験を有効活用できないか検討されている。そこで、本研究では即発中性子減衰定数 $\alpha$ に注目した。即発中性子減衰定数 $\alpha$ は、核燃料を用いない中性子非増倍体系においても測定可能なパラメータであり、近年の研究成果として即発中性子減衰定数 $\alpha$ の測定値を活用したデータ同化により数値解析による予測を改善することも報告されている。本研究では、過去に実施された水槽体系におけるパルス中性子実験[1]をモデルとした計算体系を対象として、連続エネルギーモンテカルロ計算コード PHITS と  $^1\text{H}(n,\gamma)$  反応断面積を摂動させた  $^1\text{H}$  核データを用いて即発中性子減衰定数を計算し、核データ起因の不確かさ評価を行った。

**2. 評価手法：**連続エネルギーモンテカルロ計算コード PHITS3.20 と核データ JENDL-4.0 を用いて、小林らが実施した水槽パルス中性子実験体系(図 1)を模擬し、①水槽内の中性子束と②水槽外部に配置した  $\text{BF}_3$  検出器内での  $^{10}\text{B}(n,\alpha)^7\text{Li}$  反応率の時系列データを計算し、最小二乗法により即発中性子減衰定数 $\alpha$ を求める手順を整備した。次に SCALE6.2 に付属する  $^1\text{H}(n,\gamma)$  反応断面積の共分散行列を特異値分解し、Unscented 変換のシグマ点を用いた決定論的サンプリング手法[2]により 13 個の断面積摂動量を求め、FRENDY 付属ツール[3]により  $^1\text{H}$  の摂動後 ACE 形式ファイルを 13 個作成した。これらの核データに基づいて、3 種類の大きさの水槽体系に対して核データ起因する即発中性子減衰定数 $\alpha$ の不確かさを評価した。

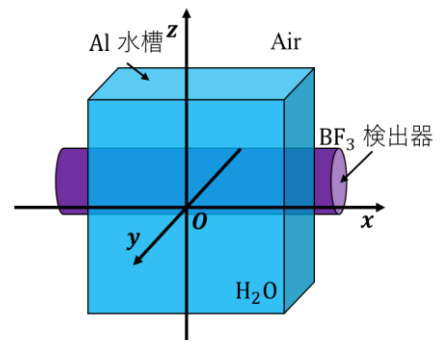


図 1 PHITS 計算体系

**3. 結果・考察：**即発中性子減衰定数 $\alpha$ の測定値 $\alpha_{meas}$

および 13 ケースの PHITS 計算値の平均( $\alpha_{water}$ ,  $\alpha_{\text{BF}_3}$ ) と  $^1\text{H}(n,\gamma)$  核データに起因する不確かさ(絶対標準偏差 $\sigma$ )を表 1 にそれぞれ示す。 $^1\text{H}(n,\gamma)$  核データ起因の  $\alpha$  不確かさ $\sigma$ の大きさは約 50 [ $\text{s}^{-1}$ ]であり、水槽体系の大小や PHITS におけるタリーの取り方にほとんど依存しないことが分かった。本研究を通じて、核データ

表 1  $^1\text{H}(n,\gamma)$  核データ起因の  $\alpha$  不確かさ

| X[cm] | Y[cm] | Z[cm] | $\alpha_{meas} [\text{s}^{-1}]$ | $\alpha_{water} \pm \sigma [\text{s}^{-1}]$ | $\alpha_{\text{BF}_3} \pm \sigma [\text{s}^{-1}]$ |
|-------|-------|-------|---------------------------------|---------------------------------------------|---------------------------------------------------|
| 17.02 | 17.02 | 17.73 | 8012                            | $8091 \pm 52$                               | $8027 \pm 51$                                     |
| 12.07 | 12.06 | 12.02 | 11065                           | $11184 \pm 52$                              | $11080 \pm 53$                                    |
| 4.49  | 4.51  | 3.41  | 44683                           | $47789 \pm 53$                              | $45808 \pm 57$                                    |

起因の  $\alpha$  不確かさ評価を実施することはできたが、体系が小さくなるにつれて  $\alpha_{water}$  が測定値より過大評価される傾向がある点について原因を特定できていないため、その原因究明が今後の課題として挙げられる。

**参考文献** [1] K. Kobayashi, Y. Seki, N. Mizoo et al, *J. Nucl. Sci. Technol.*, 3(7), pp.275–288 (1966).

[2] B. Foad, A. Yamamoto, T. Endo, *Ann. Nucl. Energy*, 143, 107493 (2020).

[3] R. Kondo, T. Endo, A. Yamamoto et al., *Proc. M&C2019*, Aug. 25–29, 2019, Portland, OR (2019).

\*Kenta Asakura<sup>1</sup>, Tomohiro Endo<sup>1</sup> and Akio Yamamoto<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Nagoya Univ.

## 軽水のみ体系に対する即発中性子減衰定数の核データ起因不確かさ評価

Nuclear Data-induced Uncertainty Quantification of Prompt Neutron Decay Constant for Water-only System

\*遠藤 知弘<sup>1</sup>, 野口 晃広<sup>1</sup>, 山本 章夫<sup>1</sup>

<sup>1</sup>名古屋大学

非増倍体系における即発中性子減衰定数 $\alpha$ の不確かさ評価を実施するため、 $S_N$ 法とべき乗法に基づいて $\alpha$ 固有値計算コードを試作した。過去に水槽体系で実施されたパルス中性子実験を対象として、一次摂動論に基づいて核データ起因の $\alpha$ の感度解析ならびに不確かさ評価を実施した。

**キーワード：**即発中性子減衰定数、一次摂動論、感度解析、不確かさ評価、軽水

**1. 緒言** 評価済み核データの更新や数値解析結果の妥当性を確認するための積分実験として、核燃料の無い非増倍体系でも測定可能な即発中性子減衰定数 $\alpha$ に注目している。中性子増倍体系における $\alpha$ の数値解析手法としては $\alpha$ - $k$ 反復解法が既に確立されているが、核分裂の無い非増倍体系における $\alpha$ の数値解析手法については未だ検討の余地がある。そこで本研究では、決定論的手法に基づいた $\alpha$ 固有値計算手法について検討した。

**2. 計算手法** 非増倍体系におけるエネルギー $\omega$ 固有値方程式は $(\mathbf{A} - \alpha/\mathbf{v}_g)\psi_g(\vec{r}, \vec{\Omega}) = 0$ と記述できる( $\mathbf{A}$ :正味中性子消滅演算子,  $\mathbf{v}_g$ :中性子速度,  $\psi_g(\vec{r}, \vec{\Omega})$ :角度中性子束)。べき乗法による反復では、①メモリを削減するため球面調和関数による $l$ 次の角度中性子束展開係数 $\phi_{l,g}(\vec{r})$ のみを保存し、② $n$ 回目外部反復時の推定固有値 $\alpha^{(n)}$ に基づいて全断面積を $\Sigma_{t,g} - \alpha^{(n)}/\mathbf{v}_g$ とした上で、 $S_N$ 法により散乱中性子源のみを与えた transport sweepを実施し、③得られた $\phi_{0,g}^{(n)}(\vec{r})$ を全位相で数値積分し $\alpha^{(n+1)} = 1/\langle \phi_{0,g}^{(n)}(\vec{r})/\mathbf{v}_g \rangle$ と更新することで、基本モードの $\alpha$ 固有値と固有関数を求めた。ここで、べき乗法の反復回数を削減するため詳細エネルギー群の一点炉加速計算を利用した。断面積転置法により随伴固有関数 $\phi_{l,g}^\dagger(\vec{r})$ を求めることで、一次摂動論に基づいて核データ $\sigma$ に対する $\alpha$ の相対感度係数を効率良く推定し、サンドイッチ則により核データ起因の $\alpha$ 不確かさ評価を実施した。

**3. 計算結果** 参考文献[1]で報告された 10℃の軽水から成る直方体の水槽(4.49cm×4.51cm×3.41cm)におけるパルス中性子実験を対象として数値解析を実施した。軽水の252群巨視的断面積を求めるため、無限均質体系の水を対象として、評価済み核データ ENDF-B/VII.1 を用いた SCALE6.2.4/CENTRM コードによる超詳細群減速計算を実施した。 $\alpha$ 固有値計算は3次元xyz体系における $S_N$ 法により実施し、非等方散乱次数P5、角度分点として改良 Even-Odd 分点(384 分割)を用いた。 $^1\text{H}$ の核データ(弾性散乱 $\sigma_{\text{ela}}$ 、 $(n,\gamma)$ 反応 $\sigma_{(n,\gamma)}$ 、弾性散乱の平均方向余弦 $\bar{\mu}$ )に対する $\alpha$ 感度係数評価結果を図1に示す。得られた $\alpha$ 計算結果は49629 [1/s]であった。SCALE6.2 付属の核データ共分散(scale.rev08.252groupcov7.1)に基づいた $\alpha$ 不確かさは

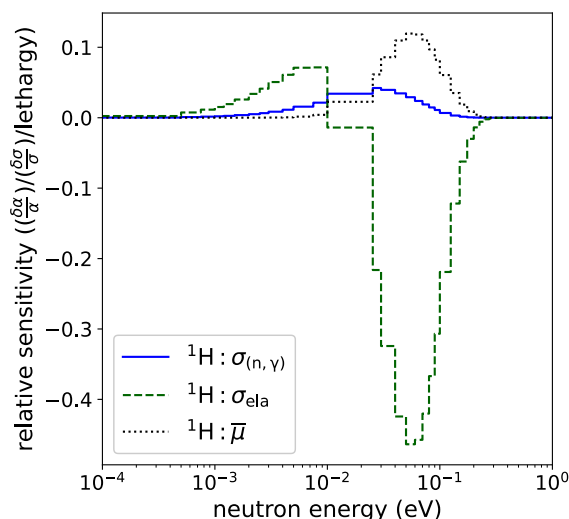


図1  $^1\text{H}$ の核データに対する $\alpha$ 感度係数

68 [1/s]であり、内訳としては $^1\text{H}(n,\gamma)$ 反応に由来する不確かさ52 [1/s]が支配的であった。得られた核データ起因不確かさと比較して、 $\alpha$ の計算値と実験値( $44683 \pm 182$  [1/s])の間には大きな差異( $C/E=1.11$ )が観察された。

**参考文献** [1] K. Kobayashi et al., *J. Nucl. Sci. Technol.*, **3**(7), pp. 275–288 (1966).

**謝辞** 本研究は JSPS 科研費(19K05328)の助成による。

\* Tomohiro Endo<sup>1</sup>, Akihiro Noguchi<sup>1</sup>, Akio Yamamoto<sup>1</sup>

<sup>1</sup> Nagoya University



---

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

## [1C01-06] Optimization/Code Development on Advanced Reactor

Chair: Motoyasu Kinoshita (MOSTECH)

Wed. Mar 17, 2021 10:15 AM - 12:00 PM Room C (Zoom room 3)

---

### [1C01] Development of Advanced Reactor Knowledge- and AI-aided Design Integration Approach through the whole plant lifecycle, ARKADIA

\*Hiroyuki Ohshima<sup>1</sup>, Tai Asayama<sup>1</sup>, Tomohiro Furukawa<sup>1</sup>, Masaaki Tanaka<sup>1</sup>, Takashi Takata<sup>1</sup>, Yasuhiro Enuma<sup>1</sup> (1. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM

### [1C02] Development of Advanced Reactor Knowledge- and AI-aided Design Integration Approach through the whole plant lifecycle, ARKADIA

\*Masaaki Tanaka<sup>1</sup>, Shigeo Ohki<sup>1</sup>, Masashi Miyazaki<sup>1</sup>, Shigeru Takaya<sup>1</sup>, Kenji Yokoyama<sup>1</sup>, Masanori Ando<sup>1</sup> (1. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM

### [1C03] Development of Advanced Reactor Knowledge- and AI-aided Design Integration Approach through the whole plant lifecycle, ARKADIA

\*Akihiro Uchibori<sup>1</sup>, Takashi Takata<sup>1</sup>, Yoshitaka Fukano<sup>1</sup>, Hidemasa Yamano<sup>1</sup> (1. JAEA)

10:45 AM - 11:00 AM

### [1C04] Development of Advanced Reactor Knowledge- and AI-aided Design Integration Approach through the whole plant lifecycle, ARKADIA

\*Yasuhiro Enuma<sup>1</sup>, Yuki Kondo<sup>1</sup>, Ryuta Hashidate<sup>1</sup>, Rika Mitsumoto<sup>1</sup>, Taira Hazama<sup>1</sup> (1. JAEA)

11:00 AM - 11:15 AM

### [1C05] Verification of Neutronics-Thermalhydraulics Coupling UDF for FLUENT Code using MSRE Experiment

\*Hiroyasu MOCHIZUKI<sup>1</sup> (1. Tokyo Institute of Technology)

11:15 AM - 11:30 AM

### [1C06] Study on Optimization of Fuel Composition for Reducing Sodium Void Reactivity in Sodium-Cooled Fast Reactor

\*Oike Hiroya<sup>1</sup>, Endo Tomohiro<sup>1</sup>, Akio Yamamoto<sup>1</sup>, Go Chiba<sup>2</sup> (1. Nagoya Univ., 2. Hokkaido Univ.)

11:30 AM - 11:45 AM

# AI 支援型革新炉ライフサイクル最適化手法 ARKADIA の開発

## (1) 全体計画

Development of Advanced Reactor Knowledge- and AI-aided Design Integration Approach through the whole plant lifecycle, ARKADIA

(1) Overall plan

\*大島 宏之<sup>1</sup>, 浅山 泰<sup>1</sup>, 古川 智弘<sup>1</sup>, 田中 正暁<sup>1</sup>, 高田 孝<sup>1</sup>, 江沼 康弘<sup>1</sup>  
<sup>1</sup>JAEA

高速炉を含む革新炉のライフサイクル自動最適化を行い、開発効率の飛躍的向上を実現する手法となる ARKADIA の開発を開始した。本報では、ARKADIA の評価フロー、その具現化に必要なシステム構成、及び開発全体計画を概説する。

**キーワード：**革新炉，ナトリウム冷却高速炉，設計最適化

### 1. 緒言

原子力イノベーションにおいて民間で実施される多様な炉システムの概念検討及び概念絞り込みの支援を目的とし、ナトリウム冷却高速炉を含む革新炉開発における知見の進化の過程を集約し、最新の解析評価技術と連携することで、既往知見を最大限活用した設計最適化や安全評価を実現する AI 支援型革新炉ライフサイクル最適化手法 ARKADIA の開発を開始した。

### 2. 機能・システム構成及び開発計画

ARKADIA では、図 1 に示すフローにより、これまで困難であったリスク情報を活用した安全性、経済性、保守性など様々な観点からの統合的な設計評価と自動最適化を行う。この評価フローを具現化するため、ARKADIA には、革新炉開発の知見を暗黙知を含めて集約したナレッジマネジメントシステム（KMS: Knowledge Management System）、最新技術による精緻／簡易解析及び異分野連成解析を行う仮想プラントライフシステム（VLS: Virtual plant Life System）、VLS と KMS を連携させ設計最適化を進める評価支援・応用システム（EAS: Enhanced and AI-aided optimization System）、並びにこれらを統合制御する AI (Artificial Intelligence) 支援プラットフォームを含める（図 2）。プラント設計例や評価指標を入力とし、各システムが図 1 の処理を行い、最適化オプションと評価指標の充足性を提示する。

本開発では、原子力イノベーションにおける炉システム概念検討の実施期間に合わせ、まずは設計基準事象までを対象に設計・保全最適化を行う ARKADIA-Design と、シビアアクシデント事象を踏まえた安全性評価を行う ARKADIA-Safety を 2023 年度末までに個別ツールとして構築する。その後両者を統合し、上述の機能を有するシステムとして確立させる。KMS については 2023 年度末に JAEA 内の知識集約を完了し、以降はその拡充を進める。知識集約に並行してそのナレッジ化も進める。さらに、最適解の自動探索等、AI 技術の構築と高度化も進める。

### 3. 結言

他電源に対する競争力と社会的受容性を有する炉システム概念の創出や、開発プロセス変革による開発効率の飛躍的向上に寄与できるデジタルトリプレットとして ARKADIA の開発を進めていく。本開発は、技術基盤維持・伝承にも貢献するものである。

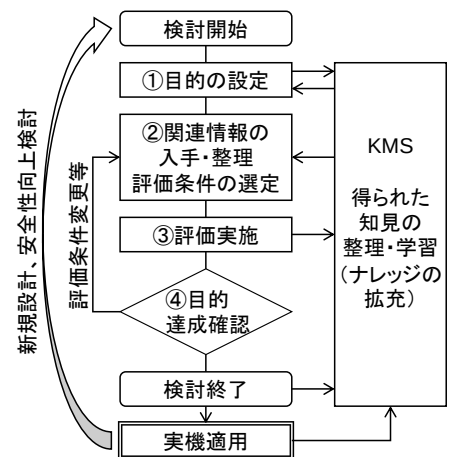


図 1 ARKADIA 評価フロー

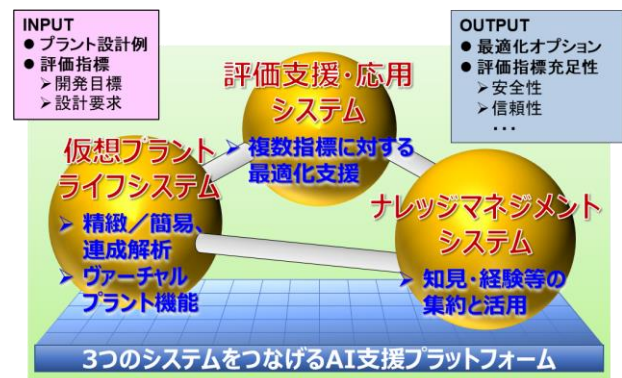


図 2 ARKADIA システム構成

\*Hiroyuki Ohshima<sup>1</sup>, Tai Asayama<sup>1</sup>, Tomohiro Furukawa<sup>1</sup>, Masaaki Tanaka<sup>1</sup>, Takashi Takata<sup>1</sup> and Yasuhiro Enuma<sup>1</sup>

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

## AI 支援型革新炉ライフサイクル最適化手法 ARKADIA の開発 (2) 設計最適化支援ツール ARKADIA-Design の開発計画

Development of Advanced Reactor Knowledge- and AI-aided Design Integration Approach through the whole plant lifecycle, ARKADIA

(2) Development plan of design optimization support tool, ARKADIA-Design

\*田中 正暁<sup>1</sup>, 大木 繁夫<sup>1</sup>, 宮崎 真之<sup>1</sup>, 高屋 茂<sup>1</sup>, 横山 賢治<sup>1</sup>, 安藤 勝訓<sup>1</sup>

<sup>1</sup>JAEA

高速炉を含む革新炉のライフサイクル自動最適化を行い、開発効率の飛躍的向上を実現する手法となる ARKADIA の開発を開始した。本報では、設計最適化プロセスを支援するツール ARKADIA-Design について、これを構成する炉心、原子炉構造及び保全の各分野の開発計画及びこれまでの成果の概要を報告する。

**キーワード：**設計最適化、数値解析、連成解析システム、炉心設計、炉構造設計、保全最適化

**1. 緒言** ARKADIA の一部として、設計基準事象までの範囲を対象とし、概念設計段階までを中心に、炉心及び炉構造分野での設計検討、並びに保守・保全計画立案における最適化を支援するツール「ARKADIA-Design」の開発計画について概説する。図 1 に全体構成を示す。プラント挙動を解析する VLS、プラント特性を評価する EAS、必要な知識ベースを提供する KMS で構成し、各モジュールを「インターフェース (Python スクリプト)」で結合<sup>[1]</sup>する。

**2. 開発計画** 目的に応じて詳細度の異なる解析モデルを組み合わせるマルチレベルシミュレーション (MLS) 技術<sup>[2]</sup> (MEXT からの受託事業 (H28～R1 年度) の一部として整備) を基本として、2023 年度末までに、必要な解析・評価モジュール群の整備と、それらの連成手法を確立し、主要課題に対する一連の評価を可能とすることを旨とする。また、高精度化及び最適化プロセスの効率化のため AI 関連技術を適用する。

**2-1. 炉心分野** 炉心燃料仕様を最適化するプロセスを構築するため、核特性解析、燃料挙動解析、炉心・集合体変形解析の各モジュール整備と、これら連成による反応度フィードバックを考慮した炉心挙動予測を行い、AI 関連技術等の導入による炉心挙動評価の精緻化と炉心設計プロセスの効率化・合理化を図る。

**2-2. 炉構造分野 (熱流動、構造)** 炉構造の構造解析、伝熱流動解析等を組み合わせ、機器・構造設計の最適化支援を可能とする機能整備を行う。伝熱流動解析では、プラント動特性解析と多次元解析との連成による MLS を基本とし、構造健全性評価では、高速炉の主要な荷重である熱過渡荷重条件設定、規格基準等をベースとした簡易評価及び設計成立性判定を行う詳細評価モジュールを構築する。

**2-3. 保全分野** 多様な原子力プラントの特徴を最大限考慮した保全計画の策定が可能なスキームの開発を行う。保全の実現性は設計と深く関係し、設計段階で保全計画を考慮することで、ライフサイクルを見通した設計最適化が可能になる。これまでに、システム化規格に基づく液体金属炉の供用期間中検査要求の検討事例<sup>[3]</sup>を参考に、スキームの基礎概念をまとめた<sup>[4]</sup>。

**3. 結言** 各分野での設計最適化支援を可能とする機能整備を進めている。今後、高速炉を対象とした例題検討を通して、各分野での個別課題の整備と、分野統合によるプラント全体を包括する評価の実現に向けた整備を進める。

**参考文献** [1] 堂田, 他, 第 24 回計算工学講演会, E-10-03 (2019). [2] 堂田, 他, 2020 年原学会秋の大会, 1G09 (2020). [3] Takaya, S. et al., ASME J. PVT, 142, PVT-19-1071 (2020). [4] Yada, H. et al., ICONE2020-16735 (2020).

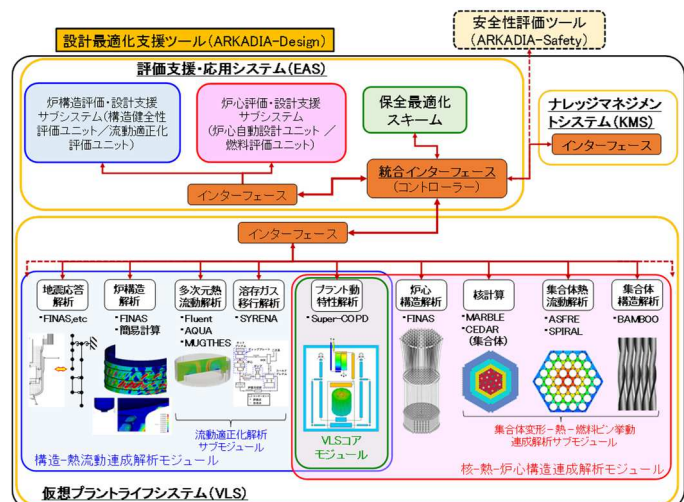


図 1 ARKADIA-Design の全体構成

\*Masaaki Tanaka<sup>1</sup>, Shigeo Ohki<sup>1</sup>, Masashi Miyazaki<sup>1</sup>, Shigeru Takaya<sup>1</sup>, Kenji Yokoyama<sup>1</sup>, and Masanori Ando<sup>1</sup>

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

## AI 支援型革新炉ライフサイクル最適化手法 ARKADIA の開発

### (3) 安全性評価ツール ARKADIA-Safety の開発計画

Development of Advanced Reactor Knowledge- and AI-aided Design Integration Approach through the whole plant lifecycle, ARKADIA

#### (3) Development plan of safety evaluation tool, ARKADIA-Safety

\*内堀 昭寛<sup>1</sup>, 高田 孝<sup>1</sup>, 深野 義隆<sup>1</sup>, 山野 秀将<sup>1</sup>

<sup>1</sup>JAEA

高速炉を含む革新炉のライフサイクル自動最適化を行い、開発効率の飛躍的向上を実現する手法となる ARKADIA の開発を開始した。本報では、シビアアクシデント事象を踏まえた安全性評価ツール ARKADIA-Safety の開発項目・期間、及び、本開発において取り組む設計最適化事例を示す。

**キーワード：**革新炉，ナトリウム冷却高速炉，設計最適化，安全性評価，シビアアクシデント解析

#### 1. 緒言

原子力イノベーションにおいて民間で実施される多様な炉システムの概念検討及び概念絞り込みの支援を目的とし、シビアアクシデント（SA: Severe Accident）事象を踏まえた安全性評価及び設計最適化を行うツール ARKADIA-Safety の開発を開始した。本開発では、安全性評価に必要な解析モジュールの構築・整備を行うとともに、具体的な設計最適化事例への適用検討を通じてツールの有効性を確認する。

#### 2. 機能・システム構成及び開発計画

ARKADIA-Safety では、SA 統合評価解析コード SPECTRA（Severe-accident PhEnomenological computational Code for TRansient Assessment）を仮想プラントライフシステムのベースとし、SA 時の安全性評価と一体化した設計評価・最適化を行う。SPECTRA コードは、ナトリウム（Na）漏えいにより原子炉容器液位が低下するとともに、炉外では Na 燃焼により雰囲気温度・圧力が上昇し、さらにその圧力上昇が Na 漏えい量に影響する等、炉内／炉外事象が相互に作用しながら進行する複雑な熱水力現象を一貫して評価可能である[1]。

2023 年度末までに ARKADIA-Safety を構築することを目標に、SPECTRA コードの炉内動特性モジュールと炉心損傷モジュールの構築、炉外事象である Na 燃焼、Na-コンクリート相互作用、デブリーコンクリート相互作用に関するモジュール整備を進める。これに並行し、完了時期の調整を図りつつ、統計的安全評価を含めた動的 PRA（Probabilistic Risk Assessment）評価手法の適用を進める。さらに ARKADIA-Safety の有効性を示すための具体的な適用例として、SA 時に機械的エネルギーが発生した場合の FP（Fission Product）漏えいや Na 燃焼を踏まえた格納容器設計の最適化を検討する。本検討では、格納容器機能損失頻度、格納容器内への核分裂生成物放出量、対策コストを設定値以下とすることを制約条件、格納容器サイズと SA 対策（候補：格納容器ベント、窒素注入、区画化、ライナ敷設）を感度パラメータとし、安全性要素関数と経済性要素関数の和で表す目的関数を最小化する。

#### 3. 結言

原子力イノベーションにおける炉システム概念検討の実施期間に合わせ、2023 年度末までに ARKADIA-Safety を構築する。SA 事象を踏まえた格納容器設計の最適化を具体的な適用事例として本ツールの開発を進める。\*本研究の一部は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0220354598 の助成を受けたものです。

#### 参考文献

[1] 内堀他, 原学会 2020 年秋の大会, 1G10.

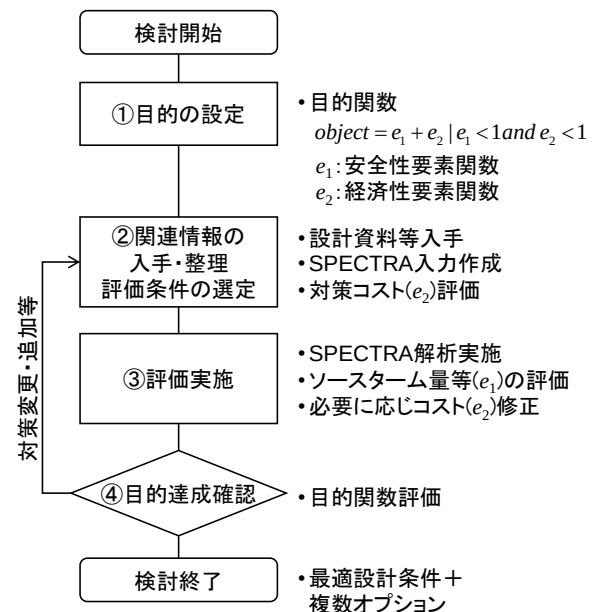


図1 ARKADIA-Safety の具体的適用例

\*Akihiro Uchibori<sup>1</sup>, Takashi Takata<sup>1</sup>, Yoshitaka Fukano<sup>1</sup> and Hidemasa Yamano<sup>1</sup>

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

# AI 支援型革新炉ライフサイクル最適化手法 ARKADIA の開発

## (4) 知識ベースシステムの開発計画

Development of Advanced Reactor Knowledge- and AI-aided Design Integration Approach through the whole plant lifecycle, ARKADIA

### (4) Development plan of knowledge base system for fast reactor system design

\*江沼 康弘<sup>1</sup>, 近藤 佑樹<sup>1</sup>, 橋立 竜太<sup>1</sup>, 光元 里香<sup>1</sup>, 羽様 平<sup>1</sup>

<sup>1</sup>JAEA

高速炉を含む革新炉のライフサイクル自動最適化を行い、開発効率の飛躍的向上を実現する手法となる ARKADIA の開発を開始した。本報では、この自動最適化を支援する知識ベースシステムの開発項目・期間、及び、知識ベースの例を示す。

**キーワード：**ナトリウム冷却高速炉、知識ベース、設計最適化

### 1. 緒言

JAEA では、2016 年 12 月に政府にて決定された「高速炉開発の方針」を踏まえ、これまでに得られた高速炉開発に係る技術・知見を徹底活用すべく、「もんじゅ」等を通して得られた高速炉開発に関する技術情報を集約するとともに、革新炉の設計最適化に向けた設計プロセスと連携する知識ベースの検討に着手した。

### 2. 開発計画

知識ベースは、図 1 に示す通り、各種技術情報の図書類から構成される基盤情報群、物性や技術情報等を利便性の観点でデータベース(DB)として集約した DB 群、設計の考え方や根拠等の相関関係等を考慮し組織化された技術情報 DB であるナレッジ群の 3 階層で構成し、各種評価・設計検討を支援する。

#### 2-1. 高速炉開発に関する技術情報集約

「もんじゅ」の設計、建設、試運転、保守等から得られた技術開発成果<sup>[1]</sup>に関連研究開発成果も含め集約するとともに体系的に整理し知識ベースシステムを構築する。また、Na 試験施設を例題として、設計評価との連携に必要な試験結果、各種物性、材料強度等の技術情報を 2023 年までに DB として整理し、2024 年以降は適用対象の拡充を図る。

#### 2-2. 設計最適化手法と連携する知識ベース構築

例題検討により設計条件や各種対策の最適化手法との連携に必要な取合い条件等の要求仕様を明確化し、2023 年までに設計の考え方や根拠等の相関関係等を考慮し組織化された技術情報 DB であるナレッジ群を具体化する。2024 年以降は適用範囲の拡充・高度化を図る。

### 3. 結言

高速炉技術開発成果を集約した知識ベースシステムの構築を進め、高速炉開発に係る技術・知見を徹底活用するとともに、革新炉の各種評価・設計検討の高度化に資する。

### 参考文献

[1] 中島、他、JAEA-Technology 2019-007 (2019)

\*Yasuhiro Enuma<sup>1</sup>, Yuki Kondo<sup>1</sup>, Ryuta Hashidate<sup>1</sup>, Rika Mitsumoto<sup>1</sup> and Taira Hazama<sup>1</sup>

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

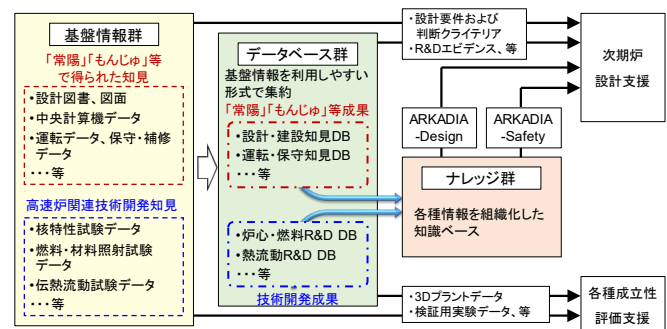


図 1 知識ベースシステム



## FLUENT コード用核熱結合 UDF の MSRE 実験結果での検証 ーポンプ起動・停止実験解析ー

Verification of Neutronics-Thermalhydraulics Coupling UDF for FLUENT Code using MSRE Experiment  
- Analyses of Pump Startup and Trip Experiments -

\*望月 弘保<sup>1</sup>

<sup>1</sup> 東京工業大学

溶融塩実験炉 MSRE の燃料循環ポンプ起動・停止時反応度計測結果を用いて、FLUENT コードでの核熱結合解析実施のため作成したユーザー定義関数 UDF に PID 制御棒制御機能を追加して計算機能を検証した

**キーワード**：溶融塩炉，MSRE，ポンプ起動・停止，核熱カップリング，FLUENT, PID 制御

**1. 緒言**：オークリッジ国立研究所(ORNL)において FLiBe 溶融塩を用いた Molten Salt Reactor Experiment (MSRE)熱中性子実験炉が 1965 年から 4 年間運転され、ゼロ出力下で燃料循環ポンプを起動・停止する試験が行われた。溶融塩炉は、循環によって遅発中性子の先行核が炉心外部ループに排出されているため、流量が変化すると反応度が変化する。MSRE には制御棒(CR)が設けられており、CR の動きから反応度の変化に換算し、ポンプ起動時、停止時にはそれぞれ負、正の反応度投入を計測している。溶融塩炉に関する動特性の試験は、この時実施されたものだけであるため、多くの研究者がこの挙動を評価している。計測された CR の挙動は、CR の制御回路を経て得られたものであるが、従来の研究では CR の制御モデルの設定が明確でなく、解析の適切さを判断することは難しい。これまでに塩化物溶融塩炉を核熱結合解析するため、一点動特性方程式を陽的に解く手法を提案し、UDF を介して FLUENT コードに組み込んでいる<sup>[1]</sup>。本研究ではこの UDF に CR を制御する PID 制御論理を追加して、MSRE で計測された過渡反応度が核的にかつ制御的に正しく計算できることを検証する。

**2. 解析モデル**：MSRE は、炉心内に多くの流路を有している。多数の流路が黒鉛で形成されているため、通常この形式の炉を FLUENT で解析する事は難しい。しかし、実験がゼロ出力 (100W と仮定) で行われたため、炉心内の流動と温度挙動は、同じ流路面積を有する円筒で近似しても問題は生じない。この炉心出口配管に位置する燃料循環ポンプの流動過渡時反応度変化を FLUENT コードで計算し、UDF で組み込んだ離散式が適切であったことを直接検証する。UDF では、1 点動特性方程式離散式を用いて炉心内の流量の変化による反応度の投入量を計算し、炉心内メッシュに出力分布を考慮して配分するようになっている。反応度に関しては、図 1 に示すように中性子の数密度を初期設定点に保つように CR を PID 制御する単純なモデルとした。

**3. 解析結果**：燃料循環ポンプを起動・停止させた時の CR 動作からの反応度変化を図 2 に示す。PID 制御の定数によって、CR の挙動は変化するが、比例ゲイン 1.0、積分時間 4 秒、微分時間 0.2 秒とした解析結果が計測値とほぼ一致する。ポンプ起動により、炉心に負の反応度が約 225pcm 加えられる。ピークは、炉物理的特性ではなく、制御のオーバーシュートである。停止の場合は加えられた負の反応度が元に戻る。

**4. 結論**：FLUENT に組み込んだ UDF は正しく機能し、CFD コードで核動特性が解析できる事が証明できた。

**参考文献**：[1] Mochizuki, H., NED, 368 (2020), 110793. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2020.110793>

\*MOCHIZUKI Hiroyasu<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Tokyo Institute of Technology

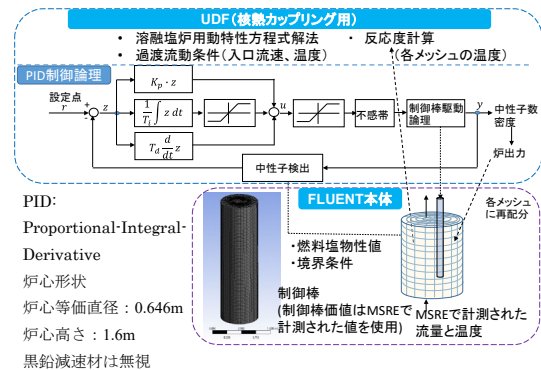


図 1 MSRE 実験の解析モデル

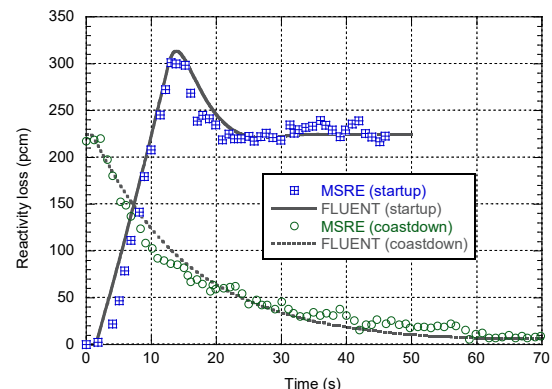


図 2 MSRE 燃料循環ポンプ起動・停止時の FLUENT で計算された反応度変化

# Na ボイド係数の低減に向けた高速炉の燃料組成最適化に関する検討

## Study on Optimization of Fuel Composition

### for Reducing Sodium Void Reactivity in Sodium-Cooled Fast Reactor

\*大池 宏弥<sup>1</sup>, 遠藤 知弘<sup>1</sup>, 山本 章夫<sup>1</sup>, 千葉 豪<sup>2</sup>

<sup>1</sup>名古屋大学, <sup>2</sup>北海道大学

高速炉は Na ボイド係数が正になりやすい固有の設計課題を有する。本研究はボイド係数が負となる高速炉の構築に向けて、最適化手法を用いて従来の工学的知見に基づかない抜本的な設計を試みている。本発表では、開発した燃料組成最適化アルゴリズムの適用結果について報告する。

**キーワード：**高速炉, 最適化手法, Na ボイド係数, 燃料設計, 燃焼計算

**1. 緒言：**高速炉においては、冷却材であるナトリウムのボイド反応度係数抑制が安全上重要な設計課題の一つである。この課題に対応するため、炉心を扁平にして、ナトリウムがボイド化した際の中性子漏洩量を増加させ、ボイド係数を抑制する設計などが試みられている。本研究では、最適化手法を用いることで、これまでの工学的知見を用いることなく Na ボイド係数が負となる炉心の探索を試みている。狙いは、従来の工学的知見に基づくアプローチでは見出すことができなかった設計が存在するかを確認することである。本発表では現時点までに開発した燃料組成最適化アルゴリズムとその試計算結果について報告する。

**2. 最適化・計算条件：**開発した燃料組成最適化アルゴリズムは、ランダムサーチに基づいている。初期世代は燃料組成の候補をランダムに多数作成する。これらのうちボイド係数が最小となる燃料組成を起点として一様乱数を用いて原子数密度を摂動させ、候補となる次世代の燃料組成を多数作成する。これを繰り返すことで燃料組成の最適化を行う。今回は世代数を 300、各世代の燃料組成数を 10、原子数密度の最大摂動量を 10%と設定した。加えて燃料の原子数密度の総和を一定とし、転換比が 0.07 以上となる燃料組成を選定する制約条件を課した。摂動対象はもんじゅ内側炉心への装荷が想定されている重核種とし、各原子数密度の総和の等分値を初期値とした[1]。核データとして JENDL-4.0 に基づく 70 群定数、最適化対象はもんじゅ内側炉心を想定した無限均質体系、汎用炉物理解析コードシステム CBZ を用いて 148 日間の燃焼計算を行った燃焼末期をボイド係数の計算点とした。

**3. 結果・考察：**図 1、図 2 に世代数に対する燃料核種の原子数密度、ボイド係数・無限増倍率の変化を示す。図 1 より、Pu-241 と Pu-240 の 2 種類の核種が選定された。理由は Pu-241 が高エネルギー( $E > \text{数 } 100 \text{ keV}$ )領域で核分裂断面積が大きいゆえに Na ボイド係数を最も減少させる核種、Pu-240 が転換比を最も増加させる核種であるためである。また図 2 よりボイド係数の低減が確認できるが、これは無限増倍率の増加が主要因である。加えて、転換比は制限値の 0.07 から変化しなかった。今後の課題として、現実的な燃料組成の探索のため、適切な制約条件と適合度評価関数の導入が必要となる。

#### 参考文献

[1] H. Takashita et al., "Report on neutronic design calculational methods," JNC-TN8410 2000-011 (2000), [in Japanese].

\*Hiroya OIKE<sup>1</sup>, Tomohiro ENDO<sup>1</sup>, Akio YAMAMOTO<sup>1</sup>, Go CHIBA<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Nagoya Univ., <sup>2</sup>Hokkaido Univ.

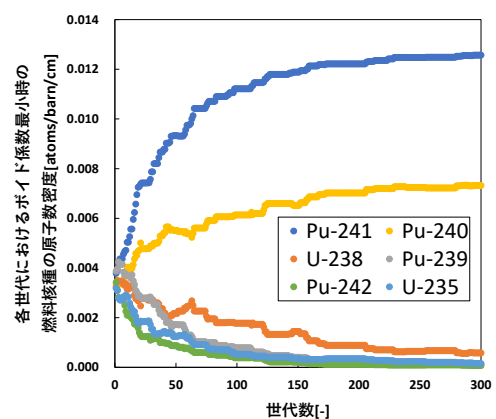


図 1 世代数に対する燃料核種の原子数密度の変化

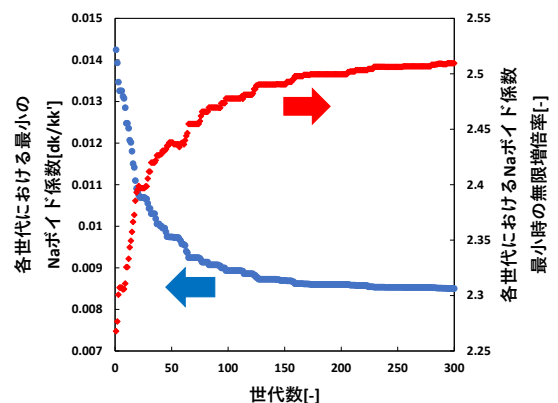


図 2 世代数に対するボイド係数・無限増倍率の変化



---

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

## [1C07-11] Development of Advanced Reactor

Chair: Akihiro Uchibori (JAEA)

Wed. Mar 17, 2021 2:45 PM - 4:10 PM Room C (Zoom room 3)

---

### [1C07] HTTR Test Plan towards Demonstration of HTGR Heat Application Technologies

\*Hiroyuki Sato<sup>1</sup>, Takeshi Aoki<sup>1</sup>, Xing L. Yan<sup>1</sup> (1. JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM

### [1C08] Demonstration plan of plant control performance evaluation methodology based on HTTR Thermal Load Fluctuation Test

\*Takeshi Aoki<sup>1</sup>, Hiroyuki Sato<sup>1</sup> (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:00 PM - 3:15 PM

### [1C09] Development of Mitsubishi multi-purpose modular ultra-safety micro reactor

\*Shota Kobayashi<sup>1</sup>, Yasutaka Harai<sup>1</sup>, Tadakatsu Yodo<sup>1</sup>, Shohei Otsuki<sup>1</sup>, Wataru Nakazato<sup>1</sup>, Hironori Noguchi<sup>1</sup>, Satoru Kamohara<sup>1</sup> (1. MHI)

3:15 PM - 3:30 PM

### [1C10] A study of molten salt fast reactor with sustainable properties

\*Koshi Mitachi<sup>1</sup> (1. Beyond energy research & development association)

3:30 PM - 3:45 PM

### [1C11] Development of a molten salt Loop system to materialize molten salt reactors

\*moto yasu KINOSHITA kinoshita<sup>1</sup> (1. MOSTECH Co. Ltd)

3:45 PM - 4:00 PM

## HTTR を用いた高温ガス炉熱利用技術の実証計画

### Demonstration Plan for HTGR Heat Application Technologies using the HTTR

\*佐藤博之<sup>1</sup>, 青木健<sup>1</sup>, ヤンジングロン<sup>1</sup>

<sup>1</sup>原子力機構

高温ガス炉熱利用技術の実証に向けて HTTR に接続する熱利用システムの候補となる、直接ガスタービンサイクル発電システムや水素製造システム及び水素電力コジェネレーションシステムのプラント概要について報告する。

**キーワード：**高温ガス炉、HTTR、水素製造、ガスタービン発電、原子力水素製造

**1. はじめに** 高温ガス炉は固有の特性を活用することで、優れた安全性を有するのみならず、高温熱供給が可能であり、多様な産業利用が期待されている。原子力機構では、原子炉から 950℃ の高温熱を取り出すことができる高温ガス炉 HTTR に、水素製造施設やガスタービン発電設備からなる熱利用システムを接続し、原子炉の熱を用いた水素製造やガスタービン発電の実証を目指している。以下に HTTR を用いた技術実証の候補となる熱利用システムのプラント概要を示す。

**2. HTTR 直接ガスタービンサイクル発電システム** HTTR の 1 次冷却設備にガスタービンを設置し、実用高温ガス炉 GTHTTR300<sup>[1]</sup>が採用する軸流式ガスタービンの総合性能と直接ガスタービンサイクル発電システムの運転制御技術を実証する。当該システムの系統構成を図 1 に示す。原子炉の運転状態は定格運転並びに単独運転モードとし、実用高温ガス炉ガスタービンと空力特性<sup>[2]</sup>が相似となるようガスタービン回転速度を 5 倍に上昇させるとともに、これに応じたタービンや圧縮機の設計仕様を決定した結果、発電効率約 27% で 8MWe 程度の電気出力を得られることが示された。今後、新規性基準への適合性や既設設備との取り合いを考慮した設計検討が必要である。

**3. HTTR 水素製造システム** HTTR の 2 次ヘリウム冷却設備にメタンの水蒸気改質法又は熱化学水分解 IS プロセス法による水素製造施設を設置し、水素製造施設との接続に係る高温ガス炉の安全基準を策定するとともにこれに適合する設計を確立する。これまでに HTTR 既設設備の改造度合い及び水素製造量の条件並びに水素製造法を変更した 3 ケースのシステム構成を構築している<sup>[3]-[5]</sup>。

**4. HTTR 水素電力コジェネレーションシステム** HTTR の 2 次ヘリウム冷却設備及び 3 次ヘリウム冷却設備にそれぞれガスタービンと水素製造施設を設置し、水素製造施設との接続に係る高温ガス炉の安全基準を策定するとともに水素電力コジェネレーションシステムの運転制御技術を実証する。これまでに電気出力 1 MWe、水素製造量 30 Nm<sup>3</sup>/h 規模のプラントの系統や機器設計を完了している<sup>[6]</sup>。

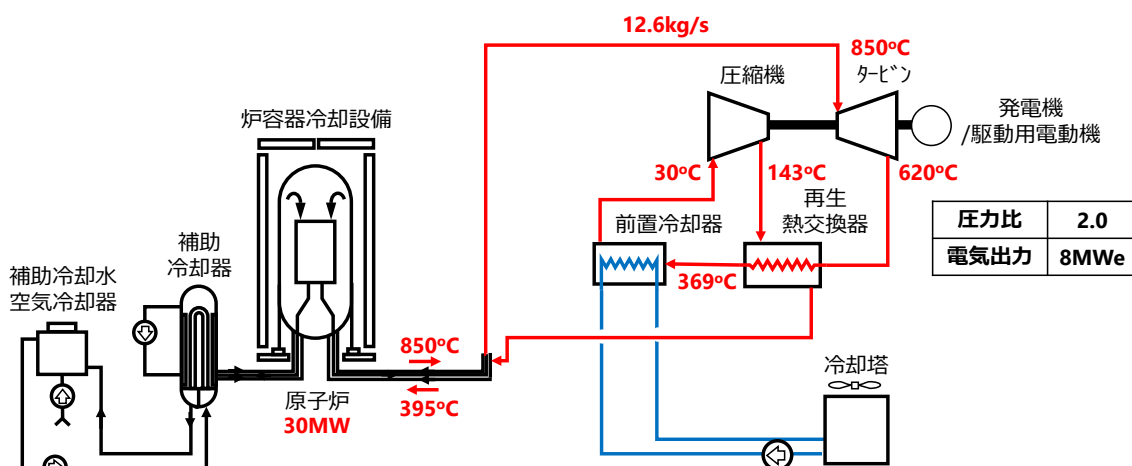


図1 HTTR 直接ガスタービンサイクル発電システムの系統構成

#### 参考文献

- [1] K. Kunitomi et al., Nucl. Eng. Des., 233, 309-327 (2004). [2] X. L. Yan, et al., J Turbomach, 130, 031018-1-12 (2008).  
 [3] T. Nishihara, et al., Nucl. Technol., 153, 100-106 (2006). [4] N. Sakaba et al., Int. J. Hydrogen Energy, 4160-4169 (2007).  
 [5] J. Iwatsuki et al., Proc HTR2018, HTR2018-2118 (2018). [6] X. L. Yan et al., Nucl Eng Des., 329, 223-233 (2018).

\*Hiroyuki Sato<sup>1</sup>, Takeshi Aoki<sup>1</sup>, Xing L. Yan<sup>1</sup>

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

# HTTR を用いた熱負荷変動試験に基づくプラント制御特性評価手法の検証計画

## Demonstration plan of plant control performance evaluation methodology based on HTTR Thermal Load Fluctuation Test

\*青木 健, 佐藤 博之

国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構

水素製造施設の異常に起因する冷却材温度上昇に対する実用高温ガス炉のプラント制御技術の確証に向け、HTTR を用いた熱負荷変動試験に基づくプラント制御特性評価手法の検証計画を報告する。

キーワード：高温ガス炉、水素製造、ヘリウムガスタービン発電、プラント制御特性評価、HTTR

- はじめに 原子力機構では、安全性に優れた高温ガス炉の高温熱を用いた水素製造やヘリウムガスタービン発電の実証を目指し、水素製造施設異常時においても原子炉の安定運転を継続可能な設計対策を検討している<sup>[1]</sup>。水素製造施設の異常に起因する冷却材温度上昇に対して、プラント状態量を通常運転範囲内に制御する設計対策の検証のため、原子炉やヘリウムガスタービンに係る制御系に対するプラント応答を評価するためのプラント制御特性評価手法を開発するとともに、熱負荷変動試験（非核加熱試験<sup>[2,3]</sup>、核熱加熱試験<sup>[4]</sup>）データに基づき、当該手法の妥当性を検証する。当該手法の検証計画を図1に示す。
- 評価手法 RELAP5 MOD3<sup>[5]</sup>をベースに開発が進められている高温ガス炉システム解析コードに対し、原子炉出口温度制御系に係る評価モデルを組み込んだプラント制御特性評価手法を開発する。当該評価モデルの制御図を図2に示す。当該モデルは原子炉熱特性に寄与する炉心、炉側部構造、炉床部構造、二重管、炉容器冷却設備から成る。核動特性の評価のため、炉心は燃料ブロックや燃料棒、詳細な流路網をモデル化する。原子炉出力核的動特性や原子炉出口温度測定値を基に反応度制御を行う原子炉出口温度制御系の影響を考慮し、一点炉近似核動特性方程式により評価する。
- 検証結果 循環機の圧縮熱により炉内を120℃程度まで昇温した状態から、原子炉入口温度を5時間で約17℃降温させた HTTR 非核熱試験に基づき、開発した評価手法を検証した。解析の結果、原子炉出口温度の応答を概ね1℃未満の精度で評価し、当該手法を用いた原子炉熱特性評価モデルの妥当性を確認した。今後は核熱を利用した HTTR 熱負荷変動試験に向けた事前解析と試験データを用いた制御特性評価の検証を行う。

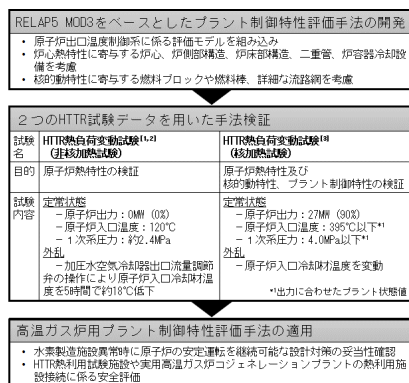


図1 プラント制御特性評価手法の検証計画

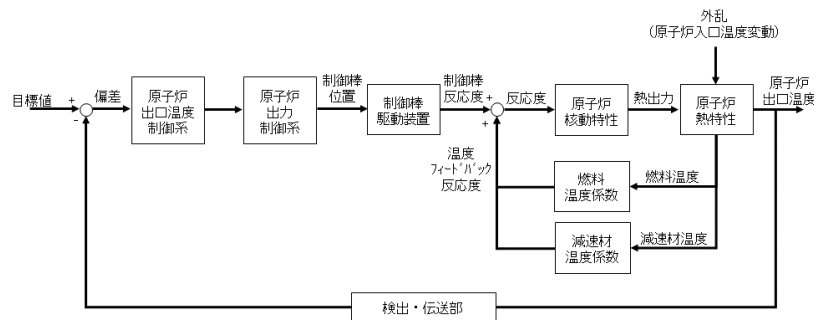


図2 プラント制御特性評価モデルの制御図

### 参考文献

- [1] H. Sato, et. al., Prog. Nucl. Energy, 53, 1009-1016 (2011) [2] 杉尾他, JAEA-Technology 2011-018 (2011) [3] 本田他, JAEA-Technology 2015-012 (2015) [4] 立松他, JAEA-Evaluation 2017-001 (2017) [5] U.S. Nuclear Regulatory Commission. NUREG/CR-5535 (1995)

\*AOKI Takeshi, SATO Hiroyuki

Japan Atomic Energy Agency

# 三菱多用途モジュール式超安全マイクロ炉の開発

## (2)予備的な事故時伝熱解析

Development of Mitsubishi multi-purpose modular ultra-safety micro reactor

### (2) Preliminary heat transfer analysis in the accident

\*小林 翔太<sup>1</sup>, 原井 康孝<sup>1</sup>, 淀 忠勝<sup>1</sup>, 大槻 昇平<sup>1</sup>, 中里 道<sup>1</sup>, 野口 浩徳<sup>1</sup>, 蒲原 寛<sup>1</sup>

<sup>1</sup>MHI

三菱重工で開発中の可搬型マイクロ炉は、炉心内の冷却材を排除して、高熱伝導体で発電系に熱輸送する全固体原子炉を特徴とする新たな炉型である。この全固体原子炉コンセプトの採用により、炉内冷却材に起因する事故事象を根本的に排除することができ、原子炉の安全性を向上させることができる。三菱マイクロ炉で想定される事故事象を対象に、炉心・原子炉容器・可搬用コンテナ内の温度挙動に着目した予備的な伝熱解析を実施し、事故時に適切に崩壊熱を除去可能である見通しを得た。

**キーワード:** マイクロ炉

#### 1. 緒言

三菱マイクロ炉は、図 1 に示すようにトラックで輸送可能な原子炉として開発を進めており、事故時に人的機器の動作なしに原子炉反応を停止させる機能を有し、自然空気冷却のみで崩壊熱を除去可能な、固有の安全性をもつことをコンセプトとした原子炉である[1]。事故時に自然空気冷却のみで崩壊熱除去可能か評価するため、汎用熱流動解析コードの GOTHIC コードを用いて予備的な事故時伝熱解析を行った。

#### 2. 事故時伝熱解析

除熱の観点で最も厳しい事故事象として、発電系機器の破損等に伴う除熱機能喪失を想定した。解析モデルは、炉心、原子炉容器、コンテナを模擬し、非常用制御棒の自動挿入後の炉心崩壊熱を自然空気冷却（自然対流および輻射熱伝達）のみで除熱可能か評価する。三菱マイクロ炉は炉心構造材に黒鉛系材料を採用しており、原子炉の初期中心温度は黒鉛系材料を採用している高温ガス炉の燃料中心温度を参考に 1500℃を設定した。また、初期熱出力は 1MWt とした。解析条件を表 1 に示す。除熱機能喪失時の伝熱解析を実施した結果、黒鉛系材料の高い熱伝導率により炉心温度が平均化されるため、炉心中心温度は有意に上昇することなく、自然空気冷却のみで崩壊熱を除去可能である見通しが得られた。

#### 参考文献

[1] 淀 忠勝, ”三菱多用途モジュール式超安全マイクロ炉の開発 (1)原子炉概念”, 原子力学会, 2020 年秋の大会予稿集

\*Shota Kobayashi<sup>1</sup>, Yasutaka Harai<sup>1</sup>, Tadakatsu Yodo<sup>1</sup>, Shohei Otsuki<sup>1</sup>, Wataru Nakazato<sup>1</sup>, Hironori Noguchi and Satoru Kamohara<sup>1</sup>

<sup>1</sup>MHI

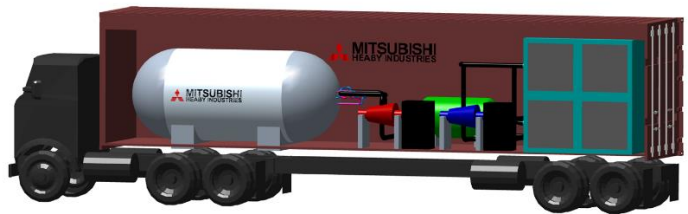


図 1. マイクロ炉の構成（イメージ）

表 1. 解析条件

| パラメータ   | 評価条件          |
|---------|---------------|
| モデル構成   | 炉心／原子炉容器／コンテナ |
| 伝熱形態    | 自然対流、熱輻射      |
| 原子炉中心温度 | 1500℃         |
| 炉心構造材   | 黒鉛系材料         |
| 定格熱出力   | 1MWt          |
| コンテナサイズ | 40ft コンテナ     |

# 自給型の熔融塩高速炉の研究

## A Study of Molten Salt Fast Reactor with Sustainable Properties

\*三田地 紘史<sup>1</sup>

<sup>1</sup>次世代エネルギー研究・開発機構

超ウラン元素（TRU）を燃料とする自給型の塩化物熔融塩高速炉を取り上げ、炉心特性を推定する。

**キーワード：** 熔融塩炉、高速炉、塩化物塩、NaCl-CaCl<sub>2</sub>、U-Pu 燃料サイクル、超ウラン元素、劣化ウラン

**1. 緒言** 我が国では、Na 冷却高速炉開発の頓挫および核廃棄物処分場建設の遅れにより、軽水炉から排出された超ウラン元素（TRU=Pu+MA、MA は長寿命核廃棄物の大部分）が多量に蓄積され問題になっている。この TRU を安全に炉心内に隔離保管すると共に、エネルギー資源として持続的に有効利用する一つの方法として、自給型の熔融塩高速炉を取り上げ、その炉心燃焼特性を推定する。

**2. 炉の構成・解析方法** 熱出力 2.2GWth（電気 1.0GWe）の減速材のない熔融塩炉を考える。炉心は炉中央部の直径 3.82m、高さ 3.84m の円柱領域であり、外側に厚さ 0.6m のステンレス鋼製の反射体を置き、これら全体を炉容器に収納する。燃料塩は 0.5NaCl-0.5CaCl<sub>2</sub>（数値はモル比）の溶媒塩に UCl<sub>3</sub> と TRUCl<sub>3</sub> を混合した塩化物塩である。熱交換器、ポンプを含む 1 次系全体の体積を 66m<sup>3</sup> とし、炉の入口温度は 580℃、出口温度は 710℃とする。解析には汎用核計算コード SRAC の PIJ-BURN および CITATION を用い、核データは SRACLIB-JDL40 を使用した。燃料塩の再処理過程は、25 日ごとに燃料塩の一部を取出して核分裂生成物を除いたあと、<sup>238</sup>U と TRU を必要な量だけ追加または引抜く計算操作で模擬する。これを繰り返して 40 年間の運転（稼働率 0.89）の燃焼特性を求めた。初装荷および追加補給の TRU は沸騰水型軽水炉で 45GWD/t 燃焼し 5 年間冷却した後の使用済燃料から得られる TRU とした。

**3. 結果・考察** 運転 40 年間の燃焼特性を求めた。初装荷の燃料塩組成は 0.35NaCl-0.35CaCl<sub>2</sub>-0.247UCl<sub>3</sub>-0.053TRUCl<sub>3</sub>（数値はモル比）である。この燃料塩は凝固温度が約 530℃で、重金属元素（TRU+U）の溶解度は約 30mol%と期待される。1 日あたり 26.4 liter の割合で燃料塩を再処理する場合の解析結果を表 1 に示す。ウラン（U=<sup>238</sup>U）は初期炉に 75.75t 装荷し、40 年間に 28.29t 追加補給する。初装荷と追加補給を合計した U の全投入量は 104.04t となり、40 年後に炉内に残留する U は 75.64t となった。Pu、MA も同様であるが、追加補給するのは燃料転換比（CR）が 1.0 を超すまでの約 19.5 年間であり、20 年以降は増え過ぎた Pu、MA を炉から引抜いて炉の反応度を調節する。20 年以降の引抜量は Pu で 0.123t、MA で 0.01t となった。

本熔融塩炉は 17.7t の TRU と 90t の U で起動でき、運転 20 年以降は CR≒1 となり <sup>238</sup>U の補給のみで運転継続できる。我が国に蓄積する約 220t の TRU を使うと、本研究の熔融塩炉を 12 基 起動でき、日本が保有する約 14,000t の劣化ウランを使うと 12GWe 体制で 1000 年以上にわたり発電を継続できることになる。

本研究は経済産業省の「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」で実施したものである。

### 参考文献

[1] P. A. Nelson, et.al., Nuclear Applications 3, p.540-547 (1967).  
 [2] 有田、原子力学会 秋の大会 3I10 (2020).  
 [3] 小山 他、原子力学会 秋の大会 3I14 (2020).

\*MITACHI Koshi

<sup>1</sup>Beyond Energy Research & Development Association

| 表1 運転40年間の物量収支 |       |       |        |       |       |
|----------------|-------|-------|--------|-------|-------|
|                | 初装荷   | 補給    | 投入     | 残留    | 引抜    |
|                | [ton] | [ton] | [ton]  | [ton] | [ton] |
| U              | 75.75 | 28.29 | 104.04 | 75.64 | 0.000 |
| Pu             | 14.53 | 1.27  | 15.79  | 15.78 | 0.123 |
| MA             | 1.76  | 0.15  | 1.91   | 1.20  | 0.010 |
| TRU            | 16.28 | 1.42  | 17.70  | 16.98 | 0.134 |



# 溶融塩原子炉を実現する基盤技術としての溶融塩ループの開発

Development of a molten salt Loop system to materialize molten salt reactors

\*木下幹康<sup>1</sup>

<sup>1</sup>MOSTECH

第4世代発電炉の候補の一つとして、安全性に優れ高温熱源ともなる溶融塩炉には、我が国原子力の未来への期待がある。その基礎技術として溶融塩ループの位置づけを議論する。

**キーワード：**溶融塩、熔融塩、循環ループ、フッ化物、塩化物、使用済み燃料、水素製造

## 1. 緒言

溶融塩原子炉を開発において、溶融塩ループは核分裂で放射性物質を作り出す直前までのエンジニアリング・フィールド、とくに非核加熱原子炉シミュレータ構築の基盤技術となる。

## 2. 国内、これまでの経過と状況

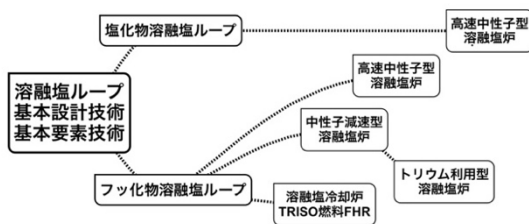
国内では、1970年代に故古川和男、故加藤義夫、大野英雄らによりフッ化物自然循環ループが複数台製作され稼働した。その後 2015 年に国立施設で唯一、核融合科学研究所（NIFS、土岐市）に溶融塩（フッ化物、FLiNaK）循環 Orosshi-2 ループが建設され現在稼働している[1]。その建設目的は核融合熱利用とトリチウム生成用の核融合炉ブランケット工学にあり、同目的で建設された東北大学 TNT ループ、NIFS の 1 号機に続く国内 3 番目のループになる。2021 年初頭現在、これら循環ループの設計・製作・運転技術のすべての知識を集め、九州大学に建設候補地を得て、経済産業省の開発資金支援（NEXIP）と文部科学省の協力のもとに、溶融塩炉実現を目指した最初の実験ループの設計が進行中。その規模と性能はオークリッジ国立研究所で 2016 年から稼働したフッ化物（FLiNaK）ループと同規模・同性能である。

## 3. 国外状況

溶融塩炉を最初に実現した米国オークリッジ国立研究所では、DOE 支援の TRISO 固体燃料フッ化物溶融塩冷却 FHR の開発（Kairos Power）に協力。米国内ではコンソーシアムでの塩化物高速炉、カナダでは産業界と政府支援でフッ化物中性子減速炉（Terrestrial Energy）、ロシアではフッ化物高速炉、デンマークではフッ化物減速炉、中国では MSRE のほぼ同型のフッ化物減速炉がゴビ砂漠で建設中であり 2021 年内に臨界予定。

## 4. 溶融塩循環ループの位置づけ

安全性で一線を画す溶融塩炉には使用済み燃料／MA 処理、低コスト発電、高温水素製造への期待がある。下図に各種溶融塩炉開発と循環ループの繋がりを示す。循環液体としての各種溶融塩特性を以下に示す。



| Materials                                                                                 | MP(°C) | BP(°C) | $\rho C_p$ (MJ/m <sup>3</sup> K) | $k$ (W/mK) | Pr   |
|-------------------------------------------------------------------------------------------|--------|--------|----------------------------------|------------|------|
| FLiBe (at 700 °C)                                                                         | 455    | 1430   | 4.69                             | 1.1        | 13.5 |
| FLiNaK (at 700 °C)                                                                        | 454    | 1570   | 3.81                             | 0.92       | 5.9  |
| FNaBe (at 700 °C)                                                                         | 340    | 1400   | 4.37                             | 0.87       | 17.5 |
| NaNO <sub>3</sub> -NaNO <sub>2</sub> -KNO <sub>3</sub> /HTS (49: 7: 44 mol %) (at 442 °C) | 142    | 538    | 1.51                             | 0.57       | 9.1  |
| NaCl-KCl-MgCl <sub>2</sub> (30: 20: 50 mol %) (at 700 °C)                                 | 396    | 2500   | 1.72                             | 0.39       | 3.04 |
| Water (at 7.5 MPa, 300 °C)                                                                | 0      | 290    | 4.13                             | 0.54       | 0.97 |

## 3. 結論

原子炉工学的規模のフッ化物ないし塩化物循環ループは日本の原子力業界にとり未経験の領域であり、段階を追って規模を拡大していくことがエンジニアリング上、不可欠である、溶融塩ループが実現できれば、それは、原子炉工学への溶融塩利用、特に溶融塩原子炉をコールドの範囲で体験する場として期待される。

## 参考文献

[1] A. Sagara, et.al, Fusion Sci. Tech. vol 68 pp385, 2015,

<sup>\*</sup>Motoyasu Kinoshita<sup>1</sup>, <sup>1</sup>MOSTECH Co. Ltd.



---

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

## [1D01-06] Radiation Shielding Analysis

Chair: Hiroshi Yashima (Kyoto Univ.)

Wed. Mar 17, 2021 10:15 AM - 12:00 PM Room D (Zoom room 4)

---

### [1D01] Expansion of transformation of a system of source and detector

\*Yoshihito Namito<sup>1</sup>, Hideo Hirayama<sup>1</sup> (1. KEK)

10:15 AM - 10:30 AM

### [1D02] Studies on the assesment of Monte-Carlo shielding analysis in the licensing of spent fuel transport and storage

\*Shinji GOKO<sup>1</sup> (1. NRA)

10:30 AM - 10:45 AM

### [1D03] Validation of decay data library for photon emission from fuel debris

\*Taichi Matsumura<sup>1</sup>, Keisuke Okumura<sup>1</sup>, Manabu Fujita<sup>2</sup> (1. JAEA, 2. JPC)

10:45 AM - 11:00 AM

### [1D04] Study on appropriate review of simple dose calculation method for gamma ray shielding

\*Yoshihiro Hirao<sup>1</sup>, Fumiyoshi Nobuhara<sup>2</sup>, Seiki Ohnishi<sup>1</sup> (1. NMRI, 2. TNS)

11:00 AM - 11:15 AM

### [1D05] The Activity Report of Review WG for Simple Radiation Shielding in phase 2.

\*Fumiyoshi Nobuhara<sup>1</sup>, Yoshihiro Hirao<sup>2</sup>, Norihiro Matsuda<sup>3</sup>, Seiki Ohnishi<sup>2</sup> (1. TNS, 2. NMRI, 3. JAEA)

11:15 AM - 11:30 AM

### [1D06] Discussion on the Standardization of Shielding Material focusing on Concrete (17)

\*Mikihiro Nakata<sup>1</sup>, Toshihisa Tsukiyama<sup>2</sup>, Koichi Okuno<sup>3</sup>, Toshinobu Maenaka<sup>4</sup> (1. MHI NSE, 2. HGNE, 3. Hazama Andou Corp., 4. Takenaka Corp.)

11:30 AM - 11:45 AM

## 線源と検出器の形状変換の拡張 コリメータ付き検出器、円柱線源

Expansion of transformation of a system of source and detector

Detector with collimator, cylindrical source

\*波戸 芳仁<sup>1</sup>, 平山 英夫<sup>1</sup>

<sup>1</sup>KEK

コリメータ付き検出器、円柱線源という二つの例について形状変換 MC 計算の拡張を行った。円柱線源の場合、散乱線に形状変換の影響が出る場合があり、影響の有無に関連する条件を調べた。

**キーワード：**モンテカルロ計算、EGS5、分散低減

### 1. 緒言

線源が大きく検出器が小さい体系の放射線輸送モンテカルロ計算は計算効率が低いため、分散低減のための形状変換を検討しており、面等方線源と単位球検出器形状を点等方線源と面検出器に変換する方法を公表している[1]。今回は、これを二つの方向に拡張する。

### 2. コリメータ付き検出器

福島第一原子力発電所 2 号機原子炉建屋オペレーションフロア上での線量測定では、広い面線源からの放射線をコリメータ付き線量計で測定している。形状変換を用いてこのような体系のシミュレーションするためには、単位球検出器がコリメータ内部に設置されている場合を扱う必要がある。コリメータ内部での散乱の寄与が無視できる条件下であれば、形状変換後の面検出器にコリメータの開口角度に相当する制限を設けることにより、面等方線源とコリメータ付き単位球検出器を点等方線源と面検出器に形状変換することが可能である。形状変換計算の妥当性を通常の MC 計算との比較により確認した。

### 3. 円柱線源

Kase と Nelson は液体状 RI 入り円柱タンクからの線量の実測値と簡易式を示している[2]。我々は「円柱体積線源-帯状検出器」体系から「円盤線源-円筒検出器」体系への変換を考えた。形状変換計算の妥当性をこの実測値および通常の MC 計算との比較により検討したところ、非散乱線は形状変換の影響を受けないものの、散乱線は形状変換により約 10%の過大評価となった。形状変換によって、線源粒子から見た実効的なジオメトリが変わり、円柱の底面から逃げる放射線が減少したことが原因であった。底面に 3mfp 以上の散乱領域があり、線源から見た実効的なジオメトリが変わらない場合には、散乱線への形状変換の影響がなかった。

### 参考文献

[1] Y. Namito, H. Nakamura, A. Toyoda, K. Iijima, H. Iwase, S. Ban and H. Hirayama, "Transformation of a system consisting of plane isotropic source and unit sphere detector into a system consisting of point isotropic source and plane detector in Monte Carlo radiation transport calculation", J. Nucl. Sci. Technol., **49**, 167-172 (2012).

[2] K. R. Kase and W. R. Nelson, "Concept of Radiation Dosimetry", Pergamon Press Inc. (New York, 1978).

---

\*Yoshihito Namito<sup>1</sup> and Hideo Hirayama<sup>1</sup>

<sup>1</sup>KEK

## 使用済燃料等の輸送・貯蔵の許認可における モンテカルロ遮蔽解析の評価に係る研究

Studies on the assessment of Monte-Carlo shielding analysis  
in the licensing of spent fuel transport and storage

\*後神 進史<sup>1</sup>

<sup>1</sup>原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

使用済燃料等の輸送・貯蔵の許認可申請においてモンテカルロコードによる遮蔽解析結果が示された際に、コード検証と妥当性確認（V&V）に対する評価、及び評価結果の信頼性確認を迅速かつ適切に実施するために、各分野の有識者による検討会を組織し、両者の方法論を確立するための研究を今年度から実施している。計画の概要、スケジュール、進捗状況等について報告する。

**キーワード：**V&V, モンテカルロ, 遮蔽解析, 輸送, 貯蔵

### 1. 緒言

我が国の使用済燃料等の輸送・貯蔵の許認可申請の際の遮蔽解析では、これまでは離散座標 Sn コードの利用が主流であったが、近年ではモンテカルロコードの活用例も増加傾向にある。許認可審査においてはコードの適用性及び評価結果の信頼性を確認する必要があり、特に新規コードや実績の乏しいコードとしてモンテカルロコードが使用された際を想定した V&V 手法等の検討を進めている。

### 2. V&V 手法案の検討

本研究では、学会標準[1]の考え方を基本とした検討を行い、V&V 手法に基づいてコードの適用性を確認するためには、以下の 4 段階の手順を網羅的に実施することでコードの予測性能を定量化する必要があると考え、各項目の詳細について検討を続けている。

①概念モデルの整理：解析対象の特徴、解析に関連する物理現象、境界条件等の整理。

②数学的モデル化（Verification に相当）：概念モデルの数理モデル化、コーディングの正確性、数値解法の精度等に対する確認のプロセスによる、数値的な解法に起因する不確かさの評価。

③物理的モデル化（Validation に相当）：各遮蔽体素材に対する透過実験及びストリーミング等の現象に対する実験も含むベンチマーク実験と解析との網羅的な比較による不確かさの評価。

④予測性能の判断：上記で評価した各要素の不確かさを定式化ができるレベルにまで整理を行い、自乗平均を取る等の手法を用いて集約することによるコードの予測性能の定量化。

### 3. 評価結果の信頼性確認手法案の検討

申請対象に対する個別の評価結果の信頼性を確認するポイントを明確にするために、体系のモデル化や物質情報等のインプットデータ、線量率といった評価結果等に対する妥当性の判断基準について検討を行っている。後者については、先行研究[2]等を参照すると、モンテカルロコードによる評価結果に付随する統計指標を参照することが適切と考えられているが、評価点における統計誤差だけでなく、評価点に到達する透過経路も含めた線量及び統計誤差の空間分布や、計算の進展に対する評価値や統計誤差の収束状況等の確認の必要性について検討している。

### 4. まとめ

本発表では、研究の目的や概要、検討会議論の進捗状況等を報告する。今後は、検討した各手法案の適用性を令和 3 年度より PHITS コードを対象として検証した上で令和 5 年度内に最終化を予定している。

### 参考文献

[1] 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] 日本原子力学会「モンテカルロ法による放射性物質輸送容器の遮蔽安全評価手法の高度化」平成 23 年度報告書

\*GOKO Shinji<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

# 燃料デブリからの光子放出に関する崩壊データライブラリの検証

Validation of decay data library for photon emission from fuel debris

\*松村 太伊知<sup>1</sup>, 奥村 啓介<sup>1</sup>, 藤田 学<sup>2</sup>

<sup>1</sup> 日本原子力研究開発機構, <sup>2</sup>JPC

燃料デブリから放出される光子の線スペクトルとその経時変化を計算で評価し、日本、米国、欧州の最新崩壊データライブラリの違いによる差異を調査した。有意な差異が見られたエネルギー領域においては、主な原因の核種を同定し、関連する核種の崩壊チェーン、崩壊分岐比、半減期、光子放出率の違いを分析し、崩壊データライブラリ間の差異の要因を明らかにした。

**キーワード：**福島第一原子力発電所・燃料デブリ・崩壊データ・光子スペクトル

## 1. 緒言

福島第一原子力発電所（1F）の廃炉に向けた研究開発では、新たなセンサーの開発や非破壊測定技術の開発、放射線遮蔽の最適化などの目的で核データを利用しており、燃料デブリの放射線特性を適切に評価できる信頼性の高い核データが必要とされている。従来は、計算コードによって異なる結果が得られたとしても、その原因を明らかにすることが困難であった。そこで、約1,600核種から成る同一の燃料デブリ組成をスタートとして、異なる崩壊データライブラリを用いた崩壊計算と光子線源計算を、それぞれのデータと同一のコードに基づいて計算し、これらを比較することで、各ライブラリの妥当性と問題点の洗い出しを行った。崩壊データライブラリには、日本のJENDL/DDF-2015[1]、米国および欧州のENDF/B-VIII.0[2]とJEFF-3.3[3]のそれぞれの崩壊サブライブラリを用いた。

## 2. 計算方法

燃料デブリの組成は、2号機の燃料の燃焼計算と微量不純物を含めた燃料集合体構造材の放射化計算で得られた核種組成を重量比で混合させた炉心平均組成[4]を使用した。これをベースとして、事故直後、10年後、40年後、10,000年後までの放射性核種の崩壊による核種インベントリ(重量)を、各ライブラリの複雑な崩壊モードを遷移行列としてほぼそのまま扱うことができるチェビシェフ有理関数近似法(CRAM)[5]により計算した。更に、得られた放射性核種の崩壊により発生する光子の線スペクトルを各ライブラリの光子放出率に基づき評価した。これにより、数万本の線スペクトルが得られるが、差異の比較が困難であるため、ORIGEN コード[6]等で良く使用されている18群構造にエネルギースペクトルを変換し、ライブラリ間の差異を観察した。有意な差異が見られたエネルギー領域においては、元の線スペクトルに立ち返って、主な原因となっている放射性核種を同定した。さらに、同定された核種については、関連する核種の崩壊チェーン、崩壊分岐比、半減期、光子放出率の違いを分析し、崩壊ライブラリ間の差異の要因を明らかにした。

## 3. 結果

光子スペクトルの違いは事故後の経過年数によって異なる。表1に、JENDL/DDF-2015の結果を他の崩壊データライブラリによる結果と比較した場合の差異要因となっている核種とその原因について整理した。10年後では10

表1 経過年数毎の主たる差異の要因の核種

| 経過年数       | 10                 | 40                       | 10,000                                      |
|------------|--------------------|--------------------------|---------------------------------------------|
| 核種<br>(要因) | <sup>137m</sup> Ba | <sup>90</sup> Y          | <sup>214</sup> Bi                           |
|            | X線未定義              | γ線未定義                    | 2.5 ~ 4 MeV 少                               |
|            | <sup>241</sup> Am  | <sup>208</sup> Tl (JEFF) | <sup>239</sup> Pu, <sup>240</sup> Pu (JEFF) |
|            | 59.5 keV γ線未定義     |                          |                                             |
|            | <sup>106</sup> Rh  | >2.6 MeV γ線未定義           | 10 ~ 50 keV 少                               |
|            | >3.04 MeV γ線未定義    |                          |                                             |

~100 keV で光子強度が小さくなっているが、これは<sup>137m</sup>BaのX線と<sup>241</sup>Amの59.5 keVのγ線が未定義のためである。40年後ではさらに2~2.5 MeVの範囲で強度が小さくなっているが、これは<sup>90</sup>Yの約2.2 MeVのγ線が未定義のためである。10,000年後では、概ね一致しているが、詳細には<sup>214</sup>Biの2.5~4 MeVの光子放出割合がENDF/B比とJEFF比で約0.64倍小さく評価されていた。発表では経年毎のより詳細な主たる差異の要因の核種について報告する。

## 参考文献

[1] J. Katakura, et al., "JENDL Decay Data File 2015", (2016). [2] D.A. Brown, et al., "ENDF/B-VIII.0: the 8th major release of the nuclear reaction data library with CIELO-project cross sections, new standards and thermal scattering data". (2018). [3] OECD/NEA Data Bank, JEFF-3.3, (2017). [4] K. Okumura, et al., "Nuclear Data for Severe Accident Analysis and Decommissioning of Nuclear Power Plant", (2013). [5] M. Pusa, et al., "Computing the Matrix Exponential in Burnup Calculations", (2010). [6] I. C. Gauld, et al., "Origen-S: Scale system module to calculate fuel depletion, Actinide transmutation, fission product buildup and decay, and associated radiation source terms", (2009).

\*T. Matsumura<sup>1</sup>, K. Okumura<sup>1</sup>, M. Fujita<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency (JAEA), <sup>2</sup>Japan Prime Computing Corporation (JPC)

γ線簡易遮蔽線量計算法の適切な見直しに関する研究

Study on Appropriate Review of Simple Dose Calculation Method for Gamma-Ray Shielding

\*平尾 好弘<sup>1</sup>, 延原 文祥<sup>2</sup>, 大西 世紀<sup>1</sup>

<sup>1</sup> 海技研, <sup>2</sup> 東京ニュークリア・サービス

ICRP2007 年勧告の国内法令取入れに伴い、線量換算係数等の変更を計算コードに適切に反映するとともに、最新の知見をもとに γ 線の簡易遮蔽計算のフレームワークを見直す安全研究を実施している。見直しの考え方と計算コードの新設計画、現在の進捗について報告する。

**キーワード:** γ 線遮蔽計算, 簡易線量評価, ICRP2007 年勧告, 点減衰核法

1. 緒言

原子力施設や放射線施設の許認可においては、放射線防護に係る法令の遵守を確実にするため、事業者は遮蔽安全評価を実施し、規制当局はそれに基づいて施設の安全性を審査する。γ 線の遮蔽安全評価は主に点減衰核法による簡易計算に基づいて行われるが、国内では古い QAD 系の計算コードに頼ったままで、最新の計算環境の恩恵を受けておらず、保守も難しい状況にある。海技研はこの度、ICRP2007 年勧告の国内法令取入れに伴い、線量換算係数等の変更を適切に遮蔽計算に反映するための安全研究を受託した。そこで、計算コードの国産化に係る学会の勧告を踏まえて、簡易計算のフレームワークを見直し、最新の知見を組み入れたコードを新設する計画である。見直しの考え方と計画、現在の進捗について報告する。

2. 計算法見直しの考え方とコード新設計画 (図 1)

令和 2 年にまず、米国の規制利用コードの仕様調査を行い国内規制の観点から各仕様の受容性を評価する。専門家委員会を通じて評価の妥当性を審議し、見直しの重要度や仕様を明確化するためのヒアリングを行う。以上を踏まえて新設コードの構成・仕様案を決定する。

同案に基づき、法令・勧告を反映した簡易計算用データの作成と計算法の適用性拡張を行う。並行して新設コードの設計と開発を行い、令和 3 年も一定の成果を得て妥当性確認ができるまで開発を続行する。

最後に、新設コードを用いて開発したデータと計算法拡張の妥当性を検証するとともに、それらの理解を助けて再現できる位の技術ガイドを作成する。

3. 実態調査と専門家意見を踏まえた新設コードの構成・仕様案

現在、実態調査に基づく見直し範囲の検討を終了し、整備優先度の高い材料のデータ開発、計算法拡張、及びコード開発を進めている所である。決定した新設コードの構成・仕様案の項目と概要を表 1 に示す。

表 1. 新設コードの構成・仕様案の項目と概要

| 大項目     | 中項目                  | 概要                                                                                        | サポートツール                     |
|---------|----------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------|-----------------------------|
| 動作・開発環境 | プラットフォーム、言語、高速化      | WindowsPC、現状オンプロミス設計、OpenMP対応、C系言語 (C++)                                                  |                             |
| 計算入力作成  | 遮蔽体系入力               | 線源・遮蔽体・線量評価点の形状と位置を定義し、線源情報と材料情報を割り当てる。                                                   | 体系の簡易投影図示                   |
|         | 材料情報入力               | 体積線源・遮蔽体に割り当てる材料情報 (組成、密度、減弱係数、ビルドアップ係数 (制動放射含む)) を定義、または材料ファイルにロード・セーブする。特定の光中性子の透過線量計算用 | カスタム材料作成<br>光中性子線量データ作成     |
|         | 線源情報入力               | 線源情報 (RI核種、エネルギー毎放出率) を作成、核種ライブラリからロード、または線源ファイルにロード・セーブする。                               | 線源ファイル作成<br>RI核種インポート       |
|         | ビルドアップ係数レファレンス材料情報入力 | 散乱ビルドアップ計算の対象となるレファレンス材料を遮蔽体の中から選択する。                                                     |                             |
|         | 各種パラメータ・定数入力         | ガウス積分パラメータや線量換算係数等を指定する。                                                                  | 内蔵データ表示                     |
|         | 遮蔽計算法の拡張             | 特定の二重層遮蔽、またはスラブ遮蔽の斜め透過の線量計算用データを指定する。                                                     | 二重層遮蔽線量データ作成<br>斜め透過線量データ作成 |
| 計算出力表示  | 計算出力のサマリー            | 非衝突線フルエンス、各線量種類、計算プロセスに用いたデータの表示とグラフ化                                                     | 計算に用いた線源・材料データの表示・グラフ化      |

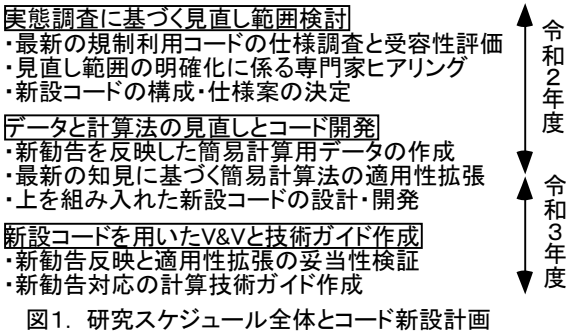
4. 結論

調査と専門家ヒアによりコードの構成・仕様案を決定した。引き続きデータ開発と計算法拡張を行う。

**謝辞** 本研究は、放射線安全規制研究戦略的推進事業費 (20317593) の助成を受けたものである。本研究の議論と成果の多くは、放射線工学部会簡易遮蔽計算コードレビューWG メンバーの協力による。

\*Yoshihiro Hirao<sup>1</sup>, Fumiyoshi Nobuhara<sup>2</sup> and Seiki Ohnishi<sup>1</sup>

<sup>1</sup> NMRI, <sup>2</sup> TNS



## 簡易遮蔽解析コードレビューWG 第2期報告

The Activity Report of Review WG for Simple Radiation Shielding in phase 2.

\*延原 文祥<sup>1</sup>, 平尾 好弘<sup>2</sup>, 松田 規宏<sup>3</sup>, 大西 世紀<sup>2</sup>

<sup>1</sup>東京ニュークリア・サービス, <sup>2</sup>海技研, <sup>3</sup>原子力機構

簡易遮蔽解析コードレビューWG 第2期の活動について概説する。

**キーワード：**点減衰核積分コード, 簡易遮蔽解析コード, PKG コード新設活動

### 1. 緒言

簡易遮蔽解析コードレビューWG（以下本 WG）は、国産安全解析コード開発戦略検討 WG の「遮蔽解析に使用される簡易解析コードについて国産化することが望ましい（一部略）」という提言に対応するため、平成 28 年に設立された。本 WG では、実設計から安全審査まで広く用いられる簡易遮蔽解析コードの調査・題討を実施する。第 1 期 WG は、平成 28 年 1 月からの約 2 年間で、簡易コードに係る課題抽出と検討を行い、WG 第 1 期報告書を上梓し、放射線工学部会 HP に掲載した<sup>1)</sup>。

第一期活動重点テーマである点減衰核積分コード（以下 PKG コード）新設のための活動に多くの委員の期待と協力が寄せられ、第 2 期の活動で新設に着手することが期待された。

### 2. 第 1 期の重点テーマについて

第 1 期活動を経て、第 2 期では、点減衰核積分コードの調査・検討活動として①PKG コードの新設活動、②体系・結果可視化、③多重層遮蔽検討、及び④迷路体系に対するアルベド法の検討がなされた。

#### 2.1 点減衰核積分法コード（以下 PKG20XX コード）の新設活動

複数の遮蔽工学研究関係者とのヒアリングや訴求活動を行い、スコープを微修正していった。本 WG で重要なことはコード開発であるが、規制当局や研究側から見た場合に重要なことは国際的な放射線の課題を踏まえた手法の取込検討であり、こうした視点を入れ、コード開発自体は補助的な位置づけとした。結果として、令和 2 年度から 2 年の研究テーマとして採択され、現在データ作成とコード整備が急ピッチで進められている。これについては平尾主査による発表を参照されたい。

#### 2.2 その他課題

②体系・結果可視化は、PKG コードへの適用も期待できるところとしてツール開発を進めた<sup>2)</sup>。③多重層遮蔽は、従来からの課題でもあり、既往研究をレビューし、新手法「順透過スペクトル法」を検討しており<sup>3)</sup>、将来の PKG コードへの組み込みが期待されている。④迷路体系に対するアルベド法の検討では、合理的な評価手法検討を進めるため、後方散乱などの多重散乱影響の調査を行い、種々の基礎的パラメータの検討と整理が進んだ<sup>4)</sup>。

### 3. 今後について

今後上記活動を第 2 期報告書として上梓予定である。本 WG は今後も新規の PKG コードをレビューする役割を持つ。また、コード開発時の検討資料の作成、実行に付帯して必要になる知識の調査などの資料の作成と公開等を行うことで若手人材の育成というタスクを今後も背負うことになると考え、第 3 期活動を進めている。簡易計算法は、設計計算や許認可申請等で広く使用されており、古くて新しい課題に積極的に取り組んでもらえる若手研究者・技術者の参加を期待している。

### 参考文献

1)報告書,平成 30 年 8 月, 2)大西, 2020 年春の年会, 3)松田他,2019 秋の大会, 4)和田他,2020 春の年会

---

\*Fumiyoshi Nobuhara<sup>1</sup>, Yoshihiro Hirao<sup>2</sup>, Norihiro Matsuda<sup>3</sup>, Seiki Ohnishi<sup>2</sup>, /<sup>1</sup>Tokyo Nuclear Services Co. LTD., <sup>2</sup>NMRI, <sup>3</sup>JAEA



遮蔽材料標準の策定について  
(17) 遮蔽計算用コンクリートの規定組成の考え方

Discussion on the Standardization of Shielding Material focusing on Concrete

(17) Approach to Specified Concrete Composition for Shielding Design

\*中田 幹裕<sup>1</sup>, 月山 俊尚<sup>2</sup>, 奥野 功一<sup>3</sup>, 前中 敏伸<sup>4</sup>

<sup>1</sup>MHI NS エンジ, <sup>2</sup>日立GE, <sup>3</sup>安藤ハザマ, <sup>4</sup>竹中工務店

標準委員会放射線遮蔽分科会遮蔽材料標準作業会では、標準で規定する遮蔽計算に用いる標準コンクリート組成を検討中である。本報告では、標準に掲載するコンクリート組成案とその適用方法について検討状況を紹介する。併せて種々の組成案に対する、組成変動に対する線量率影響検討を示す。

**キーワード：**放射線遮蔽, コンクリート, 材料組成, 減衰率, 線量率

1. 緒言

原子力施設及び加速器施設の基本設計段階では、建築設計で用いるコンクリートの仕様が決定されていない場合がある。このため、基本設計で実施する遮蔽計算には、適切な遮蔽計算用コンクリート組成が必要である。これまでの検討を経て、標準に掲載する遮蔽計算用コンクリート組成検討は最終検討段階となった。

2. 標準組成案の検討

2-1. 基本的考え方

標準に掲載する組成は、国内のコンクリートデータに基づいて設定する。検討では、新規に設置する原子力施設や加速器施設と、既設施設の改造工事を考慮した。さらに、使用するコンクリート決定前に遮蔽計算を実施できるように、骨材の産地による元素組成の差異が遮蔽計算に影響しない組成設定や、標準で規定した密度から種々の密度への組成補正を考慮した。

2-2. 標準組成案の設定方法

2-1 項の基本的考え方に基づき、コンクリートの主成分として、Si 系骨材と Ca 骨材の 2 分類とした。これに、他の成分を考慮し、Si 系骨材のコンクリートでは H, O, Si, Ca, Fe を、Ca 骨材のコンクリートでは H, O, C, Ca を設定した。密度は、既設の原子力施設の遮蔽計算時の値を調査し、標準に掲載する組成は 2.1g/cm<sup>3</sup> で定義し、水分を一定とした時の密度を変更した場合の組成変更式を提案した。水分については、新規遮蔽計算用組成としての絶乾状態に加え、既設遮蔽壁を用いた改造工事の遮蔽計算を考慮し、既設コンクリートの調査結果から推定される水分を含む気乾状態を検討した。標準ドラフト完成までに、標準掲載するそれぞれの組成と、標準での位置づけ及び使用方法を決定する予定である。

標準に掲載する組成検討事例(暫定値)を表-1 に示す。

2-3. 組成の変動に対する影響評価

Si 系骨材と Ca 系骨材コンクリートの絶乾組成及び気乾組成に対する、中性子とγ線の減衰傾向の比較検討を実施した。選定した元素のうち、これまでの検討で Fe と C は有意な影響があることが分かっているが、総合的な影響を確認のため、各組成案と水分の組み合わせたケーススタディを行った。また、既設の原子力施設に使用してきた、米国文献組成についても、比較を実施した。線量率影響評価ケースを、表-2 に示す。

絶乾組成と気乾組成の水分の差異による減衰率の差異は、中性子では有意に現れるが、γ線では密度依存であり密度が変わらなければ減衰率に影響しないことを確認した。

3. 結論

これまでの検討により、標準に掲載する遮蔽計算用の組成案が提案され、組成変動にかかわる線量率影響評価を実施したことで、標準ドラフト作成の準備がほぼ完了した。

表—1 標準掲載組成検討事例(暫定値)

| 元素 | Si 系絶乾組成 | Ca 系絶乾組成 |
|----|----------|----------|
| H  | 4.40E-03 | 4.40E-03 |
| O  | 4.08E-02 | 2.40E-02 |
| C  | 0.0      | 1.05E-02 |
| Si | 1.49E-02 | 0.0      |
| Ca | 2.50E-03 | 1.87E-02 |
| Fe | 1.58E-03 | 0.0      |

単位(cm<sup>-1</sup>・b<sup>-1</sup>)

表—2 組成変動による線量率影響評価実施ケース

| 分類     | 自由水の重量比  | 備考 |
|--------|----------|----|
| Si 系組成 | 0wt%     | 絶乾 |
| Ca 系組成 | 0wt%     |    |
| Si 系組成 | 3wt%程度   | 気乾 |
| Ca 系組成 | 3wt%程度   |    |
| 従来組成   | ANL 組成など |    |

\*Mikihiro Nakata<sup>1</sup>, Toshihisa Tsukiyama<sup>2</sup>, Koichi Okuno<sup>3</sup>, Toshinobu Maenaka<sup>4</sup>

<sup>1</sup>MHI NSE, <sup>2</sup>HGNE, <sup>3</sup>Hazama-Ando Corp., <sup>4</sup>Takenaka Corp.

---

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

## [1D07-11] Radiation Detector Development for Nuclear Reactor

Chair: Koichi Kino (AIST)

Wed. Mar 17, 2021 2:45 PM - 4:15 PM Room D (Zoom room 4)

---

### [1D07] Development of lithium loaded liquid scintillator for reactor neutrino monitor

\*Atsuya Kawabata<sup>1</sup>, Kyohei Nakajima<sup>1</sup>, Yoichi Tamagawa<sup>1</sup> (1. University of Fukui)

2:45 PM - 3:00 PM

### [1D08] Development for non-destructive measurement system with a low-cost neutron detector bank

\*Masao Komeda<sup>1</sup>, Yosuke Toh<sup>1</sup>, Kosuke Tanabe<sup>2</sup> (1. JAEA, 2. NRIPS)

3:00 PM - 3:15 PM

### [1D09] Development of a portable high-resolution gamma-ray spectrometer for nuclear facilities

\*Shigetaka Maeda<sup>1</sup>, Mitsuhiro Nogami<sup>2</sup>, Chikara Ito<sup>1</sup>, Keitaro Hitomi<sup>2</sup>, Kenichi Watanabe<sup>3</sup> (1. JAEA, 2. Tohoku Univ., 3. Nagoya Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM

### [1D10] Development of a portable high-resolution gamma-ray spectrometer for nuclear facilities

\*Mitsuhiro Nogami<sup>1</sup>, Keitaro Hitomi<sup>1</sup>, Chikara Ito<sup>2</sup>, Kunimi Tsubakiyama<sup>3</sup>, Kenichi Watanabe<sup>3</sup>, Shigetaka Maeda<sup>2</sup> (1. Tohoku Univ., 2. JAEA, 3. Nagoya Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM

### [1D11] Development of a portable high-resolution gamma-ray spectrometer for nuclear facilities

\*Kenichi Watanabe<sup>1</sup>, Kunimi Tsubakiyama<sup>1</sup>, Keitaro Hitomi<sup>2</sup>, Mitsuhiro Nogami<sup>2</sup>, Chikara Ito<sup>3</sup>, Shigetaka Maeda<sup>3</sup> (1. Nagoya Univ., 2. Tohoku Univ., 3. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM

# 原子炉ニュートリノモニターのための Li 含有液体シンチレータの開発

Development of lithium loaded liquid scintillator for reactor neutrino monitor

\*川端 孝弥<sup>1</sup>, 中島 恭平<sup>1</sup>, 玉川 洋一<sup>1</sup>

<sup>1</sup>福井大学

## 抄録

核燃料の安全利用の観点から原子炉ニュートリノモニターの開発が行われている。本研究では反電子ニュートリノ信号とバックグラウンドの比である S/N 比の改善を目的とした Li 含有液体シンチレータの開発を行った。

**キーワード：**原子炉ニュートリノモニター，液体シンチレータ，放射線物理学，放射線計測学

## 1. 緒言

原子炉ニュートリノモニターは、核燃料の安全利用の観点から原子炉内の運転状況、出力レベル、核分裂性同位体、ウラン、プルトニウム比の監視を目的とした技術である。この技術はリアルタイムで遠隔から原子炉を監視することができるため、国際的に広く開発が進められている。

原子炉内核分裂生成物の  $\beta$  崩壊によって生じる反電子ニュートリノは逆  $\beta$  崩壊反応の際に陽電子と中性子を発生する。この 2 つの信号の時間差を利用することにより検出を行う。そのため陽電子が電子対消滅した際に放出する 2 本の  $\gamma$  線の信号と中性子捕獲による信号が異なった信号であることが好ましい。

本研究ではニュートリノ検出器として、Gd 含有液体シンチレータに替わり、中性子捕獲により放出される  $\alpha$  線とトリチウムの信号を取得できる Li 含有液体シンチレータの開発を行った。

## 2. 実験方法

### 2-1. Li 含有液体シンチレータの開発

反電子型ニュートリノの検出には逆  $\beta$  崩壊反応を利用する。このため水素原子核を多く含むターゲット物質が有効であるため、有機シンチレータを用いるのが一般的である。

Li 含有液体シンチレータには、LAB、LiCl 水溶液、非イオン性界面活性剤、PPO、Bis-MSB を使用し作成を行った。Li 濃度は 0wt%, 0.1wt%, 0.2wt% の Li 含有液体シンチレータを作成した。

### 2-2. 性能評価

性能評価として作成したシンチレータの発光量、透過率の測定を行った。発光量には NaI (Tl) シンチレータを使用し後方散乱を用いた測定により評価を行った。透過率は分光光度計 (HITACHI U-3900) を使用し測定を行った。

### 2-3. 実験結果・考察

Li 濃度が増加すると発光量も下がっていくのに対し、透過率との相関は見ることができなかった。今後は Li 濃度により発光波長の測定、中性子照射による中性子捕獲信号の測定を行うことにより、総合的に Li 濃度の最適化を行う必要がある。

## 3. 結論

Li 濃度が増加すると発光量が下がる傾向があるが、透過率の相関関係は見られなかった。今後は発光波長及び中性子照射による中性子捕獲信号の観点からも Li 濃度の検討を行う必要がある。

---

\*Atsuya Kawabata<sup>1</sup>, Kyohei Nakajima<sup>1</sup> and Yoichi Tamagawa<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Univ of Fukui.

## 低コスト中性子検出器バンクを用いた非破壊測定装置の開発

Development for non-destructive measurement system with a low-cost neutron detector bank

\*米田 政夫<sup>1</sup>, 藤 暢輔<sup>1</sup>, 田辺 鴻典<sup>2</sup>

<sup>1</sup>JAEA, <sup>2</sup>NRIPS

核燃料物質の非破壊測定に関して、低コスト化に向け簡素化した検出器バンクを用いた測定装置の開発を進めている。本講演では、シミュレーション及び低コスト検出器の原理実証装置による基礎実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、DDA法、水チェレンコフ光検出器、核セキュリティ、低コスト

### 1. 緒言

DDA (Differential Die-Away) 法などのアクティブ中性子法は、測定対象物に外部から中性子を照射し発生する核分裂中性子を直接計測するものであり、核物質に対して非常に高感度で確度の高い測定が可能であるため、原子力施設における核物質の計量管理に加えて、空港等における核セキュリティ用核物質探知としての利用が期待されている。しかしながら、アクティブ中性子法装置は、中性子検出器バンクにおいて多数の He-3 検出器を用いていること、D-T 中性子発生管を用いていることなどから非常に高価となり、それが装置普及を妨げる要因の一つとなっている。そこで、我々はアクティブ中性子法による核物質非破壊測定装置の普及促進の観点から、アクティブ中性子法による装置の低コスト化開発に取り組んでおり、その一環として水チェレンコフ光検出器の開発と、D-T 管を用いない中性子線源 (Cf-252) による測定法 (回転照射法) の開発を進めている。水チェレンコフ光検出器は、中性子が水に入射した際に発生するチェレンコフ光を検知することで中性子の検出を行う。He-3 検出器を用いた検出器バンクは、核分裂中性子を効率的に検出するため、バンク内にポリエチレン等の減速材を設置する必要があるが、水チェレンコフ光検出器では水自体が減速材の役割を果たすため、他の減速材は不要である。また、水槽の加工は容易であるため、対象物の大きさに応じて容易に検出器サイズを変更することも可能である。

### 2. 水チェレンコフ光検出器

水チェレンコフ光検出器は、主に水槽と光電子増倍管(PMT)から構成される。水槽表面には測定に際しての主要なバックグラウンドとなる熱中性子を遮蔽するために、ボロンシートを取付けている。線源の回転半径、水槽内での中性子挙動及びチェレンコフ光の発光位置等を考慮し、右図に示す水チェレンコフ光検出器における水槽の大きさは横 25, 奥行 25, 高さ 30cm とした。水にはチェレンコフ光の発生効率を増加させるため、ガドリニウムを約 0.5wt%添加している。水チェレンコフ光検出器の製作コストは、従来の He-3 を用いた検出器バンクと比べて 1/10 以下に抑えることができた。

### 3. 議論及び結言

低コスト中性子検出器バンク及び中性子線源を用いた原理実証装置を製作し、バックグラウンドを模擬するガンマ線源等を用いた基礎試験を実施した。本講演では、製作した装置の概要、シミュレーション及び基礎試験結果について報告する。



図 水チェレンコフ光検出器  
(2 インチ PMT を 4 個配置した例)

\*Masao Komeda<sup>1</sup>, Yosuke Toh<sup>1</sup> and Kosuke Tanabe<sup>2</sup>

<sup>1</sup>JAEA, <sup>2</sup>NRIPS

# 原子力プラント内で利用可能な ポータブル高分解能ガンマ線スペクトロメータの開発

## (1) 研究計画

Development of a portable high-resolution gamma-ray spectrometer for nuclear facilities

### (1) Research Plan

\*前田 茂貴<sup>1</sup>, 野上 光博<sup>2</sup>, 伊藤 主税<sup>1</sup>, 渡辺 賢一<sup>3</sup>, 人見 啓太郎<sup>2</sup>

<sup>1</sup>JAEA, <sup>2</sup>東北大, <sup>3</sup>名古屋大

原子力プラント内で利用可能なポータブル高分解能ガンマ線スペクトロメータの開発を進めている。背景、目標設定等の研究計画を概説し、具体的なアプリケーションとして高速炉燃料破損検出のための OLGM への適用可能性、要求される性能について検討した。

**キーワード** : TlBr 検出器, 高分解能, 高速炉, 燃料破損検出

## 1. 緒言

アクセシビリティの良いとは言えない原子力プラント内でも容易に利用可能なポータブルかつ高エネルギー分解能を示すガンマ線スペクトロメータを、TlBr 半導体検出器を用いて実現することを目指す。原子力プラントでのアプリケーションに応じて、TlBr 検出器素子の大型化・高品質化を進め、さらには電極構造・信号処理法の改良を進めることで、実際の現場での利用を想定した TlBr 半導体検出器を開発する。

## 2. 研究計画

以下の4つの検討・課題を通して、実用化を目指した TlBr 半導体検出器開発を進める。

- ① 検出器仕様策定：実際の原子力プラントへの適用として JAEA 大洗研の高速実験炉「常陽」の燃料破損検出設備であるオンラインガンマ線モニタを1つの候補とする。従来、HP-Ge 検出器を用いて、Ar カバーガス中の希ガス FP（放射性 Xe,Kr）を測定することで、燃料破損やクリープ破断試験の破断検知を行っている。しかし、液体窒素での冷却が必要であり、また、検出器が設置されている雰囲気は約 40～50℃のため供給頻度が多く、簡便な冷却で作動する検出器が望まれている。エネルギー分解能としては、最も近接したピーク (<sup>135</sup>Xe : 249.8keV、<sup>138</sup>Xe : 258.5keV) を分離する必要がある。また、「常陽」の定格運転日数は 60 日であり、長期安定性が必須である。HP-Ge 検出器の代替を目的として、検出器仕様を策定した。
- ② TlBr 結晶の大型化・高品質化：検出効率としては、HPGe 検出器の製品ラインナップに並ぶレベル（相対効率（3 インチ NaI シンチレータに対する比率）で最低でも 10%以上）として 25 mm 径×20 mm 以上を目指す。高品質化にあたり、評価指標の一つとなる不純物評価を LA-ICP-MS を用いて行う。
- ③ 結晶性評価：最終形である検出器にする前段階で、その品質の評価を行う枠組みを構築し、検出器開発の効率化や性能向上に資するため、中性子ブラッグディップイメージングを用いた結晶性評価を行う。
- ④ 電極構造設計：大きなサイズの検出器を実現するには単極電荷有感法を活用し、ポラリゼーションに対して定期的に印加電圧を正負入れ替え可能な電極構造を設計する。

## 3. まとめ

ポータブルかつ高エネルギー分解能を利点として、具体的な原子力プラントへの適用を考え、TlBr 検出器ベースのポータブルのガンマ線スペクトロメータを開発し、エネルギー分解能 1%以下、相対効率 10%程度を実現する。本研究により、HPGe 検出器に代わるガンマ線スペクトロメータとして TlBr 検出器を目指す。

**謝辞** 本研究は科研費（20H02670）の助成を受けたものです。

\*Shigetaka Maeda<sup>1</sup>, Mitsuhiro Nogami<sup>2</sup>, Chikara Ito<sup>1</sup>, Kenichi Watanabe<sup>3</sup> and Hitomi Keitaro<sup>2</sup>

<sup>1</sup>JAEA, <sup>2</sup>Tohoku Univ., <sup>3</sup>Nagoya Univ.

# 原子力プラント内で利用可能な ポータブル高分解能ガンマ線スペクトロメータの開発 (2) 室温での TlBr 検出器の長期安定性

Development of a portable high-resolution gamma-ray spectrometers for nuclear facilities

(2) Long-term stability of TlBr detector at room temperature

\*野上 光博<sup>1</sup>, 人見 啓太朗<sup>1</sup>, 伊藤 主税<sup>2</sup>, 椿山 邦見<sup>3</sup>, 渡辺 賢一<sup>3</sup>, 前田 茂貴<sup>2</sup>

<sup>1</sup>東北大, <sup>2</sup>JAEA, <sup>3</sup>名古屋大

TlBr 検出器はエネルギー分解能の向上や大体积化に関する研究が多くなされる一方で、長期安定性に関する評価はほとんどされてこなかった。そこで、本研究では実際の原子力プラントへの適用を想定して、約 2000 時間連続動作させた際の TlBr 検出器の長期安定性の評価を行なった。

**キーワード：**TlBr 検出器、高分解能、高速炉、燃料破損検出

## 1. はじめに

TlBr は高原子番号元素 (Tl:81, Br:35) と高密度(7.56 g/cm<sup>3</sup>)に起因する高いガンマ線吸収効率を有するため、ガンマ線検出器材料として長年研究されてきた。しかしながら、TlBr 検出器関連の研究の多くは、エネルギー分解能の向上や検出器の大体积化に重きをおいたものであり、長期安定性に関する研究はほとんど行なわれてこなかった。そこで、本研究では具体的な適用先候補である高速実験炉「常陽」の定格運転日数 60 日より長時間である約 2000 時間連続動作させた際の TlBr 検出器の長期安定性の評価を行なった。

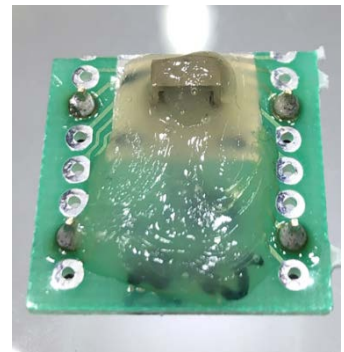


Fig.1 TlBr 検出器

## 2. 長期安定性実験に使用した TlBr 検出器と実験条件

実験に使用した TlBr 検出器を Fig.1 に示す。検出器サイズは 5 mm × 5 mm × 2.119 mm である。電極は Tl 系合金材料を蒸着し作成した。バイアス電圧は -200V を印加し、<sup>137</sup>Cs からの 662 keV のガンマ線の計測を行なった。適用候補である「常陽」のオンラインガンマ線モニタ(OLGM)設置箇所では 50°C 程度の環境が想定されるが、ペルチェ素子等で検出器を冷却することも考慮に入れ、実験は室温(約 20°C)で行なった。

## 3. 結果

長期安定性試験の結果を Fig.2 と Fig.3 に示す。662 keV の全吸収ピーク位置は徐々に下がっていき、約 600 時間後に安定した。ピーク位置の減少率は約 5%であった。しかしながら、ベースラインが揺らいだり、放電気味になったりせずに長時間連続で TlBr 検出器が安定動作することが確認できた。

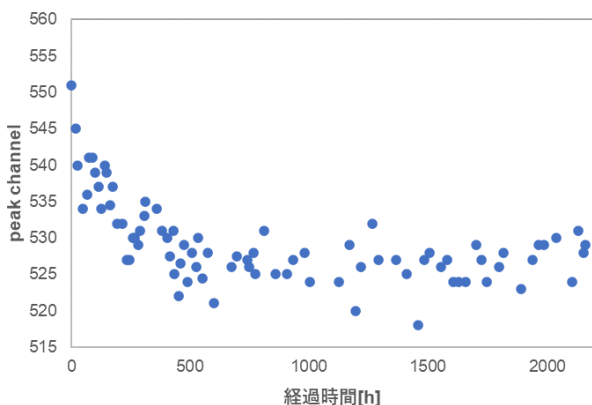


Fig.2 経過時間とピークチャンネル

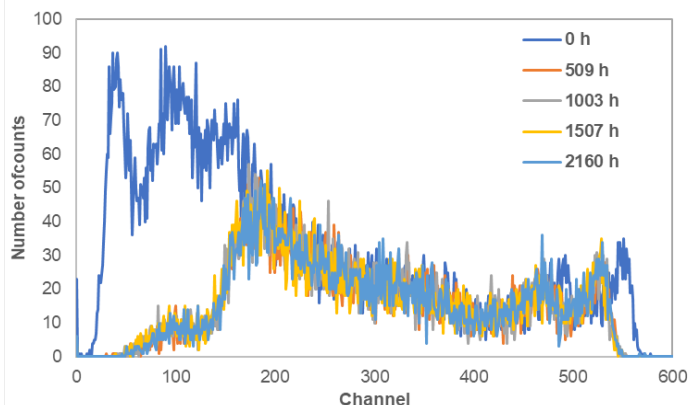


Fig.3 500 時間毎のスペクトル

**謝辞** 本研究は科研費 (20H02670) の助成を受けたものです。

\*Mitsuhiro Nogami<sup>1</sup>, Keitaro Hitomi<sup>1</sup>, Chikara Ito<sup>2</sup>, Kunimi Tsubakiyama<sup>3</sup>, Kenichi Watanabe<sup>3</sup> and Shigetaka Maeda<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Tohoku Univ., <sup>2</sup>JAEA, <sup>3</sup>Nagoya Univ.



# 原子力プラント内で利用可能な ポータブル高分解能ガンマ線スペクトロメータの開発 (3) 中性子ブラッグディップイメージングによる結晶性評価

Development of a portable high-resolution gamma-ray spectrometer for nuclear facilities

(3) Evaluation of TlBr crystalline quality using neutron Bragg-dip imaging

\*渡辺 賢一<sup>1</sup>, 椿山 邦見<sup>1</sup>, 人見 啓太郎<sup>2</sup>, 野上 光博<sup>2</sup>, 伊藤 主税<sup>3</sup>, 前田 茂貴<sup>3</sup>

<sup>1</sup>名古屋大, <sup>2</sup>東北大, <sup>3</sup>JAEA

検出器性能の向上に向けた検討の一環として、中性子回折法のひとつである中性子ブラッグディップイメージング法を用いて TlBr 結晶の結晶性評価を行った。

**キーワード** : TlBr 検出器, 結晶性評価, 中性子イメージング, 中性子ブラッグディップ解析

## 1. 緒言

原子力プラントで利用可能な高分解能ガンマ線スペクトロメータとして TlBr 半導体検出器の開発を進めるにあたり、現在、問題の一つとして進められているのが、検出器製造における歩留まりの向上に向けた取り組みである。現状では、検出器製造の各プロセスの最適化は、最終的に検出器として組み上げ、電荷輸送特性等の評価を行わないと実施できないのが現状で、これが TlBr 検出器の開発スピードを上げる妨げとなっている。TlBr は融点が高くないため、比較的結晶化が容易な材質ではあるが、その結晶性の評価は十分に行われて来ていない。そこで、育成した結晶の結晶性評価の一環として、中性子回折に基づく新しい結晶方位分布計測手法である中性子ブラッグディップイメージング法[1]を用い、TlBr の結晶方位分布観察を行った。

## 2. 実験

中性子ブラッグディップイメージングに必要なパルス中性子イメージング実験は ISIS の IMAT ビームラインおよび J-PARC の RADEN ビームラインで実施した。時間分解二次元イメージング検出器には中性子用 MCP 検出器を使用した。中性子飛行時間法により中性子波長を同定した。サンプルは直径約 20 mm の TlBr 結晶のインゴットを切り出し、厚さ 3 mm 程度のディスク状としたものを使用した。

## 3. 結果

二次元検出器の各ピクセルで得られた中性子透過率の波長依存性のディップパターンに対し、コサイン類似度を指標としてパターンマッチングを行い、結晶方位を決定した。結果の一例を図 1 に示す。図中の上下は、結晶育成時の上下と同一になるようにサンプルを設置している。育成された結晶の方位分布は面内で一様ではなく、僅かではあるが歪みを生じていることや、結晶上部ではいくつかの粒界に分かれていることが観察できる。得られた知見は、結晶育成法の改善、検出器製作の指針として活用されることが期待される。

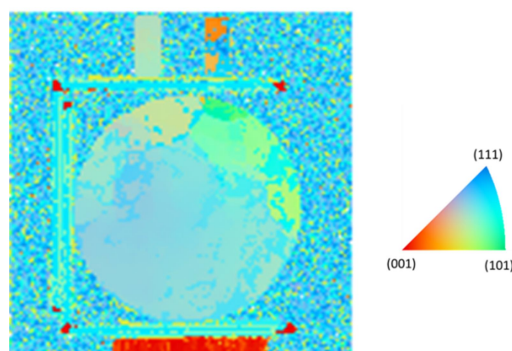


図 1 中性子ブラッグディップイメージングで取得した TlBr 結晶方位分布

**謝辞** 本研究は科研費 (20H02670) の助成を受けたものです。

**参考文献** [1] K. Watanabe et al., *Sensor and Materials*, **32** (2020) 1435-1443

\*Kenichi Watanabe<sup>1</sup>, Kunimi Tsubakiyama<sup>1</sup>, Keitaro Hitomi<sup>2</sup>, Mitsuhiro Nogami<sup>2</sup>, Chikara Ito<sup>3</sup> and Shigetaka Maeda<sup>3</sup>

<sup>1</sup>Nagoya Univ., <sup>2</sup>Tohoku Univ., <sup>3</sup>JAEA

---

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

## [1E01-07] Advanced Technology for Inspection & Utilization of Nuclear Plants

Chair: Tetsuya Uchimoto (Tohoku Univ.)

Wed. Mar 17, 2021 10:00 AM - 12:00 PM Room E (Zoom room 5)

---

### [1E01] Development of nondestructive inspection for embedded hardware 3

Ryota Ogawa<sup>1</sup>, \*Motomu Ishii<sup>1</sup>, Hiroaki Fujiyoshi<sup>1</sup>, Yoshihiro Isobe<sup>1</sup>, Kouzou Hattori<sup>2</sup>, Takashi Suzuki<sup>2</sup>, Shouji Sekiguchi<sup>2</sup>, Susumu Miura<sup>2</sup> (1. NFI, 2. JNFL)

10:00 AM - 10:15 AM

### [1E02] Development of nondestructive inspection for embedded hardware 3

Mitsuyuki Sagisaka<sup>1</sup>, Takashi Matsunaga<sup>1</sup>, \*Ryota Ogawa<sup>1</sup>, Yoshihiro Isobe<sup>1</sup>, Kouzou Hattori<sup>2</sup>, Takashi Suzuki<sup>2</sup>, Shouji Sekiguchi<sup>2</sup>, Susumu Miura<sup>2</sup> (1. NFI, 2. JNFL)

10:15 AM - 10:30 AM

### [1E03] Study on Check Valve Diagnosis using AI

Ryota Ogawa<sup>1</sup>, Takashi Matsunaga<sup>1</sup>, \*Yoshihiro Isobe<sup>1</sup> (1. NFI)

10:30 AM - 10:45 AM

### [1E04] Advanced Computerization of Hammering Inspection 5

\*Takashi Matsunaga<sup>1</sup>, Ryota Ogawa<sup>1</sup>, Mitsuyuki Sagisaka<sup>1</sup>, Yoshihiro Isobe<sup>1</sup>, Shinobu Yoshimura<sup>2</sup>, Tomonori Yamada<sup>2</sup> (1. NFI, 2. UTokyo)

10:45 AM - 11:00 AM

### [1E05] Advanced computerization of Hammering Inspection 5

Takashi Matsunaga<sup>1</sup>, Ryota Ogawa<sup>1</sup>, Mitsuyuki Sagisaka<sup>1</sup>, \*Hiroaki Fujiyoshi<sup>1</sup>, Yoshihiro Isobe<sup>1</sup>, Jun Tomiyama<sup>2</sup>, Shinobu Yoshimura<sup>3</sup>, Tomonori Yamada<sup>3</sup> (1. NFI, 2. Univ. of the Ryukyus, 3. UTokyo)

11:00 AM - 11:15 AM

### [1E06] Advanced Computerization of Hammering Inspection 5

Takashi Matsunaga<sup>1</sup>, Ryota Ogawa<sup>1</sup>, \*Mitsuyuki Sagisaka<sup>1</sup>, Hiroaki Fujiyoshi<sup>1</sup>, Yoshihiro Isobe<sup>1</sup>, Jun Tomiyama<sup>2</sup>, Shinobu Yoshimura<sup>3</sup>, Tomonori Yamada<sup>3</sup> (1. NFI, 2. Univ. of the Ryukyus, 3. UTokyo)

11:15 AM - 11:30 AM

### [1E07] Study of bulk power system stability by utilization of nuclear assets

\*Yohei Murakami<sup>1</sup>, Keita Okuyama<sup>1</sup>, Shunya Morita<sup>2</sup>, Masahiro Watanabe<sup>1</sup>, Yutaka Kokai<sup>1</sup>, Daichi Kato<sup>1</sup> (1. Hitachi, 2. HGNE)

11:30 AM - 11:45 AM

## 埋込金物の非破壊検査技術開発3 (1) モックアップ試験

### Development of nondestructive inspection for embedded hardware 3 (2) Mockup test

小川 良太<sup>1</sup>, \*石井 元武<sup>1</sup>, 藤吉 宏彰<sup>1</sup>, 磯部 仁博<sup>1</sup>, 服部 功三<sup>2</sup>, 鈴木 峻史<sup>2</sup>, 関口 昭司<sup>2</sup>, 三浦 進<sup>2</sup>

<sup>1</sup>原子燃料工業株式会社, <sup>2</sup>日本原燃株式会社

筆者らは、埋込金物の健全性を診断する AE(Acoustic Emission)センサを用いた打音検査技術を開発しており、埋込金物とコンクリート間の界面状態の変化が AE 打音検査により得られる振動持続時間に影響することを確認している。そのため、界面状態の変化と振動持続時間、負荷荷重値の関係について定量的に確認することが重要となる。本報では、埋込金物のモックアップ試験体を対象に静的荷重負荷試験による外観、振動持続時間の変化と埋込金物の固定状態の変化による影響について報告する。

**キーワード：**埋込金物、非破壊検査、AE センサ、打音、モックアップ試験

**1. 緒言** 設備等を建屋に固定するために利用される、鋼板プレートにスタッドジベルを溶接した埋込金物において、施工時にスタッドジベルを切断したことによる浮上り事象の発生が確認されている<sup>1</sup>。筆者らは、AE 打音検査技術による埋込金物の非破壊検査技術を開発したが、埋込金物とコンクリート間の界面状態の変化と埋込金物に負荷される荷重値、AE 打音検査により得られる振動持続時間の関係については定量的に確認することが必要である。本報では、モックアップ試験体を用いた埋込金物に対する静的荷重負荷による外観、振動持続時間の変化と固定状態の変化による影響について報告する。

**2. モックアップ試験** 不適切施工の模擬として、スタッドジベルが切断された埋込金物と健全な埋込金物のモックアップ試験体を製作し、当該埋込金物の設計許容荷重値までの静的荷重負荷を徐々に負荷する試験を実施した。ジベル欠損のモックアップ試験体における振動持続時間と荷重値の変化、代表タイミングにおける表面写真を図1に示す。これより許容荷重値前に埋込金物周囲のコンクリートにひび割れ、剥落が確認され、振動持続時間も増加することが確認できる。5種類のモックアップ試験体における静的荷重負荷荷重値と振動持続時間の関係を図2に示す。ジベル健全では、許容荷重値を超えても、振動持続時間と外観上の変化は無いが、ジベル欠損では、許容荷重値までに振動持続時間と外観上の変化を確認した。

**3. まとめ** 静的負荷荷重値に対する振動持続時間、外観上の変化の関係把握により、埋込金物浮上りのメカニズムを確認した。

#### 参考文献

[1] 日本原燃株式会社,

“日本原燃(株)六ヶ所再処理施設の一般共同溝における一般蒸気系の埋込金物の浮き上がりに関する面談”，被規制者等との面談概要・資料, 2015.12.

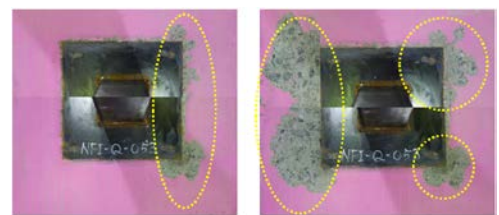
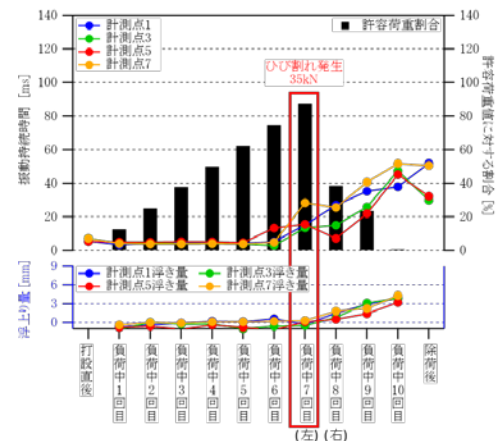


図1 ジベル欠損モックアップの試験結果

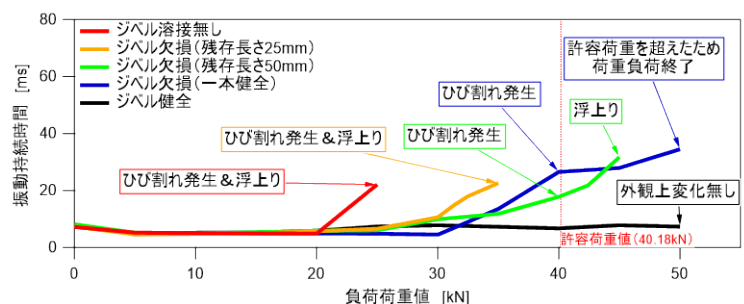


図2 荷重値に対する埋込金物と振動持続時間の関係

Ryota Ogawa<sup>2</sup>, \*Motomu Ishii<sup>1</sup>, Hiroaki Fujiyoshi<sup>1</sup> and Yoshihiro Isobe<sup>1</sup>, Kouzou Hattori<sup>2</sup>, Takashi Suzuki<sup>2</sup>, Shouji Sekiguchi<sup>2</sup> and Susumu Miura<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Nuclear Fuel Industries, Ltd., <sup>2</sup>Japan Nuclear Fuel Limited

## 埋込金物の非破壊検査技術開発 3 (2) スペクトル解析の高度化

Development of nondestructive inspection for embedded hardware 3 (2) Advancement of spectrum analysis

匂坂 充行<sup>1</sup>, 松永 嵩<sup>1</sup>, \*小川 良太<sup>1</sup>, 磯部 仁博<sup>1</sup>, 服部 功三<sup>2</sup>, 鈴木 峻史<sup>2</sup>, 関口 昭司<sup>2</sup>, 三浦 進<sup>2</sup>

<sup>1</sup>原子燃料工業株式会社, <sup>2</sup>日本原燃株式会社

埋込金物の健全性を診断する非破壊検査技術として、AE(Acoustic Emission)センサを用いて打音信号をデジタル化した打音検査技術の開発を継続している。筆者らは、埋込金物以外の構造物の振動が打音信号に混入し生じる周波数スペクトルの外乱を、スペクトル解析の高度化により効率的に識別しうる手法を開発した。

**キーワード：**埋込金物、非破壊検査、AE センサ、打音、スペクトル解析

**1. 緒言** 配管や設備を建屋へ固定するためにコンクリートに埋設して利用される埋込金物では、施工時にスタッドジベルを切断したことによる浮上り事象が確認されている<sup>1</sup>。埋込金物の非破壊検査技術として開発した AE 打音検査技術では、ハンマー打撃により得られた振動に対してスペクトル解析を行うことで、スタッドジベルの有無を判定するが、得られた振動には評価すべき埋込金物の振動以外に外乱による振動影響が含まれており、誤判定する可能性が有る。筆者らは、スペクトル解析を高度化することで外乱を識別する手法を開発した。本報では、その手法と現場埋込金物への適用例を報告する。

**2. 外乱を除去する手法について** AE 打音検査で得られた振動に含まれる外乱によるピークを除去するには、当該ピークが埋込金物の振動に起因する（以下、埋込金物由来という）ピークか、架台の振動に起因する（以下、架台由来という）ピークかを判別する必要がある。複数のスペクトル解析手法と、制振材等を用いた AE 打音検査結果による埋込金物由来、架台由来を判別した周波数ピークの比較結果より、埋込金物由来、架台由来ピークの強度の時間推移に違いがあることが判明した。そこで、埋込金物由来と架台由来のピークを判別する方法として、測定データの時間一周波数解析により、FFT 結果で得られた各々のピークについて、ピーク強度の時間推移を求めた上で、その減衰の違いを数値化できる特徴量を用いて判別する手法を開発した。時間一周波数解析を用いた架台影響確認手法のイメージを図 1 に示す。

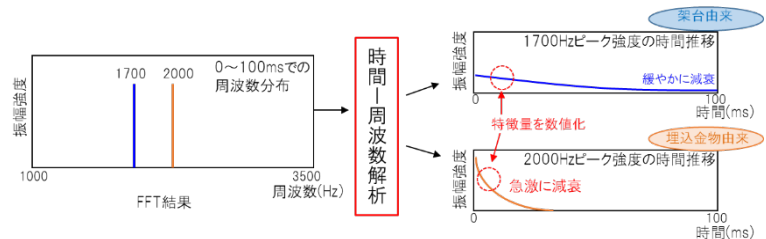


図 1 時間一周波数解析を用いた課題影響確認手法のイメージ

**3. モックアップおよび現場埋込金物への適用** 開発した、STFT を用いた架台影響確認手法について、4 条件（架台種類：山形鋼、角形鋼、ジベル状態：健全、欠損）のモックアップ試験体に適用した結果を図 2 に示す。図 2 はピークの減衰係数を横軸に、ピーク時刻（打撃直後から強度が一定時間増加した後、減衰するときの増加している時間）を縦軸にプロットしたものであり、プロットが存在する領域で埋込金物由来、

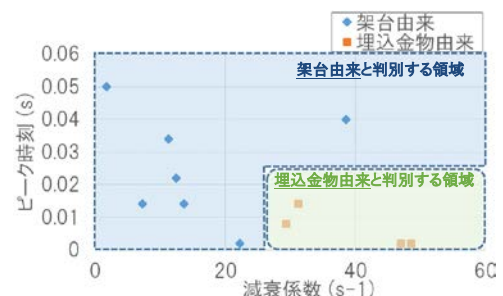


図 2 モックアップの判別マップ結果

架台由来のピークを判別でき、概ね埋込金物由来ピーク、架台由来ピークを判別し得る可能性を得た。架台の長さ、架台の拘束状態の影響については現場の埋込金物を用いて現在検証中である。

### 参考文献

[1] 日本原燃株式会社, “日本原燃(株)六ヶ所再処理施設の一般共同溝における一般蒸気系の埋込金物の浮き上がりに関する面談”, 被規制者等との面談概要・資料, 2015.12.

Mitsuyuki Sagisaka<sup>1</sup>, Takashi Matsunaga<sup>1</sup>, Ryota Ogawa<sup>1</sup>, Yoshihiro Isobe<sup>1</sup>, Kouzou Hattori<sup>2</sup>, Takashi Suzuki<sup>2</sup>, Shouji Sekiguchi<sup>2</sup> and Susumu Miura<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Nuclear Fuel Industries, Ltd., <sup>2</sup>Japan Nuclear Fuel Limited



# 逆止弁の AI 診断に関する検討

## Study on Check Valve Diagnosis using AI

小川 良太, 松永 嵩, \*磯部 仁博

原子燃料工業株式会社

AE センサを用いたポータブル音響計測システムにより、逆止弁実験ループにおいて健全からリーク量を段階的に増加させた場合の計測信号を CNN（畳込みニューラルネットワーク）により学習して、逆止弁のリークに関する AI 診断の可能性を検討した。

**キーワード：**逆止弁，リーク，診断，AE センサ，AI

**1. 緒言**

逆止弁点検の時間短縮、被ばく低減に加え、弁の状態監視による運転中の機能確認を目標に、AE センサを用いたポータブル音響計測システムによる逆止弁診断技術の開発を進めて来た[1]。具体的には AE センサを逆止弁に設置し、計測された音響の生波形（振幅値、スパイクノイズ）、その周波数分布（周波数成分）から健全性を確認する。一方で、逆止弁の状態と AE センサで計測される音響信号との非線形関係を DB 化して、AI により学習することで、状態監視技術を高度化することは有益であると考えられる。

**2. 逆止弁リーク量の AI 診断**

図 1 は逆止弁実験ループにより、接続口径 25A のリフト式逆止弁の模擬リーク時に、AE センサを用いて 60 秒間の振動を計測した例である。それぞれの振動波形を 0.1 秒単位に 600 分割して、さらに全 3000 データをランダムに 6 分割し、交差検証法で AI 診断の汎化性能を評価した。汎化性能が確認された表 1 の CNN の学習条件により、未学習データの検証として、リーク量の分類を試みた結果の例を図 2 に示す。リークの有無は 100% 分類可能であった。また、リーク量が小さい分類では幾分過大評価となり、逆にリーク量が大い分類では幾分過小評価となる傾向があるものの、概ね分類可能であることが示唆された。

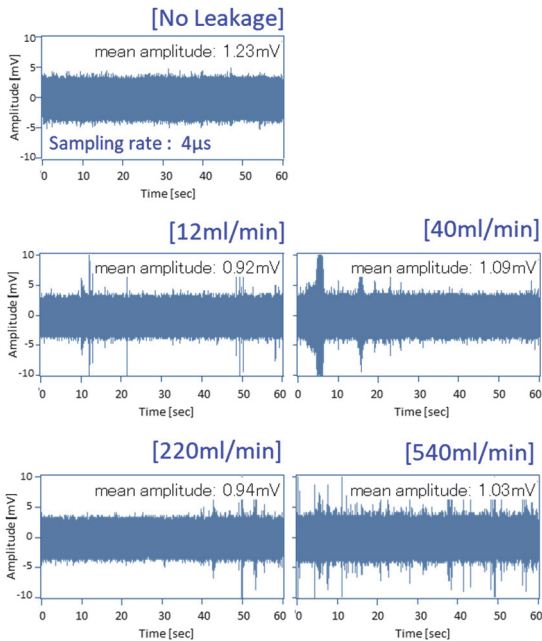


図 1 AE センサを用いた逆止弁振動計測の例

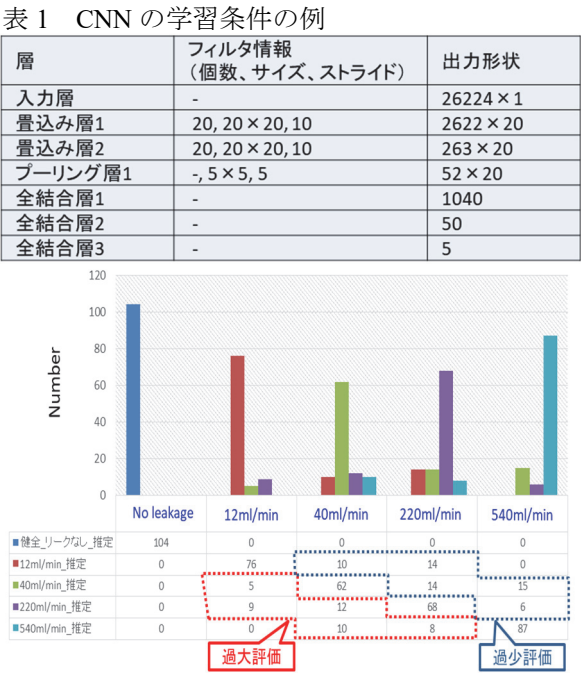


図 2 CNN による未学習データの検証結果の例

**3. 結論**

逆止弁実験ループにより AE センサを用いて計測された振動波形から、逆止弁のリークに関する AI 診断の可能性が示唆された。今後は CNN の設計の工夫により所謂、回帰問題として、リーク量の定量評価、並びに最終的にはリーク前の兆候（リークまでの期間）の診断を目指している。

**参考文献**

[1] 三浦進, 工藤盛雄, 服部功三, 小川良太, 匂坂充行, 磯部仁博, “逆止弁診断に関する取組み 2”, 日本原子力学会 2019 年秋の大会, 3O08, 富山大学五福キャンパス, 2019 年 9 月 11-13 日.

Ryota Ogawa, Takashi Matsunaga and \*Yoshihiro Isobe  
Nuclear Fuel Industries Ltd.

## デジタル打音検査技術の高度情報化 5

### (1) AI を用いた逆問題解析

#### Advanced computerization of Hammering Inspection 5

##### (1) Inverse problem analysis using AI

\*松永嵩<sup>1</sup>, 小川 良太<sup>1</sup>, 匂坂 充行<sup>1</sup>, 礪部 仁博<sup>1</sup>, 吉村 忍<sup>2</sup>, 山田 知典<sup>2</sup>

<sup>1</sup>原子燃料工業株式会社, <sup>2</sup>東京大学

本報は、前報にて構築した内部構造と打音検査結果の非線形な関係性を学習させた AI により出力された大規模データベースに基づき、入力をデジタル打音検査結果、出力をコンクリートの内部構造とした畳み込みニューラルネットワークによる逆問題解析 AI を構築した。

**キーワード:** コンクリート, AE センサ, AI, 打音検査, 変状

### 1. 緒言

デジタル打音検査結果からコンクリート構造物に生じる欠陥（内部空洞、剥離、ひび割れ）を識別し、規模（深さ、大きさ等）を定量的に評価するには、種々の欠陥とデジタル打音検査結果を紐付けた大規模なデータベースとその関係性に基づき診断する技術が必要である。そこで、前報では、欠陥情報から打音検査結果を推定する AI を構築した。本報では、前報で構築した AI によって、種々の欠陥からデジタル打音検査結果を計算させて構築した大規模データベースを逆に学習させ、打音検査結果からコンクリート構造物の内部構造（内部空洞、剥離、ひび割れ）を診断する AI を構築した結果について報告する。

### 2. 畳み込みニューラルネットワークによる逆問題解析

開発した逆問題解析技術の一例として、コンクリート表面の複数箇所のデジタル打音検査から得られる固有周波数のマップから内部空洞サイズ、かぶり厚を推定する逆解析モデルを示す。本モデルは CNN（畳み込みニューラルネットワーク）で構成され、学習条件は表 1 で実施した。具体的には、100mm 格子で 9×9 の面的なデジタル打音検査結果を入力層に、出力層には内部空洞のサイズとかぶり厚を学習させた（図 1）。

CNN による逆解析モデルの検証結果の例を図 2 に示す。予測誤差は概ね 15%以内であるが、空洞サイズの予測に関しては、サイズが小さい場合に誤差が大きい。これは、周波数の変化が小さいためであると考えられる。また、かぶり厚の予測に関しては 50-150mm の中間範囲の誤差が大きい。この要因としては、前報で示したように、縦波共振の周波数が欠陥厚み方向中心に配置された場合に極小値となり、中心からずれた場合に周波数が上昇する傾向があるためと推測される。実運用では、施工情報等も考慮して総合的に判断することで、欠陥サイズおよび欠陥かぶり厚を特定することが可能となる。

表 1 CNN の学習条件の例

| 層        | フィルタ情報 ※1  | 出力形状   |
|----------|------------|--------|
| 入力層      | -          | 9×9×1  |
| 畳み込み層 1  | 32, 3×3, 1 | 9×9×32 |
| 畳み込み層 2  | 32, 3×3, 1 | 9×9×32 |
| プーリング層 1 | -, 2×2, 2  | 4×4×32 |
| 全結合層 1   | -          | 512    |
| 全結合層 2   | -          | 10     |
| 全結合層 3   | -          | 2      |

※1 フィルタ個数、サイズ、ストライドの順に記載

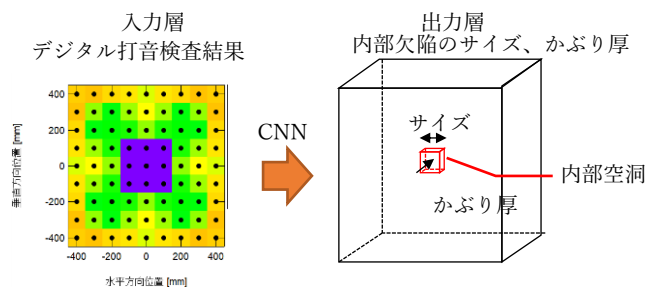


図 1 逆問題解析 AI（内部空洞）の概要

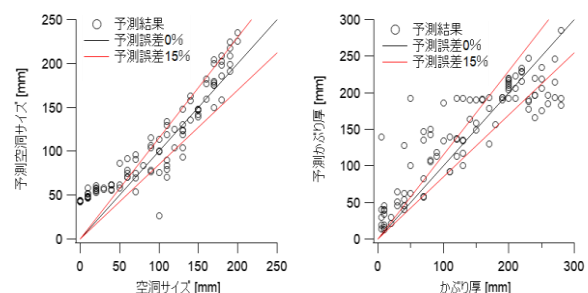


図 2 逆問題解析 AI の推定結果検証

### 3. 結論

開発した逆問題解析 AI によって、打音検査結果からコンクリート構造物の内部構造（内部空洞、剥離、ひび割れ）を診断しうる見通しを得た。

### 謝辞

本研究は国土交通省令和元年度～2年度建設技術研究開発助成制度により実施した「デジタル打音検査と AI・シミュレーションの統合的活用によるコンクリート内部構造診断の実現」の成果の一部である。

\*Takashi Matsunaga<sup>1</sup>, Ryota Ogawa<sup>1</sup>, Mitsuyuki Sagisaka<sup>1</sup>, Yoshihiro Isobe<sup>1</sup>, Shinobu Yoshimura<sup>2</sup>, Tomonori Yamada<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Nuclear Fuel Industries Ltd., <sup>2</sup>The University of Tokyo



## デジタル打音検査技術の高度情報化 5

### (2) AI を用いた逆問題解析の現場検証 (現場検査)

#### Advanced computerization of Hammering Inspection 5

##### (2) Verification of inverse analysis AI model with field inspection data (Field inspection)

\*藤吉 宏彰<sup>1</sup>, 小川 良太<sup>1</sup>, 松永 嵩<sup>1</sup>, 匂坂 充行<sup>1</sup>, 磯部 仁博<sup>1</sup>, 富山 潤<sup>2</sup>, 吉村 忍<sup>3</sup>, 山田 知典<sup>3</sup>  
<sup>1</sup>原子燃料工業株式会社, <sup>2</sup>琉球大学, <sup>3</sup>東京大学

国土交通省建設技術研究開発助成制度により、デジタル打音検査結果からコンクリートの変状(内部空洞、剥離、ひび割れ)を診断する AI を開発し、アルカリシリカ反応(以下、「ASR」という。)による劣化が確認された実構造物に適用した。本報では実構造物の ASR 劣化に伴う表面き裂発生、圧縮強度低下等の変状とデジタル打音検査の解析結果を比較し、振動特性に基づく ASR 劣化検出の可能性を検討した。

**キーワード:** コンクリート, AE センサ, AI, 打音検査, 変状

### 1. 緒言

ASR の進行により過大な膨張が生じた場合、コンクリートの強度や弾性係数の著しい低下や鉄筋の破断に至ることが知られている。特に原子力施設においては ASR によるひび割れ、鉄筋腐食、剥離・剥落が構造安全性、使用性、遮蔽性の劣化要因であることが指摘されており、ASR の発生抑制対策を実施しているものの、海外において ASR の新たな発生形態の報告があるなど、その発生リスクをゼロにすることは困難であることから、劣化事象の進展過程をモニタリングすることで適宜対策を講じることが望ましいと指摘されている<sup>[1]</sup>。

著者らは、国土交通省建設技術研究開発助成制度により、デジタル打音検査からコンクリート構造物の変状を診断する AI を開発し、ASR 劣化が確認された実構造物(橋台)にも適用し、現場適用性を検証した。本報においては、現場検証のうち、ASR 劣化に伴う圧縮強度の低下やひび割れとデジタル打音検査結果との関係について取りまとめた結果を紹介する。

### 2. 現場検証

デジタル打音検査は計測対象に AE センサを押し当て、近傍を軽く打撃することで得られる振動情報(固有周波数)により対象の変状等を診断する。ASR 劣化が確認された実構造物(橋台)におけるひび割れ位置のデジタル打音検査結果を図 1 に示す。図 1 のとおり 10cm 四方の格子状に計測し(左図)、周波数のコンター図を作成した(右図)。コンター図において、赤線で示す水平方向の長いひび割れに沿って周波数が低下しており、ASR 劣化によるひび割れの発生、およびコンクリート強度の低下の可能性を確認した。

次に、コア抜き試験体の圧縮強度と周波数の比較結果を図 2 に示す。圧縮強度については、21.4~23.9N/mm<sup>2</sup>と一般的な耐久設計基準強度 24N/mm<sup>2</sup>を下回った。また、デジタル打音検査で得られる周波数は 2,200~2,300Hz 程度であり、厳密には橋台厚さ、骨材の違い等の評価と補正が必要であるものの、建設直後の他現場橋脚の周波数と比較して 400Hz 程度顕著に低い結果となった。圧縮強度と周波数の結果から、ASR 劣化によるコンクリート強度が低下している可能性を確認した。

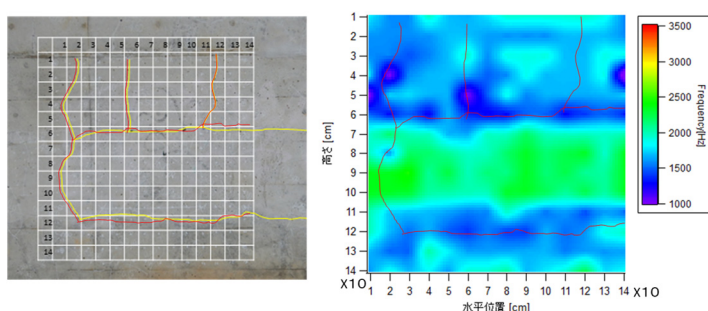


図 1 コンクリート構造物へのデジタル打音検査結果

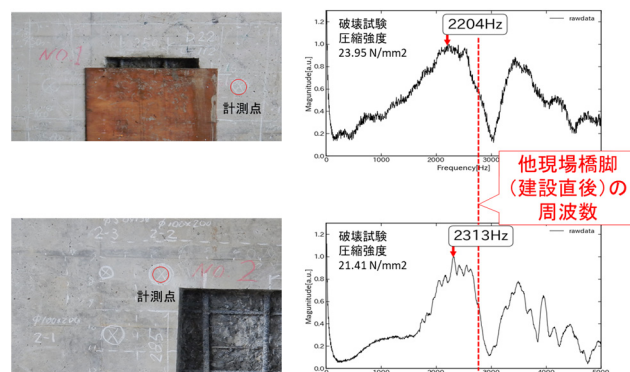


図 2 圧縮強度と評価ピーク周波数との関係

### 3. 結論

ASR 劣化が確認されたコンクリート構造物へのデジタル打音検査結果から、ASR 劣化によると考えられるひび割れ、強度低下をデジタル打音検査で検出可能である見込みを得た。

### 謝辞

本研究は国土交通省令和元年度~2 年度建設技術研究開発助成制度により実施した「デジタル打音検査と AI・シミュレーションの統合的活用によるコンクリート内部構造診断の実現」の成果の一部である。

### 参考文献

[1] “原子力施設における建築物の維持管理指針・同解説” 日本建築学会

\*Hiroaki Fujiyoshi<sup>1</sup>, Ryota Ogawa<sup>1</sup>, Takashi Matsunaga<sup>1</sup>, Mitsuyuki Sagisaka<sup>1</sup>, Yoshihiro Isobe<sup>1</sup>, Jun Tomiyama<sup>2</sup>, Shinobu Yoshimura<sup>3</sup>, Tomonori Yamada<sup>3</sup>

<sup>1</sup>Nuclear Fuel Industries Ltd., <sup>2</sup>University of the Ryukyus, <sup>3</sup>The University of Tokyo

## デジタル打音検査技術の高度情報化 5

### (3) AI を用いた逆問題解析の現場検証 (検証結果)

#### Advanced computerization of Hammering Inspection 5

#### (3) Verification of inverse analysis AI model with field inspection data (Verification results)

松永 嵩<sup>1</sup>, 小川 良太<sup>1</sup>, \*匂坂 充行<sup>1</sup>, 藤吉 宏彰<sup>1</sup>, 磯部 仁博<sup>1</sup>, 富山 潤<sup>2</sup>, 吉村 忍<sup>3</sup>, 山田 知典<sup>3</sup>

<sup>1</sup>原子燃料工業株式会社, <sup>2</sup>琉球大学, <sup>3</sup>東京大学

国土交通省建設技術研究開発助成制度により開発した、デジタル打音検査結果からコンクリートの変状(内部空洞、剥離、ひび割れ)を診断する AI を、ASR (アルカリシリカ反応) 劣化が確認された実構造物に適用した。本報では、実験と FEM 解析シミュレーションをベースに構築した逆問題解析 AI モデルを現場で得られたデジタル打音検査データに適用した検証結果を取りまとめ、「逆解析」AI モデルを用いたアプローチにより、コンクリート構造内部の変状を推定しうる可能性を示した。

**キーワード**: AI、AE センサ、打音検査、変状

## 1. 緒言

デジタル打音検査は、従来の打音点検を定量化し、コンクリート構造物の施工不良、並びに経年劣化時の変状を客観的に計測できる一方、その変状等の種類は多岐にわたり、それら変状等の識別、大きさ、深さ等を十分に定量評価するには至っていない。筆者らは、(i)変状を模擬したモックアップに対するデジタル打音検査結果および各変状に対する FEM 解析結果を、AI を用いてさらに拡充し大規模データベースを構築、(ii)構築した大規模データベースを利用してデジタル打音検査結果から内部構造を診断する「逆解析」AI モデルを構築する、という二段階のアプローチにより、コンクリート構造物に対する面的なデジタル打音検査結果から変状の内部構造を診断する検討を進めてきた。

本報では、前報までに報告した大規模データベースをインプットとして「逆解析」AI モデルを構築した上で、ASR 劣化が確認された実構造物に適用した結果を報告する。

## 2. 「逆解析」モデル AI の検証例

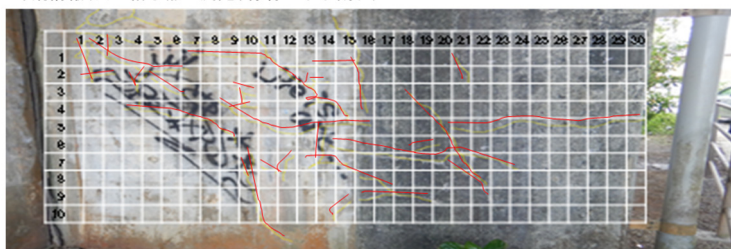
構築した「逆解析」AI モデルに、ASR 劣化によりひび割れ等の変状が確認されている橋梁の橋台のうち青枠部分と赤枠部分より得られた AE 打音検査結果(縦横 10cm 間隔より得た面的データ)を適用し得られた診断結果例を図 1 に示す。図 1 の青枠部分は「健全」と推定されたが、ひび割れの深さが浅く軽微であることが示唆される。一方、赤枠部分は「45°~60° のひび割れ」と推定された。図 1 には、「逆解析」AI モデルが推定した「ひび割れ状態」に対応する、FEM 解析による AE 打音検査結果のコンター図を示す。

今回の検証から「逆解析」AI モデルを用いたアプローチにより、コンクリート構造内部の変状を推定しうる可能性が示された。今後は、「逆解析」AI モデルの学習データの整備により高精度化を図る予定である。

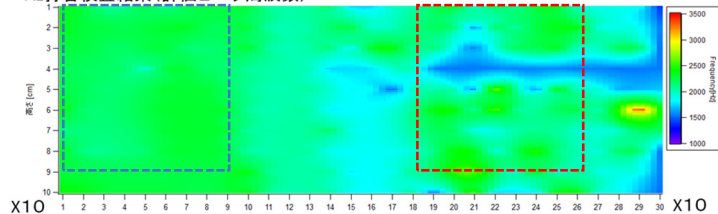
## 謝辞

本研究は、国土交通省令和元年度~2 年度建設技術研究開発助成制度により実施した「デジタル打音検査と AI・シミュレーションの統合的活用によるコンクリート内部構造診断の実現」の成果の一部である。

外観情報(白い格子点で測定、赤線はひび割れ)



AE打音検査結果(評価ピーク周波数)



健全と推定 45~60° のひび割れと推定

FEM解析結果(「ひび割れ無し」解析の評価ピーク周波数からの差分で表示、赤線は解析におけるひび割れ長さ位置(ひび割れ幅は1mm))

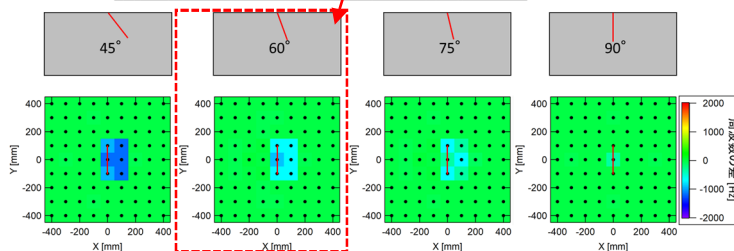


図 1 逆解析 AI モデルによる内部構造診断結果 (例)

Takashi Matsunaga<sup>1</sup>, Ryota Ogawa<sup>1</sup>, \*Mitsuyuki Sagisaka<sup>1</sup>, Yoshihiro Isobe<sup>1</sup>, Jun Tomiyama<sup>2</sup>, Shinobu Yoshimura<sup>3</sup> and Tomonori Yamada<sup>3</sup>

<sup>1</sup>Nuclear Fuel Industries, Ltd., <sup>2</sup>University of The Ryukyus, <sup>3</sup>The University of Tokyo

# 原子力設備利用による再エネ増時の電力系統の安定性向上に関する検討

## (1) 次世代電力ネットワークに向けた原子力設備の有効利用

Study of bulk power system stability by utilization of nuclear assets

(1) Evaluation of bulk power system stability with nuclear assets for next-generation power networks

\*村上 洋平<sup>1</sup>, 奥山 圭太<sup>1</sup>, 加藤 大地<sup>1</sup>, 小海 裕<sup>1</sup>, 守田 俊也<sup>2</sup>, 渡辺 雅浩<sup>1</sup>

<sup>1</sup>日立, <sup>2</sup>日立 GE

日立では、東・西日本といった広域な電力系統を模擬したシミュレータを開発し、再エネ増時の電力系統の課題抽出や、原子力発電所稼働による電力系統への影響評価を進めている。本発表では原子力設備の利用による電力系統の安定化への評価例について報告する。

**キーワード**：再生可能エネルギー、原子力、電力系統、過渡安定度、レジリエンス

### 1. 背景

2015 年に採択されたパリ協定を背景に、再生可能エネルギー（以下、再エネ）の導入が世界的に進んでいる。再エネの大量導入に伴い火力発電所が停止することにより、同期発電機が有している周波数調整・電圧維持機能が相対的に低下し、送電線の事故時の発電機脱調・大規模停電などのリスクが高くなっている。このような電力系統において原子力発電所は、大容量の発電機を活かした周波数調整・電圧維持機能や、CO<sub>2</sub> 排出量削減が期待できることから、電力系統の安定性と温室効果ガス排出量の削減を両立する手段として重要になると考えられる。

### 2. 研究内容

日立では、送電線の構成、発電機出力、再エネ導入量などを公開情報から設定し、東・西日本における広域な系統を模擬したシミュレータを開発している[1]。本研究では、系統事故により送電線が断線した場合などを想定し、事故時の電圧・周波数の変化や、原子力発電所稼働による安定性の向上の効果をシミュレータを用いて評価した。

送電線の事故時に発生する、事故発生点付近の変電所における系統動揺（電圧変化）について、解析例を図1に示す。本解析では、系統事故により事故発生地域の近辺の電圧が大きく低下し、運用上の目標値を下回る結果となった。これに対し、原子力発電所稼働時には、同期発電機による慣性・無効電力供給により、事故時の系統動揺を抑制し、電力系統の安定性を向上できることを確認した。

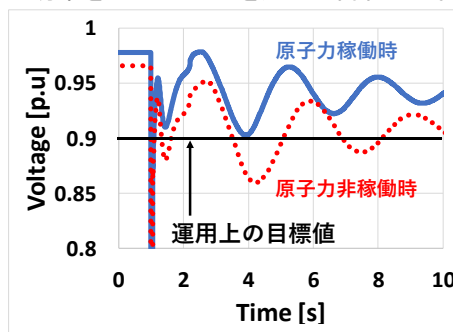


図1: 事故点付近における変電所の電圧変化

### 3. 結論

再エネ増時の電力系統において、原子力の慣性・無効電力供給により、事故時の系統動揺（電圧変化）を抑制し電力系統の安定性を向上できることを確認した。今後は各発電所、系統、電力会社管内での具体的な事故事象を想定し、電力系統のレジリエンス向上に貢献する既設原子力設備の活用方法を検討していく。

### 参考文献

[1] 加藤大地・木下喜仁・恒富邦彦・渡辺雅浩、「再生可能エネルギー連系時の年間の経済・環境性評価を可能とするシミュレータ開発」、2019 年電気学会 電気技術・電力系統技術合同研究会 (2019)

\*Yohei murakami<sup>1</sup>, Keita Okuyama<sup>1</sup>, Daichi Kato<sup>1</sup>, Yutaka Kokai<sup>1</sup>, Shunya Morita<sup>2</sup> and Masahiro Watanabe<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Hitachi, <sup>2</sup>HGNE

---

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

## [1E08-10] Advanced Design & Manufacture of Reactor Equipment

Chair: Masaaki Higasa (TOSHIBA ESS)

Wed. Mar 17, 2021 2:45 PM - 3:40 PM Room E (Zoom room 5)

---

### [1E08] Development of automatic design system for piping, air conditioning duct and cable tray using artificial intelligence

\*Shiro Takahashi<sup>1</sup>, Keita Okuyama<sup>1</sup>, Michiaki Kurosaki<sup>2</sup>, Eisuke Wakabayashi<sup>2</sup>, Tomoyasu Inoue<sup>2</sup>, Junta Yamada<sup>2</sup>, Yusuke Shimizu<sup>2</sup>, Shonosuke Yukita<sup>3</sup>, Shigehiko Kaneko<sup>4</sup> (1. Hitachi, 2. HGNE, 3. Hitachi Industry & Control Solutions, 4. Waseda Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

### [1E09] Development of automatic design system for piping, air conditioning duct and cable tray using artificial intelligence

\*Junta Yamada<sup>1</sup>, Michiaki Kurosaki<sup>1</sup>, Eisuke Wakabayashi<sup>1</sup>, Tomoyasu Inoue<sup>1</sup>, Shirou Takahashi<sup>2</sup>, Keita Okuyama<sup>2</sup>, Shonosuke Yukita<sup>3</sup> (1. HGNE, 2. Hitachi, 3. Hitachi Industry & Control Solutions)

3:00 PM - 3:15 PM

### [1E10] Development of blow out panel closing system

\*TAISUKE HATAKEYAMA<sup>1</sup>, NORIHIDE TOHYAMA<sup>1</sup>, HIDETOSHI SAITO<sup>1</sup>, TADASHI IIJIMA<sup>1</sup>, TAKAHISA FUNABIKI<sup>1</sup>, HIROYUKI NOJI<sup>1</sup>, KEI IRISAWA<sup>1</sup> (1. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

3:15 PM - 3:30 PM



# 人工知能を用いた配管、空調ダクト、ケーブルトレイの自動設計システムの開発

## (1) AI 自動設計システムの概要

Development of Automatic Design System for Piping, Air Conditioning Duct and Cable Tray using AI

### (1) Outline of AI Automatic Design System

\*高橋 志郎<sup>1</sup>, 奥山 圭太<sup>1</sup>, 黒崎 通明<sup>2</sup>, 若林 英祐<sup>2</sup>, 井上 智靖<sup>2</sup>, 山田 諄太<sup>2</sup>, 清水 雄亮<sup>2</sup>, 行田 将之佑<sup>3</sup>, 金子 成彦<sup>4</sup>, <sup>1</sup>日立, <sup>2</sup>日立 GE, <sup>3</sup>日立産業制御ソリューションズ, <sup>4</sup>早稲田大

原子力発電所建設の抜本的コスト低減、工程大幅短縮、信頼性向上を目的に、配管、空調ダクト、ケーブルトレイを高速で自動設計するシステムを開発しており、本発表で自動設計システムの概要を示す。

**キーワード：**自動設計，配管，人工知能，デジタル設計

### 1. 緒言

原子力発電所の建設では、抜本的コスト低減、工程大幅短縮、信頼性向上が求められる。これらを実現するため、AI を用いて、信頼性の高い配管、空調ダクト、ケーブルトレイを高速で自動設計するシステムを開発している。設置性、機器操作性、コストを評価するとともに、振動、熱応力、減肉等による不具合の低減も目標としている。シリーズ最初の発表として、自動設計システムの概要及び開発目標を示す。

### 2. 自動設計システムの概要及び開発目標

#### 2-1. デジタル化による高速設計

本システムでは、躯体、機器等の CAD データをデジタル値に変換し、配管、空調ダクト、ケーブルトレイを高速で自動設計する。原子力発電所の全配管（配管数千本）を1日で設計することを開発目標としている。

#### 2-2. AI を用いた熟練者の配管設計

過去に建設した原子力発電所の配管を AI で学習し、熟練設計と同様の配管を AI で生成できる。特に、既存プラントのポンプ、熱交換器、タンク周りの配管ルートをディープラーニングで学習させている。

#### 2-3. 各種機器の最適配置設計

配管に接続する、ポンプ、タンク、熱交換器等の機器の位置を移動、回転することができる。また、配管ライン上に設置する弁、オリフィス、サポート等の機器を適切な位置に設置できる。

#### 2-4. 設置性、機器操作性及びコスト評価

配管及び機器周りの空間状況の評価でき、設置性、操作性、コストを確認しながら、自動設計できる。

#### 2-5. 信頼性技術の適用

配管の圧力損失、乱れ、旋回流、振動、熱応力、減肉、等々を評価できることを開発目標としている。

#### 2-6. 既設プラント保守、点検への活用

本システムは、技術評価手法のプラットフォームとして、既存原子力発電所の保守、点検にも活用できる。

### 3. 結論

AI 及びデジタル設計により、配管、空調ダクト、ケーブルトレイを高速で自動設計できる見込みを得た。

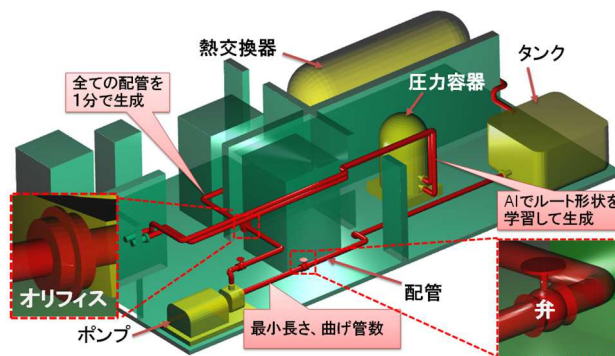


図1 AIを用いた自動設計の例

\*Shiro Takahashi<sup>1</sup>, Keita Okuyama<sup>1</sup>, Michiaki Kurosaki<sup>2</sup>, Eisuke Wakabayashi<sup>2</sup>, Tomoyasu Inoue<sup>2</sup>, Junta Yamada<sup>2</sup>, Yusuke Shimizu<sup>2</sup>, Shonosuke Yukita<sup>3</sup> and Shigehiko Kaneko<sup>4</sup>  
<sup>1</sup>Hitachi, <sup>2</sup>Hitachi-GE, <sup>3</sup>Hi-ICS, <sup>4</sup>Waseda Univ.

# 人工知能を用いた配管，空調ダクト，ケーブルトレイの自動設計システムの開発

## (2) 原子力プラントへの適用例

Development of Automatic Design System for Piping, Air Conditioning Duct and Cable Tray using AI

### (2) Application Examples to Nuclear Power Plant

\*山田 諄太<sup>1</sup>，黒崎 通明<sup>1</sup>，若林 英祐<sup>1</sup>，井上 智靖<sup>1</sup>，高橋 志郎<sup>2</sup>，奥山 圭太<sup>2</sup>，行田 将之佑<sup>3</sup>  
<sup>1</sup>日立 GE，<sup>2</sup>日立，<sup>3</sup>日立産業制御ソリューションズ

原子力発電所建設の抜本的コスト低減，工程大幅短縮，信頼性向上を目的に，AI を用いて配管，空調ダクト，ケーブルトレイを高速で自動設計するシステムを開発しており，本発表で AI 自動設計システムの実機プラントへの適用結果について報告する。

**キーワード：**配管，自動設計，BWR，ABWR，AI

### 1. 緒言

AI 自動設計システムの活用により，P&ID などをインプットとして，実プラントの CAD データ内に配管・空調ダクト・ケーブルトレイを引き回し，機器から機器，または部屋から部屋までを繋ぐ主ラインや，主ラインからの分岐ラインといった複数の長物機電設備の自動配置を行う．従前の配置設計では，検討に莫大な時間と人的コストを費やしていたが，AI 自動システムを活用した高速・最適設計を行うことで，抜本的な工程短縮・長物機電設備のコスト改善が可能となる．現在，原子力特有の配置ルールを踏まえた上で，配管物量が全体として，低減される最短ルート案を提示できる．本発表では幾つかの実施例を用いて，AI 自動設計システムの実機プラントへの適用結果について報告する。

### 2. 原子力プラントの適用例

#### 2-1. 壁周りの配管の自動設計例

図1に壁周りの自動設計例を示す．実機プラントでは配管サポートを設置するために，床・壁に沿った配管ルートとなることが要求される．本システムに壁と柱を区別して認識させることにより，上記要求を満足する配管ルートになることを確認した．また，実機プラントに倣い，壁面・床面に対して，垂直貫通するような貫通部を設けるようにシステム改良を行った．



図1 壁周りの配管の自動設計例

#### 2-2. ポンプ周りの配管の自動設計例

図2に示す複数の同型式ポンプ周りの配管においては，各ポンプの配管形状が極力同様であること，弁操作性を考慮した弁の配置であることが求められる．AI に対して実機プラントの配管形状を学習させることにより，実機プラントを模擬した配管形状としてルーティング可能であり，上記要求を満足することを確認した．

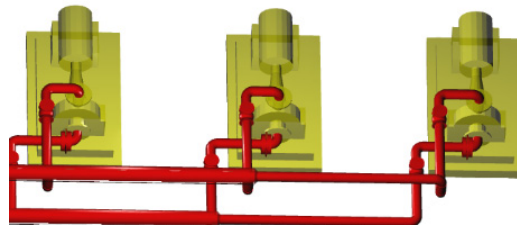


図2 ポンプ周りの配管の自動設計例

#### 2-3. エリア認識による自動設計例

高線量の内部流体を含む配管においては，管理区域内に配管を敷設し，極力，非管理区域内に高線量配管を配置しない．本システムを用いて，配管毎の線量率区分と管理区域エリアを認識させることにより，図3に示すように，配管の属性情報を基に，適切なエリアでのルーティングが可能であることを確認した．原子力特有の系統分離についても本機能を利用することで適切なエリアでのルーティング可能であることを確認した．

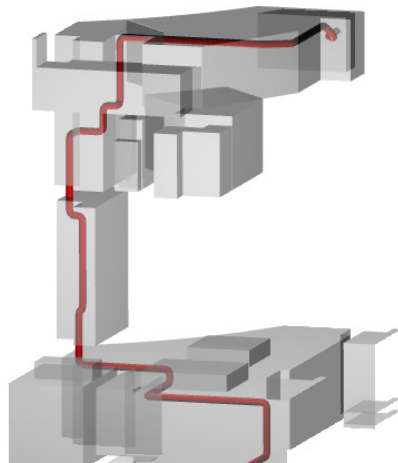


図3 高線量区域の自動設計例

### 3. 結論

日立で開発した AI 自動設計システムを用いることにより，原子力特有の配置ルールを踏まえた上でのルーティングが可能な見通しを得た．

\* Junta Yamada<sup>1</sup>，Michiaki Kurosaki<sup>1</sup>，Eisuke Wakabayashi<sup>1</sup>，Tomoyasu Inoue<sup>1</sup>，Shiro Takahashi<sup>2</sup>，Keita Okuyama<sup>2</sup>，Shonosuke Yukita<sup>3</sup>

<sup>1</sup> HGNE，<sup>2</sup> Hitachi，<sup>3</sup> Hitachi Industry & Control Solutions，



## 燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置の開発

### Development of the Blow Out Panel Closing System

\* 畠山 泰輔<sup>1</sup>, 遠山 典秀<sup>1</sup>, 齋藤 英俊<sup>1</sup>, 飯島 唯司<sup>1</sup>, 船曳 一央<sup>1</sup>, 能地 宏行<sup>1</sup>, 入澤 啓<sup>1</sup>  
<sup>1</sup> 日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社

原子力発電所では、従来より原子炉設備の安全機能維持を目的に、事故時の室内圧力や温度を低下促進するための圧力開放機構としてブローアウトパネル（BOP）が設置されており、我が社ではパネル開放後に躯体開口部を閉止する燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置（BOP 閉止装置）を開発した。本報では、閉止装置の機能、構造および開発段階の試験内容について報告する。

**キーワード：**ブローアウトパネル, BOP, 気密性, 過酷環境, 耐震

### 1. 緒言

東日本大震災での事故を踏まえ、原子炉運転員の被ばくリスク低減を低減する必要があり、事故時の BOP 開放後に躯体開口部を閉止することで、放射性物質の放出を防ぐ機能を付加することが重要である。

これに対し我が社では、原子炉建屋燃料取替床に設置された約 4m×4m の躯体開口部を閉止するために、Ss 地震動や SA 環境暴露後でも動作し、建屋気密を保持可能な BOP 閉止装置を開発した。本装置により、事故後でも二次格納容器バウンダリの形成を保ち、原子力発電所の安全性向上に寄与することが可能となる。

### 2. BOP 閉止装置の開発

#### 2-1. 閉止装置機能

BOP 閉止装置の機能として、“作動性”、“気密性”が重要となる。作動性は扉、門を動作し建屋開口部を閉止する機能であり、気密性は SGTS 起動後、二次格納容器として建屋気密を維持する機能である。また、装置は屋外に設置し、SA 事故後に動作するため、耐候性、耐環境性を有している必要がある。

#### 2-2. 閉止装置本体構造

閉止装置は、主に以下により構成される（図-1）。

- i) 開口部を閉止する扉
- ii) 扉を固定する門
- iii) 扉を駆動させる駆動系

BOP 開放後、装置扉が水平に移動し、躯体開口部閉止後、門を挿入して扉を固定する。なお、装置の主要構成部品は耐候性の観点より SUS 製とした。



図-1 BOP 閉止装置(加振試験)

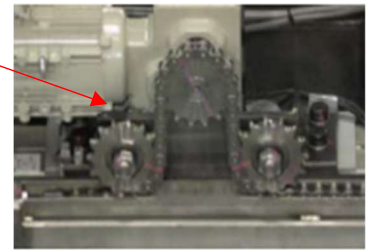


図-2 扉駆動部

#### 2-3. 開発試験概要

装置の作動性、気密性、耐環境性を確認するために、事前にリスクを抽出し対策した上で、各種開発試験を実施した。作動性の阻害要因としては、以下項目となる。

- a) 地震による構成部品の破損
- b) SA 環境による構成部品の劣化

構成部品の破損要因として代表的なものに駆動用チェーンの破断があり、これは扉を固定するための門にギャップがあり、地震時にこの隙間分地震で扉が動くことでチェーンに引張力が生じる。そこで、チェーンの引張強度（図-3）に見合う適切なギャップ量を設定した。これらの対策の結果、加振試験での破損は無く対策の有効性を証明した。

また、SA 環境への適応性については、可能な限り電気品は耐候性仕様とし、逸脱するものに関しては以下条件の耐候試験にてその性能を確認した。

- ①耐放射線性試験：5.7×10<sup>2</sup>Gy、②低温環境試験：24h@-17℃、
- ③蒸気暴露試験：6h@100℃蒸気、
- ④高温・高湿度試験：7×24h@66℃湿度 100%RH

これらの耐震性や耐候性を確認した部品材料で構成された閉止装置の通気量は A4 等級より上回る性能を有していることを確認した。（図-4）

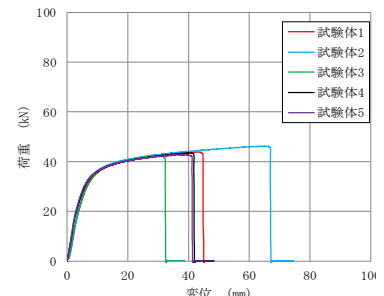


図-3 チェーン引張試験結果

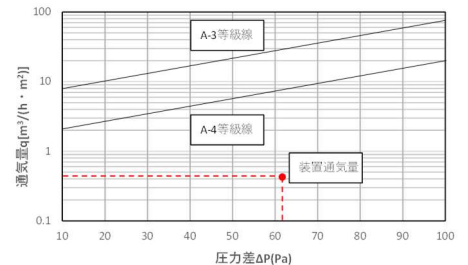


図-4 気密性能試験

### 3. 結論

BOP 閉止装置の開発により、原子力発電所における事故時の放射性物質放出を抑制し、安全性を向上させることが可能となった。装置は既設 ABWR プラントに採用されており、再稼働対応に大きく貢献している。

### 参考規格

[1] ASTM E283-04

\*Taisuke Hatakeyama<sup>1</sup>, Norihide Tohyama<sup>1</sup>, Hidetoshi Saito<sup>1</sup>, Tadashi Iijima<sup>1</sup>, Takahisa Funabiki<sup>1</sup>, Hiroyuki Noji<sup>1</sup>, Kei Irisawa<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

---

Oral presentation | I. General Issues | General Issues

## [1G01-04] Communication

Chair: Ryuta Takashima (TUS)

Wed. Mar 17, 2021 2:45 PM - 3:55 PM Room G (Zoom room 7)

---

### [1G01] Video production as a methodology for overcoming the conflicting axes of nuclear power vs. renewable energy -results and prospects-

\*Takenoshin Yaza<sup>1</sup>, Tomomi Samejima<sup>1</sup>, Tetsuo Sawada<sup>2</sup> (1. TGUISS, 2. Tokyo Tech)

2:45 PM - 3:00 PM

### [1G02] A Discussion Method Relating to Nuclear Energy and Geological Disposal

\*SHINJI MITANI<sup>1,4</sup>, HIROKO MIYUKI<sup>2,4</sup>, Naoki Kimura<sup>3</sup> (1. Nuclear Communications, 2.

Workshops and Instructional Strategies in Education, 3. Fukui University of Technology, 4. SNW)

3:00 PM - 3:15 PM

### [1G03] A Discussion Method Relating to Nuclear Energy and Geological Disposal

\*Hiroko Miyuki<sup>1</sup>, Toshiharu Miyakawa<sup>2</sup> (1. Workshops and Instructional Strategies in Education, 2. NPO Radiation Education Forum)

3:15 PM - 3:30 PM

### [1G04] Discussion on ALPS Treated Water with Reference to the Method of Deliberative Poll

\*Kyoko Oba<sup>1</sup>, Noboru Yanase<sup>2</sup>, Ryota Matsui<sup>3</sup> (1. JAEA, 2. Nihon Univ., 3. Yamanashi Pref. Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM

## 原子力 vs. 自然エネルギーの対立軸を乗り越えるための方法論としての映像制作 —その成果と展望—

Video production as a methodology for overcoming the conflicting axes of nuclear power vs. renewable energy -results and prospects-

\*矢座 孟之進<sup>1</sup>、鮫島 朋美<sup>1</sup>、澤田哲生<sup>2</sup>

<sup>1</sup>東京学芸大学附属国際中等教育学校、<sup>2</sup>東京工業大学

高校における自主的研究活動の一環として、原子力 vs. 自然エネルギーの対立軸を乗り越え対話を促進するための映像『日本一大きいやかんの話』を2019年に制作した。この映像は、これまでに各種の映画祭など高評価を得て、対話のための基盤情報として実践的に利用されて来ている。これまでの反響を受けて続編の制作を開始した。

**キーワード：**原子力、自然エネルギー、対立軸、対話、映像制作

### 1. 緒言

原子力 vs. 自然エネルギーの対立軸を乗り越え対話を促進する方法として、ドキュメンタリー映像を作成した。この映像は、すでに一般公開され、映画祭への出展等で高い評価を得ている。また、日本各地で上映会が催され、対立軸を超える対話のための基盤情報を提供し意識改革にの端緒を開いてきた<sup>[1]</sup>。これまでの成果と展望、今後の課題を提示する。



図1 『日本一大きいやかんの話』のタイトルバック

### 2. 方法

映画制作者らは中学3年生時の社会科の授業で原発をめぐる討論を経験したが、原発を巡ってはなかなか話し合いが成立しないことに「気持ち悪さ」を感じた。このことを契機に、対立軸を超えた対話の可能性を開くための映像制作に踏み切った。映像は、科学者、企業家、市民などへの約1年半にわたるインタビュー取材を40分にまとめあげ2019年に完成した。原子力推進派、自然エネルギー派がともに原子炉を「大きいやかん」に喩えたことから、映像のタイトルは『日本一大きいやかんの話』とした。

### 3. 成果と展望

『日本一大きいやかんの話』は「高校生のための eiga worldcup2019」(NPO 法人映画甲子園主催)において、最優秀作品賞を受賞したことを皮切りに、各種のメディア(高校生新聞、朝日新聞、東京新聞他)で取り上げられ、各地で上映会が催されて来ている。上映会は一般の人々対象のものに加えて、中学校・高校等でも開催されており、それぞれの局面で原子力 vs. 自然エネルギーの対立軸を超える対話の端緒を開いて来ている。

今後の展望としては、本映像に寄せられた意見や反響に基づき続編を制作し世に問うことにある。

### 4. 結言

『日本一大きいやかんの話』は制作者らと同世代の高校生のみならず、中学生や一般の人々にエネルギー問題に横たわる対立軸を超えた対話を促進する端緒となった。今後は、続編の制作と公開を通じて、さらに根源的な対話を促進し、対立軸を超えた情報共有と意思の疎通をより一層促進するための機会の創出に資することを目指していく。

**参考文献** [1] 矢座孟之進「ドキュメンタリーによる意識改革」日本原子力学会誌 ATOMOΣ 2020 年 62 巻 1 号 p. 1

\*Takenoshin Yaza<sup>1</sup>, Tomomi Samejima<sup>1</sup>, Tetsuo Sawada<sup>2</sup>

<sup>1</sup>TGUSS, <sup>2</sup>Tokyo Tech.

## 原子力エネルギーと地層処分に係るディスカッション手法「みゆカフェ」をオンライン授業で！

### (1) 自分の出身地が地層処分場になったら

#### A Discussion Method Relating to Nuclear Energy and Geological Disposal

#### (1) Supposing that Geological Disposal Site Candidate come to our Home-town

\*三谷 信次<sup>1, 4</sup>, 幸 浩子<sup>2, 4</sup>, 野村 直希<sup>3</sup>

<sup>1</sup> 原子力コミュニケーションズ, <sup>2</sup> W. I. S. E. 教育企画, <sup>3</sup> 福井工業大学, <sup>4</sup> シニアネットワーク連絡会

キーワード、高レベル放射性廃棄物処分、地層処分、シニアネットワーク対話会、オンライン対話、自分事、みゆカフェ、地層処分地に福井県が立候補

### 1. 緒言

高レベル放射性廃棄物最終処分場誘致につながる「文献調査」について、北海道寿都町と神恵内村が応募を表明し、NUMO は、文献調査実施を盛り込んだ事業計画変更認可申請を 11 月 2 日に行い、17 日に認可を得て調査に着手した。日本原子力学会シニアネットワークでは、これらの出来事を自分事として捉え、「もし、自分の出身地が最終処分場の候補地になったら？」という前提で福井工大の学生と対話しようと考えた。コロナ禍にあり、直接対面での対話はできなかったが、MS Teams を利用し、ホワイトボードを使用したオンラインによる「みゆカフェ（独特なディスカッション方法）」の実施に挑戦した。今回はその実施の手順と対話の結果をまとめた。

### 2. 方法

シニアネットワーク連絡会（以下 S N W）では 10 年以上前より、原子力エネルギー・放射線等に関する技術の継承・啓蒙等を目的の一つとして、技術系や教育系の大学・高専の学生・院生達を対象に大学に出かけて行き対話活動を行ってきている（注 1）。今年度はコロナ禍のためオンラインによる対話になるところが多くあった。福井工業大学についても MS Teams を使って 8 つのグループにわけ各テーマでオンライン対話し、その内の一つに「地層処分」が有り、標題に示す副題で議論を始めようとした。

一方対話手法の「みゆカフェ」は S N W とは別に W. I. S. E 教育企画が開発したもので、主に小中学生を対象にサブテーマごとにテーブルを決めて、生徒達がテーブルを順回し各サブテーマに意見や疑問を素早く模造紙に書き込んで行き、最後にまとめの生徒がテーブルに書かれた内容を纏め上げながら発表するものである。これをテーブルの代わりに MS Teams のホワイトボードアプリ Freehand by inVision を使って S N W の対話会の中に組み込んで福井工大生を対象にオンラインで試行した。

参加の学生は 3 年生 1 名、1～2 年生 6 名、シニア 2 名が対応した。学生達を選出したサブテーマは次の 3 つであった。ホワイトボードを中央で十字に 4 等分し、下図のように分けて意見・疑問等を各自一斉に書き込んだ。シニアもその回りにコメント等を書き込んでいった。

|          |                  |
|----------|------------------|
| テーマ 1 環境 | テーマ 2 海外の事情      |
| テーマ 3 行動 | 総論<br>まとめ<br>解決案 |

1. 環境面で悪化が考えられる（もしもの場合を考える）
2. 海外の事情（進んでいる国）日本と何が違う？
3. 自分の出身地なら、どう行動すべきか？

### 3. 結論

S N W の対話の中に「みゆカフェ」を組み込んだわけであるが、どうしても基調講演に時間を割くため、「みゆカフェ」の時間が短くならざるを得なかった。そのため「自分の出身地なら、どう行動すべきか？」のサブテーマに付いては時間切れで思ったほど十分に掘り下げた議論にまでは至らなかった。

また、MS Teams のホワイトボードを自由に使いこなすには、年輩のシニアにはかなり場数をこなす必要のあることも痛感した。対話の詳細内容は次の講演 (2) で発表する。

注 1) S N W の今年度 (前半) の活動状況については、当春の年会の企画セッションで S N W から発表予定

\*SHINJI MITANI<sup>1, 4</sup>, HIROKO MIYUKI<sup>2, 4</sup>, Naoki Kimura<sup>3</sup>、

1. Nuclear Communications, 2. Workshops and Instructional Strategies in Education,
3. Fukui University of Technology, 4. S N W

# 原子力エネルギーと地層処分に係るディスカッション手法 「みゆカフェ」をオンライン授業で！

## (2) 小学校編「それってどうなの？ 本当にイイの？」

A Discussion Method Relating to Nuclear Energy and Geological Disposal

(2) "Me-You Cafe" On-Line Style in Elementary Schools in Japan

\*幸 浩子<sup>1</sup>, 宮川 俊晴<sup>2</sup>

<sup>1</sup>W. I. S. E. 教育企画, <sup>2</sup>NPO 法人 放射線教育フォーラム

Even during this COVID-19 misfortune, it is indispensable to promote environmental initiative in practical activities. The class-on-demand on this critical issue have been taught in elementary schools in various parts of Japan since 2010. However, this year, the visiting on-demand classes have operated as on-line. This paper reports procedure and result of Me-You café online style with Zoom.

**Keywords :** Energy Environmental Education, Radiation Education, HLW management, Geological disposal, Elementary Schools, Class-on-demand on line, Me-You Cafe, Risk Communication

### 1. 緒言

コロナ禍にあっても、エネルギーと発電と環境を総合的に考え、実践的な取り組みを推進することが学童期より必要である。本発表では原子力エネルギーと地層処分に係るディスカッションを含む出前授業を、Zoomを使った on-line で実施するためにどのような配慮がなされたか、その実践方法と結果をまとめた。

### 2. 実践方法と手順

対面で出前授業ができない場合、どのような on-line 授業であれば小中学校でより受け入れられるか、項目別に聞き取り調査を行った。今回は主催者（授業者）と参加者（現場教師と児童）の双方が on-line になるのではなく、現場教師と児童は通常通り登校し、授業者が遠隔で授業を行うという on-line 方法をとる。

1. 現場の先生方の求める授業と授業者の実施したい授業は一致するか。on-line 授業でも実施したいか。
2. 授業に必要な実験用教材の他に、on-line 授業を実施するに当たり、班別活動の為に班の数のタブレット PC とそれらを固定して撮影する三脚が必要である。インターネット環境については Wi-Fi を準備する。
3. 小学校において、現場教師がパソコンやタブレットの利用に慣れているか、Zoom 機能が使えるか、使う事に抵抗はないか。タブレットが各班に置かれ映像が写っている事に対して児童はどの様に反応するか。

### 3. みゆカフェ（みゆき式ワールドカフェ）（図1）

「みゆカフェ」とは個々のブレインストーミングの結果を基に、彼我がブレインストーミングをする連鎖反応効果を活用した討議法で、対面の場合、班ごとに異なるテーマを決め、児童達は班を順回し各テーマに対する意見や疑問を書き込む。授業者や教師も介入できる。一巡したのち班でテーマについて議論し、結果をまとめて発表をする。今回の遠隔授業における「みゆカフェ」は極めて対面に近い方法での実施を考えた。

### 3. 結言

高等教育では、みゆカフェ on-line は、MS Teams のホワイトボードを利用して、成功が実証済みである。小学校では児童各自がキーボード入力をする事は技術的に困難と考えられるが、多くの児童は、タブレット端末であれば、スマホやゲーム機の利用に慣れている事から、抵抗なくチャットや書き込み作業ができた<sup>[1]</sup>事から、小学校でも、みゆカフェの on-line 化は可能になると推察する。

### 参考文献

[1]大貫翔貴「子供も教師もゼロからのスタート」~Teams を使って普段の授業を~[youtube.com/watch?v=doDjWvsz8zA](https://www.youtube.com/watch?v=doDjWvsz8zA) 2020.04.29

\*Hiroko Miyuki<sup>1</sup> and Toshiharu Miyakawa<sup>2</sup> 1. Workshops and Instructional Strategies in Education, 2. Radiation Education Forum

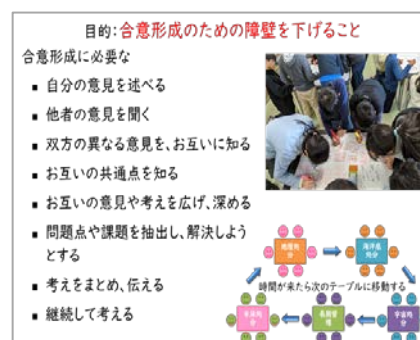


図1) みゆカフェ：活動の目的と方法



# 討論型世論調査の手法を参考にした ALPS 処理水に関する討議 高専生を対象とした場の設計と実施

Discussion on ALPS Treated Water with Reference to the Method of Deliberative Poll  
Design and Implementation of Forum for National Institute of Technology Students

\*大場 恭子<sup>1</sup>, 柳瀬 昇<sup>2</sup>, 松井 亮太<sup>3</sup>

<sup>1</sup>IAEA, <sup>2</sup>日大, <sup>3</sup>山梨県立大

福島第一原子力発電所事故の廃炉によって生じる ALPS 処理水について、討論型世論調査の手法を参考に  
して、福島高専の生徒を対象とした討議の場（以下、「高専 DP」）を設計し、実施した。

**キーワード：** 討論型世論調査, ALPS 処理水, 風評被害, 福島第一原子力発電所

## 1. 緒言

ALPS 処理水の取扱いについて、国は、2013 年以降、専門家委員会を設置し、技術的な観点だけでなく社会的な観点も含めて総合的に検討し、報告書を公表した。この報告書に対し、複数の福島県内の自治体や産業団体から、意見書が提出されている。他方、未来を担う若い世代が、本報告書や ALPS 処理水について、十分に理解し、考えているとは言い難い。そのため、本研究では、一般市民が特定のテーマについて議論する討議デモクラシーの手法のひとつである討論型世論調査（Deliberative Poll; DP）<sup>[1]</sup>に注目し、その方法を参考に、福島高専の生徒を対象とした ALPS 処理水に関する討議の場を設計し、実施した。

## 2. 高専 DP の概要

**2-1. 高専 DP の設計** DP の参加者が学びながら自ら考えることを重視し、高専生を対象にどのような方法が実施可能であるかを検討し、アンケート調査の回数や討論フォーラムの大枠を維持する形とした（図 1）。

**2-2. DP との違い** 本来の DP では、広く一般を対象に世論調査を行い、世論調査において自ら参加の意思表示をした中から討論フォーラムの参加者を選出する。しかし、高専 DP は、対象が高専生に限定されており、討論フォーラム参加者も本人の自由意思ではなく科目履修者が自動的に選定されることから、統計学的な代表制がなく、基本的属性も同じである等の違いがある。

**2-3. 小グループ討論のテーマの設定** 討論フォーラムでは、小グループ討論を 2 つ実施した。小グループ討論①は「ALPS 処理水をどうするかを自分たちが決めることになったら、どのような情報が必要か」「ALPS 処理水をどうするかを決めるにあたっては、どのような価値を重視するのか」「ALPS 処理水のような問題はだれがどのように決めるべきか」をテーマとした。小グループ討論②は「ALPS 処理水のあり方を考える上で風評被害をどう捉えるべきか」や「風評被害への対策」をテーマとした。

**2-4. アンケート調査の実施** 小グループ討論のテーマとリンクさせたアンケート調査票を作成した。t1 のみ 2 年生全員を対象とした。その後、討論フォーラム参加者のみに資料を配布し、t2 および t3 を実施した。

## 3. 結論

学会発表では、高専 DP の設計および実施に基づき、本手法の可能性について報告する。

## 参考文献

[1] 柳瀬昇：“熟慮と討議の民主主義理論——直接民主制は代議制を乗り越えられるか”，ミネルヴァ書房，2015

\*Kyoko Oba<sup>1</sup>, Noboru Yanase<sup>2</sup> and Ryota Matsui<sup>3</sup>

<sup>1</sup>IAEA, <sup>2</sup>Nihon Univ., <sup>3</sup>Yamanashi Prefectural Univ.

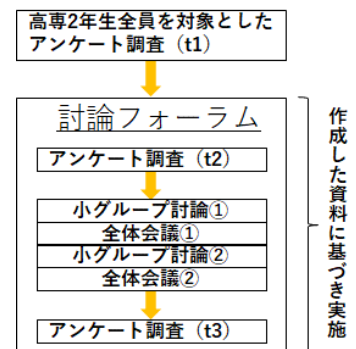


図 1 高専 DP の枠組



---

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

## [1I01-05] Waste Management 1

Chair: Ryoji Kusaka (JAEA)

Wed. Mar 17, 2021 10:30 AM - 12:00 PM Room I (Zoom room 9)

---

### [1I01] Consideration for long-term storage of a spent zeolite adsorption vessel

\*Yusuke Sagawa<sup>1</sup>, Isao Yamagishi<sup>2</sup>, Atsuhiko Terada<sup>2</sup>, Kazuyoshi Uruga<sup>3</sup>, Takeshi Tsukada<sup>3</sup> (1. Nuclear Engineering, 2. JAEA, 3. CRIEPI)

10:30 AM - 10:45 AM

### [1I02] Consideration for long-term storage of a spent zeolite adsorption vessel

\*Kazuyoshi Uruga<sup>1</sup>, Takeshi Tsukada<sup>1</sup>, Isao Yamagishi<sup>2</sup>, Atsuhiko Terada<sup>2</sup> (1. CRIEPI, 2. JAEA)

10:45 AM - 11:00 AM

### [1I03] Evaluation of Strontium Penetration Behavior in Concrete Structural Materials

\*Yuko Kimoto<sup>1</sup>, Kai Yoneyama<sup>1</sup>, Isamu Sato<sup>1</sup>, Haruaki Matsuura<sup>1</sup>, Eriko Suzuki<sup>2</sup>, Shuhei Miwa<sup>2</sup> (1. Tokyo City University, 2. Japan Atomic Energy Agency)

11:00 AM - 11:15 AM

### [1I04] Study of penetration behavior of Cs into concrete using neutron activation analysis

\*Kai Yoneyama<sup>1</sup>, Isamu Sato<sup>1</sup>, Haruaki Matsuura<sup>1</sup>, Norihiko Kurihara<sup>1</sup>, Naoya Miyahara<sup>1</sup>, Eriko Suzuki<sup>2</sup>, Shuhei Miwa<sup>2</sup> (1. TCU, 2. JAEA)

11:15 AM - 11:30 AM

### [1I05] $G_{H_2}$ from inorganic hydrates and hydroxides

\*Jun Kumagai<sup>1</sup>, Katsuyoshi Horinouchi<sup>2</sup>, Kumi Negishi<sup>3</sup>, Masaya Ida<sup>3</sup> (1. Institute of Materials and Systems for Sustainability, Nagoya University, 2. Graduate School of Engineering, Nagoya University, 3. Taiheiyo Consultant Co. LTD)

11:30 AM - 11:45 AM

## 廃ゼオライトの長期保管方策の検討

### (15) 実規模乾燥試験後の塩分析結果

Consideration for long-term storage of a spent zeolite adsorption vessel

(15) Salt deposition on zeolite after the full-scale drying test

\*佐川 祐介<sup>1</sup>, 山岸 功<sup>2</sup>, 寺田 敦彦<sup>2</sup>, 宇留賀 和義<sup>3</sup>, 塚田 毅志<sup>3</sup>

<sup>1</sup>原子力エンジニアリング, <sup>2</sup>日本原子力研究開発機構, <sup>3</sup>電力中央研究所

福島第一原子力発電所事故の水処理で発生する廃ゼオライト吸着塔の長期保管方策検討の一環として、吸着塔の腐食評価に影響する内部環境を推定するため、実寸大の SARRY™ 吸着塔内部試験体を用いたヒーター加熱試験が行われた。本発表では、試験後のゼオライトに析出した塩分濃度を測定した結果を報告する。

**キーワード:** ゼオライト、腐食、加熱、残水

#### 1. 緒言

放射性 Cs を吸着した廃ゼオライト吸着塔に残留する洗浄水（残水）の性状は、ステンレス製容器の腐食発生評価に必要な情報である。実吸着塔の 1/4 スケール可視化模型を用いた内部加熱による乾燥試験では、ゼオライト充填層の中心部を加熱すると、残水の塩化物イオン(Cl)濃度の低下や中心ヒーター管に付着したゼオライトから高濃度の Cl が検出されている<sup>[1]</sup>。実寸大の試験体を用いた実規模の加熱試験<sup>[2]</sup>では、加熱時間とともに残水の Cl 濃度の低下が観察されている<sup>[3]</sup>。本発表では、実規模の加熱試験後に試験体内部からゼオライトを採取し、ゼオライトに析出した塩分濃度を測定した結果を報告する。

#### 2. 試験方法

SARRY™ 試験体にゼオライト吸着材（UOP 製 IE96）を充填し、模擬残水（NaCl 水、Cl 濃度 44.8 [mg/L]）で満たした後に排水し、内部ヒーターで 51 日間加熱して試験体底部の排水管から残水を排水した。本試験では、加熱・排水の 7.5 ヶ月後に上部鏡板を取り外し、シートをかけた状態で 5 ヶ月保管した後、ゼオライト表層に円柱型の治具（φ 20mm×H2300mm）を挿入し、図 1 に示す 8 箇所の試料採取位置からゼオライトを採取した。採取したゼオライトは、乾燥・吸湿（80%RH）後に純水と混合し、ろ液中の Cl 濃度を ICP-OES(真空紫外型)で測定した。ろ液中の Cl 質量 [mg] を吸湿したゼオライト質量 [g] で除して Cl 析出濃度 [mg/g-80%RH] を、保管期間中の塔内に残存する Cl 質量 [mg] をゼオライト質量 [g] で除した Cl 析出平均濃度 [mg/g-80%RH] を算出した。

#### 3. 試験結果・考察

図 2 に試料採取位置を中心軸から径方向への距離を直線上に記した試験体断面図と Cl 析出濃度を示す。加熱停止時にゼオライト温度が 100℃以上と推定される蒸発界面付近の試料（①、③）と加熱停止時の残水液面付近の試料（②）の Cl 析出濃度は Cl 析出平均濃度よりも高い値を示した。蒸発界面付近の試料（①、③）は、ヒーター加熱により乾燥したゼオライト層が残水を吸い上げ蒸発することにより Cl 析出濃度が高くなったと考えられ、1/4 スケール可視化模型を用いた乾燥試験と同様な結果が得られた。残水液面付近の試料（②）では、中心ヒーター先端付近の試料であることから加熱中に Cl が濃縮した可能性がある。一方、ステンレス製容器付近の試料（⑦、⑧）の Cl 析出濃度は Cl 析出平均濃度よりも低い値であった。試験体加熱中に発生した水蒸気が上部鏡板等の容器付近で冷やされ、凝縮した水が容器内壁を流れたためと考えられる。これは、容器付近の残水界面（気液界面部分）において、凝縮水の流入により Cl 濃度が低くなることを示唆している。

以上のように、加熱試験後に採取した試料の塩分析結果も、容器付近の Cl 濃度が低くなることを示唆しており、ステンレス製容器の塩分腐食発生リスクが保管中に緩和される可能性を支持した。

#### 参考文献

- [1] 宇留賀、塚田、山岸、寺田、内山 日本原子力学会 2015 年秋の大会予稿集 「廃ゼオライトの長期保管方策の検討 (9)」  
 [2] 有阪、山岸、佐藤、寺田 日本原子力学会 2019 年秋の大会予稿集 「廃ゼオライトの長期保管方策の検討 (13)」  
 [3] 山岸、有阪、佐藤、寺田 日本原子力学会 2019 年秋の大会予稿集 「廃ゼオライトの長期保管方策の検討 (14)」

\*Yusuke Sagawa<sup>1</sup>, Isao Yamagishi<sup>2</sup>, Atsuhiko Terada<sup>2</sup>, Kazuyoshi Uruga<sup>3</sup>, Takeshi Tsukada<sup>3</sup>

<sup>1</sup>NuclearEngineering, <sup>2</sup>JAEA, <sup>3</sup>CRIEPI

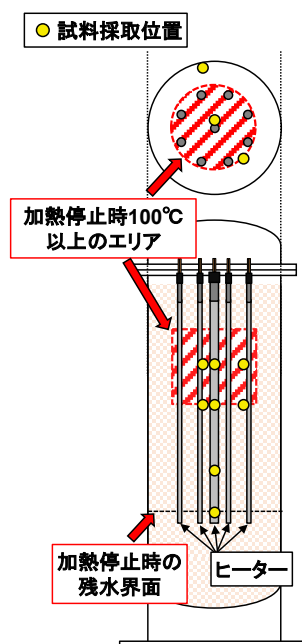


図 1 試験体からの試料採取位置

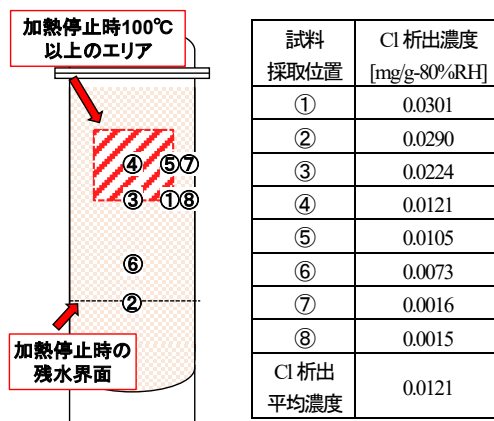


図 2 ゼオライトの Cl 析出濃度

## 廃ゼオライトの長期保管方策の検討

### (16) 残水浸透挙動を考慮したモデルによる使用済ゼオライト吸着塔内の数値解析

Consideration for long-term storage of a spent zeolite adsorption vessel

(16) Numerical simulation of inner used zeolite vessel including permeation model of remained contaminated water

\*宇留賀 和義<sup>1</sup>, 塚田 毅志<sup>1</sup>, 山岸 功<sup>2</sup>, 寺田 敦彦<sup>2</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

福島第一原子力発電所の汚染水処理に使用されたゼオライト吸着塔の保管時の塔内挙動を予測している。内部の残水の蒸発・凝縮およびゼオライトへの浸透について、試験結果に基づくモデルを構築し、数値解析を行った結果、残水に含まれる塩分は吸着塔の中心部に濃縮され、残水中塩分濃度は減少することがわかった。

**キーワード**：福島第一原子力発電所、汚染滞留水、ゼオライト、浸透、腐食

**1. 緒言** 使用済ゼオライト吸着塔の保管時の塔内挙動を明らかにするため、これまでに、1/4 サイズの吸着塔模型および実規模吸着塔を使用し、塔中心部分を加熱する試験を実施した<sup>1,2)</sup>。この結果、塔内に残留した汚染水（残水）は、ゼオライトへの浸透で塔中心部分に移動した後、水分は蒸発して塔内を還流する一方で、塩分は蒸発しないため蒸発界面に固定され、結果として残水中の塩分(Cl-)濃度は時間と共に減少した。塩分濃度の減少は吸着塔容器の腐食リスク低減に寄与することから、現在、実吸着塔での残水挙動について数値計算による推定を進めている。本研究では、これまでに別途カラム試験で取得したゼオライトへの残水の浸透挙動<sup>3)</sup>をモデル化して数値計算に反映し、上記の吸着塔試験結果と計算結果を比較検討した。

**2. 数値モデル** 残水の移動は毛細管凝縮によるゼオライト充填層への浸透であるとして、ゼオライト粒子間および粒子内に径の異なる3種類の毛細管が存在すると仮定した。毛細管内は Hagen-Poiseuille 流れとした場合、単位時間に輸送される残水量  $Q$  (kg/m<sup>2</sup>/s)は、

$$Q = \frac{\pi k \rho r_i^3}{8 \mu L} (2T \cos \theta - \rho g r_i L) \left( n_{\max,i} - \frac{(n_{\max,i} - n_{\min,i})L}{L_{\max,i}} \right)$$

となる。ここで、添え字  $i$  ( $i=1,2,3$ )は3種類の毛細管を表し、 $r$ は毛細管半径(m)、 $L$ は浸透距離(m)、 $\mu$ は残水粘度(Pa·s)、 $T$ は残水表面張力(N·m)、 $\theta$ は接触角、 $\rho$ は残水密度(kg/m<sup>3</sup>)、 $g$ は重力加速度(m/s<sup>2</sup>)、 $k$ は流路抵抗(-)、 $n_{\max}$  および  $n_{\min}$  は単位面積当たりの最大・最小流路数(m<sup>2</sup>)、 $L_{\max}$ は最大浸透距離である。各係数値を表1に示す。塩分については、残水にすべて溶解し、上記の浸透に伴って移動するが、残水蒸発時にはその場に留まり、濃縮されることとした。熱の輸送は計算せず、与えられた温度条件下での飽和水蒸気濃度から、残水の蒸発量および水蒸気の凝縮量を計算した。水蒸気は濃度拡散による移動を考慮し、対流は検討外とした。

表1 各パラメータの値

| $i$        | 1        | 2        | 3        |
|------------|----------|----------|----------|
| $r$        | 2.50E-04 | 2.20E-04 | 5.00E-06 |
| $k$        | 8.00E-03 | 1.00E-05 | 5.00E-06 |
| $n_{\max}$ | 2.76E+06 | 3.43E+06 | 4.09E+09 |
| $n_{\min}$ | 2.71E+06 | 2.18E+06 | 1.28E+09 |

**3. 結果および考察** 1/4 サイズの吸着塔模型を用いた試験について計算した結果、残水中の塩分は塔中心部に濃縮される現象は再現できた。一方で、塔底部の残水中 Cl-濃度は、試験では約20日でほぼゼロとなったのに対し、計算では160日程度を要した(図1)。Cl-濃度の減少は、蒸発残水が凝縮して還流し、底部に溜まった残水と混合されることで生じると推定された。この混合を再現するため、底部の残水中 Cl-濃度は常に混合されて均一となる条件をモデルに追加したところ、減少に要する期間は80日程度に改善された。試験値との乖離をさらに減少させるには、還流水がより多く底部に輸送されるチャネリング等の現象について考慮する必要がある。本計算では、塩分の減少に要する期間の妥当性については検討の余地があるが、定性的な挙動については示すことができたといえる。発表では実機の解析例も報告する。

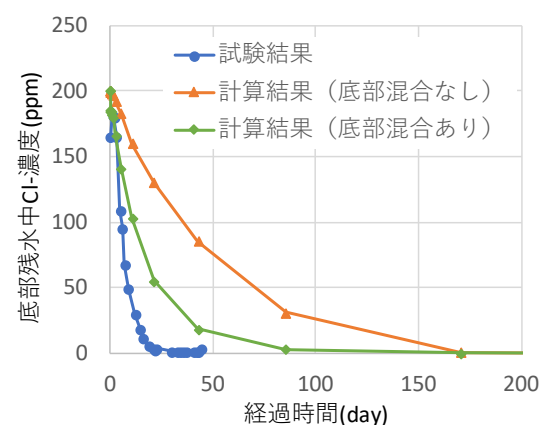


図1 吸着塔底部残水中 Cl-濃度の時間変化

- 1) 宇留賀, 塚田, 山岸, 寺田, 内山, 日本原子力学会 2015 秋の大会, I19.
- 2) 山岸, 有坂, 佐藤, 寺田, 日本原子力学会 2019 秋の大会, 1B03.
- 3) 宇留賀, 塚田, 寺田, 山岸, 日本原子力学会 2018 秋の大会, 2G01.

\*Kazuyoshi Uruga<sup>1</sup>, Takeshi Tsukada<sup>1</sup>, Isao Yamagishi<sup>2</sup>, Atsuhiko Terada<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Central Research Institute of Electric Power Industry, <sup>2</sup>Japan Atomic Energy Agency

## コンクリート構造物へのストロンチウム浸透挙動評価

### Evaluation of Strontium Penetration Behavior in Concrete Structural Materials

\*木本 裕子<sup>1</sup>, 米山 海<sup>1</sup>, 佐藤 勇<sup>1</sup>, 松浦 治明<sup>1</sup>, 鈴木 恵理子<sup>2</sup>, 三輪 周平<sup>2</sup>

<sup>1</sup> 東京都市大学, <sup>2</sup> 日本原子力研究開発機構

東電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。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物へ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処理・処分を施す必要がある。本研究では、コンクリート構造物への Sr の浸透メカニズムを把握することを目的に、浸透試験を実施した。その結果、Sr は pH によって浸透速度が変化することが明らかとなった。

**キーワード(keywords) :** 東電福島第一原子力発電所, コンクリート, Sr, EXAFS

#### 1. 背景と目的

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<sup>[1]</sup>。Cs に関してはその浸透挙動に関する情報が取得されつつあるが、Sr に対するデータは少ない。そのため、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物への Sr 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。本研究は陰イオンの異なる水溶液、SrCl<sub>2</sub> 及び Sr(OH)<sub>2</sub> 水溶液を用いた Sr のコンクリートに対する浸漬試験及び浸漬後コンクリートの EXAFS 分析、蛍光 X 線分析を実施し、コンクリートへの Sr 浸透メカニズムの把握を目的とする。

#### 3. 方法

本学・都市工学科の協力のもと作製したコンクリートを対象に Sr 浸透試験及び試験後の試料に対して蛍光 X 線分析、EXAFS 測定を行った。1M SrCl<sub>2</sub> 及び Sr(OH)<sub>2</sub> 水溶液に 1 日浸漬したコンクリート試験片を表面から 0.5mm ずつ 3.0mm 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 Sr K $\alpha$  線に着目した蛍光 X 線分析を行うことで Sr の浸透深さ分布を把握した。EXAFS 測定は高エネルギー加速器研究機構において、透過法で Sr K 吸収端に着目して行い、得られたコンクリート中の Sr 近傍構造に対して比較、検討を行った。

#### 4. 結果及び考察

浸透試験後のコンクリート試料を対象とした蛍光 X 線分析によって表面から 3.0mm 深さまで SrCl<sub>2</sub> 及び Sr(OH)<sub>2</sub> ともに有意な強度が出ており、減少傾向にあることが分かったが、浸透速度に違いがみられた。今後は検量線を引き、モル濃度に直すことにより塩化物と水酸化物を用いた場合でのストロンチウムの浸透の相違を評価する(図 1)。EXAFS 測定では(図 2)、Sr が Sr-Cl ではなく Sr-O 構造の最近傍に近い距離を取っていることから、コンクリート由来の酸素に配位した構造を取っていることが確認できた。図 1 における浸透速度の差は pH が異なったためと考えられ、浸漬時間を変えた試験を今後実施する予定である。

#### 参考文献

[1] 小崎等、2018 3L01 日本原子力学会春の年会、コンクリート廃棄物管理シナリオ解析

\*Yuko Kimoto<sup>1</sup>, Kai Yoneyama<sup>1</sup>, Isamu Sato<sup>1</sup>, Haruaki Matuura<sup>1</sup>, Eriko Suzuki<sup>2</sup>, Shuhei Miwa<sup>2</sup> <sup>1</sup>Tokyo City University, <sup>2</sup>JAEA.

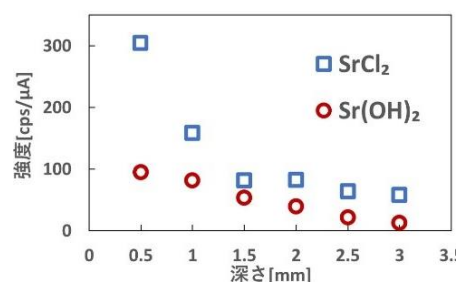


図 1 XRF 分析による深さ方向の Sr 強度

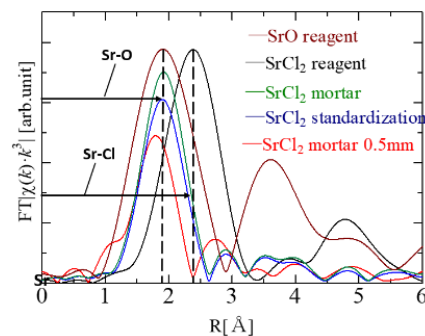


図 2 吸着および浸透試験によるストロンチウム含有試料の EXAFS 構造関数



## 中性子放射化分析によるコンクリートへの Cs 浸透挙動の検討

### Study of penetration behavior of Cs into concrete using neutron activation analysis

\*米山海<sup>1</sup> 佐藤勇<sup>1</sup> 松浦治明<sup>1</sup> 宮原直哉<sup>1</sup> 栗原哲彦<sup>1</sup>

鈴木恵理子<sup>2</sup> 三輪周平<sup>2</sup>

<sup>1</sup>東京都市大学 <sup>2</sup>日本原子力研究開発機構

コンクリートへの Cs 浸透メカニズムの解明に資するため、代表的なモルタル、粗骨材及びそれらを混合したコンクリートへの Cs 浸透実験を行った。分析には中性子放射化分析を用い、より詳細な評価を行える見込みを得た。

**キーワード**：放射性セシウム、コンクリート、放射性廃棄物、浸透挙動、分配係数、拡散係数

#### 1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉において、構造物であるコンクリートを含んだ解体廃棄物が数十万トン発生すると推測され、その安全かつ合理的な処理・処分が必要とされている。その汚染物質としては化学的に活性な放射性 Cs を重要視するものがあり、主な解体廃棄物としてはコンクリートが挙げられる。本研究では合理的な処理・処分に繋がるとして、コンクリートに対する Cs の浸透挙動の原理的解明を目的としている。

Cs のコンクリートに対する浸透挙動は、コンクリート主成分である Ca とのイオン交換による収着及びコンクリート内部への Cs の拡散の 2 つのプロセスが重要である[1]。本研究においては収着を評価するための分配係数、拡散を評価するために拡散係数を物性値として挙げている。より実機に近い形での濃度依存性データを取得することを目的とし、濃度の低い Cs を用いた実験と測定を可能とするため分析方法として中性子放射化分析を用いた分析を行い、浸透挙動を評価した。

#### 2. 実験方法

コンクリート及びモルタル試料は当大学の都市工学科の協力のもと作製した。粗骨材(花崗岩)のみ、粗骨材を含まないモルタル(普通ポルトランド)のみ及び既知の分布で骨材を配合したコンクリート(以下、「規格化コンクリート」)の 3 種類を 20.0mm×20.0mm×20.0mm のサイズで作製した。

**2-1. 収着実験** 粉砕した上記の試料粉末を 50~100 μm の粒径にふるい分けした。遠沈管に作製した骨材とモルタルの粉末試料 5g と 10<sup>-4</sup>M の CsOH 水溶液 50ml を入れ振とう器にかけた。5 日ごとに遠心分離器にて固液分離した後、上澄みの溶液を一回につき 500 μl ずつ採取し、原子吸光光度計を用いて Cs 濃度を測定し、分配係数を求めた。

**2-2. 浸透実験** 浸透試験では既往の実験[2]と同じく、エポキシ樹脂でコーティングした試料を作製し、浸透を表面からの一方向に限定するために一面のみに研磨を施してコンクリート及びモルタル部分を露出させた状態とした。ビーカーの中に一種類ずつ試料を入れ 10<sup>-4</sup>M の CsOH 水溶液を 40ml 入れた。これを室温(約 25℃)の実験室で 10 日間保管した。水溶液から取り出し液体をふき取り観察面を研磨した。

#### 3. 中性子放射化分析の概要と測定結果の例

浸透実験に用いたモルタル・粗骨材・規格化コンクリート試料を浸透面から 0.5mm ずつ 4 回、合計 2.0mm までの研磨で得られた研磨粉を KUR で 1 時間の中性子照射を行った後、時間を置き Ge 半導体検出器で計測する。すなわち、コンクリートに添加した非放射性 <sup>133</sup>Cs が放射化して生成する <sup>134</sup>Cs を分析し、浸透挙動を評価する。コンクリートの主成分である核種の放射化で生じた短寿命核種は、数日で崩壊して消滅するため、比較的長寿命である <sup>134</sup>Cs に対して十分な精度で計測できると考えられる。

コンクリートの主な化学組成は、SiO<sub>2</sub>、Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>、CaO、MgO、SO<sub>3</sub> などである[3]。右図に KUR で 30 秒照射を行ったモルタル試料のスペクトルを示す。<sup>56</sup>Mn、<sup>28</sup>Al、<sup>24</sup>Na、<sup>49</sup>Ca などの短寿命核種のピークを確認できる。本実験において重要である浸透挙動評価に供した試料には 1 時間の照射を行い、図 1 で確認できる核種が十分減衰した後に、<sup>134</sup>Cs を対象とした計測を実施した。講演では、中性子放射化分析を用いて得られた浸透挙動について議論する。

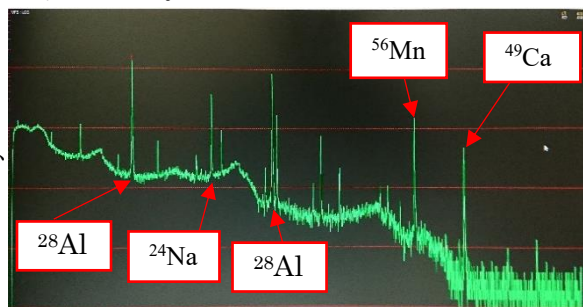


図 1. モルタルのスペクトルと物質のピーク(30 秒照射)

#### 参考文献

- [1] N. Miyahara et al, Development of CFD-Based simulation method for cesium penetration into concrete, 27th International Conference on Nuclear Engineering, May 19-24, 2019, Ibaraki, Japan.
- [2] I. Sato et al, J. Nucl. Sci. Technol. Vol. 52, No.4, (2015) 580-587.
- [3] 14MeV 中性子によるコンクリート放射化実験および解析 清水建設報告書第 45 号(1987)

\*Kai Yoneyama<sup>1</sup>, Isamu Sato<sup>1</sup>, Haruaki Matsuura<sup>1</sup>, Koki Koshigoe<sup>1</sup>, Naoya Miyahara<sup>1</sup>, Norihiko Kurihara<sup>1</sup>, Eriko Suzuki<sup>2</sup>, Shuhei Miwa<sup>2</sup>

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

無機水和物・水酸化物の放射線分解水素分子生成収率  
物理吸着水と遷移金属イオンの影響

$G_{H_2}$  from inorganic hydrates and hydroxides

Effect of physisorbed water and transition metal ions

\*熊谷 純<sup>1</sup>, 堀之内 克好<sup>2</sup>, 根岸 久美<sup>3</sup>, 井田 雅也<sup>3</sup>

<sup>1</sup>名大未来研, <sup>2</sup>名大院工, <sup>3</sup>(株) 太平洋コンサルタント

$\gamma$  線照射した硫酸塩無機水和物からの水素分子生成収率( $G_{H_2}$ )は、Fe(II)以外では水和水の数が少ないほど高くなるが、Fe(II)では逆となった。水酸化物の水吸着試料の  $G_{H_2}$  は乾燥試料のほぼ2倍となり、吸着水は水素生成の主因であることが示唆された。

**キーワード:** セメント固化, 低レベル放射性廃棄物, 無機水和物・水酸化物, 遷移金属イオン, 吸着水

1. 緒言

低レベル放射性廃棄物の処分ではセメント系材料を使用するため、水の放射線分解に伴う水素分子生成の抑制が課題となっている。本研究では水和水数に加えて、水酸化物の吸着水・遷移金属の影響についても検討したので報告する。

2. 実験

2-1. 試料

表1・2の硫酸塩水和物・水酸化物を試料とした。乾燥試料は市販薬を室温で一晩真空引きしたもの、水吸着試料は乾燥試料を飽和水蒸気下に overnight 置いたものを用いた。

2-2.  $\gamma$  線照射・水素濃度測定

計量した試料を共通スリ付ガラス管に導入して二方コック栓で密栓後、名大コバルト 60  $\gamma$  線照射室で  $\gamma$  線照射した (1 kGy (水換算), 1.1 kGy / h)。照射後、ガラス管内の水素を microGC にて定量測定し  $G_{H_2}$  を求めた。

3. 結果と考察

硫酸塩水和物カチオンが Fe<sup>2+</sup>以外の場合、水和水の数が減ると  $G_{H_2}$  は高くなる一方、Fe(II)の場合、1水和物より7水和物の方が遥かに高い値となった。Fe(III)6.9水和物での小さな  $G_{H_2}$  は Fe<sup>3+</sup>+e<sup>-</sup>→Fe<sup>2+</sup>による電子捕捉のためと推察される (表1)。水酸化物において水吸着試料からの  $G_{H_2}$  は乾燥試料のほぼ2倍となり、吸着水は水素生成の主因であることが示唆された (表2)。これらの知見より、セメント系材料から発生する水素低減のためには、水和水は取り除かず自由水と吸着水を除く程度の加熱処理を行えばよいが、Fe(II)塩水和物が水素分子源となることに注意が必要であることが示唆された。

表1 硫酸塩水和物の  $G_{H_2}$

| Compounds                                                             | $G_{H_2}$ |
|-----------------------------------------------------------------------|-----------|
| MnSO <sub>4</sub> · 5H <sub>2</sub> O                                 | 0.05      |
| MnSO <sub>4</sub> · H <sub>2</sub> O                                  | 0.80      |
| CaSO <sub>4</sub> · 2H <sub>2</sub> O                                 | 0.21      |
| CaSO <sub>4</sub> · 0.5H <sub>2</sub> O                               | 0.49      |
| MgSO <sub>4</sub> · 7H <sub>2</sub> O                                 | 0.05      |
| MgSO <sub>4</sub> · H <sub>2</sub> O                                  | 0.11      |
| FeSO <sub>4</sub> · 7H <sub>2</sub> O                                 | 2.61      |
| FeSO <sub>4</sub> · H <sub>2</sub> O                                  | 0.03      |
| Fe <sub>2</sub> (SO <sub>4</sub> ) <sub>3</sub> · 6.9H <sub>2</sub> O | 0.15      |

表2 水酸化物の吸着水の影響

| 試料                  | $G_{H_2}$           |                    |                     | 吸着水重量% |
|---------------------|---------------------|--------------------|---------------------|--------|
|                     | 真空乾燥試料 <sup>a</sup> | 水吸着試料 <sup>a</sup> | 吸着水のみの <sup>b</sup> |        |
| Ca(OH) <sub>2</sub> | 0.25                | 0.57               | 6.47                | 2.53   |
| Mg(OH) <sub>2</sub> | 0.06                | 0.19               | 37.84               | 0.99   |
| Al(OH) <sub>3</sub> | 0.03                | 0.07               | 6.41                | 0.27   |

<sup>a</sup> 全試料重量より算出。

<sup>b</sup> 吸着水重量より算出。

\*Jun Kumagai<sup>1</sup>, Katsuyoshi Horinouchi<sup>2</sup>, Kumi Negishi<sup>3</sup> and Masaya Ida<sup>3</sup>

<sup>1</sup>IMaSS Nagoya Univ., <sup>2</sup>Eng. Nagoya Univ., <sup>3</sup>Taiheiyo Consultant Co., LTD.



---

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

## [1I06-10] Waste Management 2

Chair: Yoichi Endo (NFD)

Wed. Mar 17, 2021 2:45 PM - 4:15 PM Room I (Zoom room 9)

---

### [1I06] Research on long-term storage system of high-level radioactive waste (fuel debris, etc.) by double canister

Hiroshige Kikura<sup>1</sup>, Hideharu Takahashi<sup>1</sup>, Daisuke Ito<sup>2</sup>, Yoshinobu Morimoto<sup>3</sup>, \*Tsutomu Matsumoto<sup>4</sup> (1. Tokyo Tech, 2. Kyoto Univ., 3. Hitz, 4. OCL)

2:45 PM - 3:00 PM

### [1I07] Fluorination Method for Classification of the Waste Generated by Fuel Debris Removal

\*Daisuke Watanabe<sup>1</sup>, Keita Endo<sup>1</sup>, Akira Sasahira<sup>1</sup>, Shunji Homma<sup>2</sup>, Masahide Takano<sup>3</sup>, Ayako Sudo<sup>3</sup> (1. Hitachi-GE, 2. Saitama univ., 3. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM

### [1I08] Fluorination Method for Classification of the Waste Generated by Fuel Debris Removal

\*Keita Endo<sup>1</sup>, Daisuke Watanabe<sup>1</sup>, Akira Sasahira<sup>1</sup> (1. HGNE)

3:15 PM - 3:30 PM

### [1I09] Fluorination Method for Classification of the Waste Generated by Fuel Debris Removal

\*Shunji Homma<sup>1</sup>, Daisuke Watanabe<sup>2</sup>, Keita Endo<sup>2</sup> (1. Saitama Univ., 2. HGNE)

3:30 PM - 3:45 PM

### [1I10] Fluorination Method for Classification of the Waste Generated by Fuel Debris Removal

\*Ayako Sudo<sup>1</sup>, Masahide Takano<sup>1</sup>, Daisuke Watanabe<sup>2</sup> (1. JAEA, 2. Hitachi-GE)

3:45 PM - 4:00 PM

## 二重キャニスターによる高レベル放射性廃棄物（燃料デブリ等）の 長期保管システムに係る研究

Research on long-term storage system of high-level radioactive waste (fuel debris, etc.) by double canister

木倉 宏成<sup>1</sup>, 高橋 秀治<sup>1</sup>, 伊藤 大介<sup>2</sup>, 森本 好信<sup>3</sup>, \*松本 務<sup>4</sup>

<sup>1</sup>東京工業大学, <sup>2</sup>京都大学, <sup>3</sup>日立造船, <sup>4</sup>オー・シー・エル

高レベル廃棄物（燃料デブリ等）の保管における応力腐食割れ（SCC）対策として、炭素鋼製の二次キャニスターを用いた二重キャニスターにより高レベル廃棄物（燃料デブリ等）を長期保管するシステムの概念検討を行った。

**キーワード：**高レベル廃棄物，燃料デブリ，応力腐食割れ，二重キャニスター

### 1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉に当たっては、多量の燃料デブリ等の高レベル廃棄物の保管あるいは貯蔵が必要となると想定される。高レベル廃棄物（燃料デブリ等）の保管・貯蔵に当たっては、当初は水素の発生が懸念されるところからベンチレーションが必要であるが、その放射エネルギーの大きさから密封容器で保管することが望ましく、廃棄物乾燥技術の進展等により水素発生が抑制される場合は、速やかに密封容器での保管・貯蔵に移行することが考えられる。また、保管・貯蔵期間が長期に及ぶ可能性を考慮すると、密封容器は海外の使用済燃料貯蔵で実績のある溶接構造のステンレス鋼製キャニスターとすることが適切であると考えられるが、我が国の保管・貯蔵環境では海塩粒子によるステンレス鋼の SCC の問題があり、海塩粒子によるステンレス鋼の SCC を防止し、キャニスターの密封健全性を保証することが重要である。

### 2. 二重キャニスターシステム概念検討

本研究では、キャニスターの密封健全性維持及び監視が可能であり、かつ収納する高レベル廃棄物の収納缶数の減少を極力抑えた二重キャニスターシステムの概念検討を行った。本システムの特徴は次のとおりである。

- ・ 一次キャニスターはステンレス鋼製、外気に触れる二次キャニスターは SCC の恐れのない炭素鋼製である。
- ・ 一次キャニスターは二重蓋溶接、二次キャニスターは一重蓋ボルト締めで金属ガスケットにより密封する構造。
- ・ 輸送に当たっては一次キャニスターと輸送キャスクの二重密封構造とし、間にヘリウムを封入する。コンクリートキャスク等による保管／貯蔵中は一次キャニスターと二次キャニスターの二重密封構造とし、両キャニスター間にヘリウムを封入する。このように、一次キャニスターが空気に触れることを防ぎ、SCC を防止する。
- ・ キャニスター間の圧力を監視することにより、キャニスターの密封健全性をモニターできる。
- ・ 保管・貯蔵施設において SCC の恐れがなく、一次キャニスターの密封健全性が保証できるため、キャニスター間の圧力が低下した場合は二次キャニスターシール部の密封機能低下と判断でき、二次キャニスター（あるいはそのシール材のみ）を交換することにより貯蔵を続行できる。

### 参考文献

- [1] “廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発）最終報告書”，IRID，平成 29 年 3 月
- [2] “廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発）平成 30 年度実施分最終報告”，IRID，令和元年 6 月
- [3] “廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発）令和元年度実施分報告”，IRID，令和 2 年 8 月
- [4] “福島第一原子力発電所の燃料組成評価”，JAEA，2012 年 9 月
- [5] M.Asami, T.Oohama, K.Kuriyama, et al., “Design of Double Containment Canister Cask Storage System”, PATRAM2004, 2004 年 9 月

Hiroshige Kikura<sup>1</sup>, Hideharu Takahashi<sup>1</sup>, Daisuke Ito<sup>2</sup>, Yoshinobu Morimoto<sup>3</sup> and \*Tutomu Matsumoto<sup>4</sup>

<sup>1</sup>Tokyo Tech., <sup>2</sup>Kyoto Univ., <sup>3</sup>Hitachi Zosen, <sup>4</sup>OCL

# 燃料デブリ取出しに伴い発生する廃棄物のフッ化技術を用いた分別方法の研究開発

## (1) 研究開発計画

Fluorination Method for Classification of the Waste Generated by Fuel Debris Removal

### (1) Development Plan

\*渡邊大輔<sup>1</sup>, 遠藤慶太<sup>1</sup>, 笹平 朗<sup>1</sup>, 本間俊司<sup>2</sup>, 高野公秀<sup>3</sup>, 須藤彩子<sup>3</sup>

<sup>1</sup> 日立GE, <sup>2</sup> 埼玉大, <sup>3</sup> JAEA

燃料デブリ取出しに伴い発生する廃棄物とフッ素を反応させて核燃料物質と核燃料物質が分離された廃棄物とに合理的に分別する方法を開発する。研究開発の狙いと概略内容を報告する。

**キーワード:** フッ化, 燃料デブリ, 熔融炉心-コンクリート相互作用, 廃棄物管理, 福島第一原子力発電所

### 1. 緒言

福島第一原子力発電所(1F)の燃料デブリ取出しに伴い発生する廃棄物の合理的な分別に向けて、廃棄物とフッ素を反応させて核燃料物質を選択的に揮発させて分離する方法を開発する。本方法を適用し、廃棄物を核燃料物質と核燃料物質が分離された廃棄物とに合理的に分別することにより、燃料デブリ取出し後の廃棄物の管理の負荷軽減・容易化が可能と考えられる。また、核燃料物質を分離することで核燃料物質の定量精度が向上し、計量管理の負荷軽減・容易化も可能と考えられる。

### 2. フッ化による分別プロセス

フッ化による廃棄物の分別フローを図1に示す。本方法では、廃棄物をフッ素と反応させて核燃料物質であるUとPuを六フッ化物としてフッ化揮発し、核分裂生成物(FP)、被覆管や構造材(ZrやFe等)、コンクリート成分(CaやAl等)から分離する。フッ化揮発したUやPuは、コールドトラップにより回収した後、高温加水分解法で酸化物に転換する。固体の残渣フッ化物についても同様に高温加水分解法により酸化物に転換する。最終的に安定かつ硝酸に溶解可能な酸化物とすることで、長期保管及び再処理、ガラス固化、最終処分等のシナリオに適応しやすくなる。

### 3. 開発計画

核燃料物質は、炉内燃料デブリ(コリウム)もしくは炉心溶融物-コンクリート相互作用(MCCI)で生成したデブリ(MCCI生成物)として廃棄物に含まれると考えられる。したがって、この両者についてフッ化挙動を明らかにすることが重要である。前回公募採択事業[1]ではコリウム成分のフッ化挙動を明らかにした。本研究では、MCCI生成物を対象としてフッ化挙動を明らかにする。具体的には、MCCI生成物の模擬物質およびチェルノブイリの実デブリのフッ化試験を行い、フッ化挙動を実験により把握し、核燃料物質の分離可否を評価する。また、シミュレーションコードを作成し、フッ化プロセスを検討・構築する。上記を通じて、廃棄物を核燃料物質と核燃料物質が分離された廃棄物とに合理的に分別する方法を検討する。

### 参考文献

[1] 日立GEニュークリア・エナジー株式会社、平成29年度文部科学省国家課題対応型研究開発推進事業原子力システム研究開発事業「フッ化技術を用いた燃料デブリの安定化処理に関する研究開発」成果報告書、平成30年3月。

本報告は、日本原子力研究開発機構からの受託事業として、日立GEニュークリア・エナジー(株)が実施した令和元年度「燃料デブリ取出しに伴い発生する廃棄物のフッ化技術を用いた分別方法の研究開発」の成果を含みます。

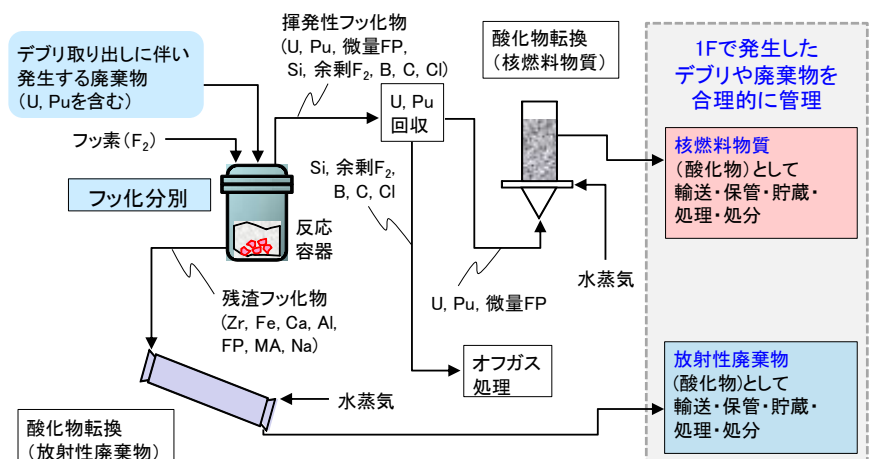


図1 フッ化による廃棄物の分別フロー

\*Daisuke Watanabe<sup>1</sup>, Keita Endo<sup>1</sup>, Akira Sasahira<sup>1</sup>, Shunji Homma<sup>2</sup>, Masahide Takano<sup>3</sup> and Ayako Sudo<sup>3</sup>

<sup>1</sup> Hitachi-GE, <sup>2</sup> Saitama univ., <sup>3</sup> JAEA

## 燃料デブリ取出しに伴い発生する廃棄物のフッ化技術を用いた分別方法の研究開発 (2) 模擬廃棄物のフッ化試験 (その1)

Fluorination Method for Classification of the Waste Generated by Fuel Debris Removal

### (2) Fluorination Experiment on Simulated Waste (Part 1)

\*遠藤 慶太<sup>1</sup>、渡邊 大輔<sup>1</sup>、笹平 朗<sup>1</sup>

<sup>1</sup> 日立 GE

核燃料物質を含む廃棄物として想定される熔融炉心-コンクリート相互作用 (MCCI) 生成物を対象としたフッ化試験を実施している。還元側及び酸化側雰囲気で調製した模擬 MCCI 生成物のフッ化挙動を評価した。

**キーワード**：フッ化、燃料デブリ、熔融炉心-コンクリート相互作用、廃棄物管理、福島第一原子力発電所

**1. 緒言** 福島第一原子力発電所 (1F) の燃料デブリ取出し時に発生する廃棄物には核燃料物質を含む炉内燃料デブリや MCCI 生成物が含まれることが想定されるため、フッ化技術を用いた分別方法を開発する上ではこれらのフッ化挙動を明らかにする必要がある。過去の文部科学省公募事業[1]では炉内燃料デブリを対象にフッ化試験を行い、大部分の U がフッ化揮発することを確認した。そこで、本研究では MCCI 生成物のフッ化挙動を把握することを目的とし、種々の条件で調製した模擬 MCCI 生成物のフッ化試験を実施した。

**2. 実験** 試験に用いた模擬 MCCI 生成物は、 $(U,Zr)O_2$ 、Zr、SUS、コンクリート、 $Gd_2O_3$  を原料とし、MCCI により生成し得る U 含有化合物の化学形を網羅するために、還元側及び酸化側雰囲気でアーク溶解法により調製した (日本原子力研究開発機構にて実施)。調製した試料約 3g をフッ化反応炉内の試料ボートに装荷し、炉内温度：約 600℃、 $F_2$  ガス流量：300ml/min にて  $F_2$  ガスを約 90 分間供給した。反応時に生成した揮発性フッ化物は後段のコールドトラップ (CT) で回収し、炉内に残った残渣は試料ボート上で回収した。試験後は ICP-MS や XRD、SEMEDS による分析を行い、模擬 MCCI 生成物中の各元素のフッ化挙動を評価した。

**3. 結果** 調製した模擬 MCCI 生成物のフッ化試験前後の試料状況を図 1 に示す。まず、還元側条件の場合、試験前試料は塊状及びスス状物質であり U は酸化物固溶体及び合金中に存在していたが、試験後残渣は緑色固体 ( $FeF_3$  等) や白色固体 ( $ZrF_4$  等) として存在し U の残留率は 5%程度であった。したがって、いずれの生成相も固体内部までフッ化反応が進行し約 95%の U が揮発したことがわかった。一方、酸化側条件の場合、試験前試料は塊状及びスス状物質であり U は主に酸化物固溶体中に存在していた。試験後残渣には還元側条件と同様に緑色や白色固体が存在していたが、一部未反応物と思われる塊状物質が確認された。未反応物に対して SEMEDS 分析を行った結果、Fe、Cr、Ni 等から成る金属であることが判明し、本試料中の金属成分は完全にはフッ化されなかったことがわかった。しかし、未反応物を除く試験後残渣の組成分析では U がほぼ検出されず、CT 回収物の組成分析では約 95%の U が検出されたことから、本試料中から少なくとも約 95%の U が揮発したことを確認した。

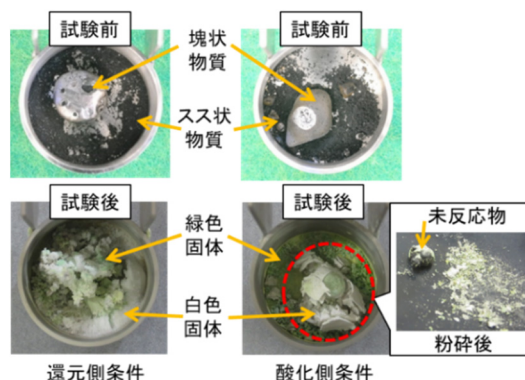


図 1 フッ化試験前後の試料状況

**参考文献**：[1] 星野国義ら、日本原子力学会 2018 年秋の大会、1G08

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

\*Keita Endo<sup>1</sup>, Daisuke Watanabe<sup>1</sup> and Akira Sasahira<sup>1</sup>

Hitachi-GE<sup>1</sup>

# 燃料デブリ取出しに伴い発生する廃棄物のフッ化技術を用いた分別方法の研究開発

## (3) フッ化技術のための数値シミュレーション法の開発

Fluorination Method for Classification of the Waste Generated by Fuel Debris Removal

### (3) Development of Numerical Simulation Model for Fluorination Method

\*本間俊司<sup>1</sup>, 渡邊大輔<sup>2</sup>, 遠藤慶太<sup>2</sup>

<sup>1</sup>埼玉大, <sup>2</sup>日立 GE

燃料デブリを取出す際に発生する廃棄物をフッ素と反応させて核燃料物質を選択的に分離するプロセスの合理的な設計を目的とした数値シミュレーション法の開発について、これまでの成果および今後の課題を報告する。

**キーワード：**福島第一原子力発電所, 模擬燃料デブリ, フッ化, 数値シミュレーション

**1. 結言** 燃料デブリを取出す際に発生する廃棄物をフッ素と反応させて核燃料物質を選択的に分離する合理的なプロセスを設計するために反応および熱や物質の移動現象を再現する数値シミュレーションが必要である。本研究では、これまでに提案された二酸化ウランのフッ化反応モデル[1] (図 1) の適用可能性について検討した。

**2. 方法**  $\text{UO}_2$  粒子のフッ化反応モデルを用い、模擬デブリのフッ化試験 [2] の条件に合わせて試料ポートに充填された模擬デブリの温度変化を求めた。図 2 に試料に対する計算モデルを示す。 $\text{UO}_2$  粒子が均一に充填された状態からフッ化反応により粒子径が減少するとした。試料ポート内のフッ素濃度分布および温度分布はフッ素の移流拡散方程式およびエネルギー方程式を解いて求めた。フッ素の消費速度および反応熱は、これら方程式の生成項とし  $\text{UO}_2$  粒子の反応速度から求めた。

**3. 結果・考察** 図 3 に試料ポート底面中心の温度の時間変化を示す。計算条件は、5g の  $\text{UO}_2$  粉末を内径 28mm、深さ 18.5mm の試料ポートに装荷して行われた試験を元に設定した。反応開始後、実験と同様、温度が直線的に上昇した。実験では 630℃ 付近で温度が最大となるが、計算では約 640℃ まで上昇する。実験では最大温度をピークに温度は低下するが、計算では 30 分程度 640℃ を維持している。温度の上昇および最大値を示す時刻がほぼ一致していることから、 $\text{UO}_2$  粒子のフッ化反応モデルの適用は妥当であると考えられる。一方、温度がピークに達した以降の挙動が異なるのは、除熱速度に問題があることを示唆しており、試料ポート内の気固反応モデルの見直し、解析対象を反応装置全体へ拡張するなどの改善が必要である。

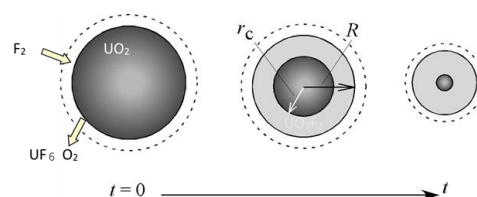


図 1 二酸化ウランのフッ化反応モデル

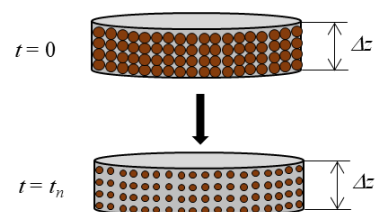


図 2 試料ポートの気固反応モデル

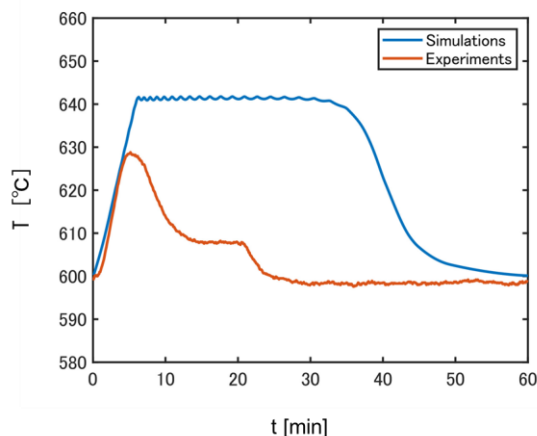


図 3 試料ポート底部の温度変化

本報告は、日本原子力研究開発機構からの受託事業として、日立 GE ニュークリア・エネルギー（株）が実施した令和元年度「燃料デブリ取出しに伴い発生する廃棄物のフッ化技術を用いた分別方法の研究開発」の成果を含みます。

#### 参考文献

- [1] Homma, S. et al., *J. Nucl. Sci. Technol.*, **45**, 823-827 (2008).  
 [2] 星野ら、日本原子力学会「2016 年春の年会」予稿集 2I07 (2016).

\*Shunji Homma<sup>1</sup>, Daisuke Watanabe<sup>2</sup> and Keita Endo<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Saitama univ., <sup>2</sup>Hitachi-GE.



# 燃料デブリ取出しに伴い発生する廃棄物のフッ化技術を用いた分別方法の研究開発

## (4) アーク溶解による模擬廃棄物調製と分析

Fluorination Method for Classification of the Waste Generated by Fuel Debris Removal

### (4) Preparation and Analysis of the Simulated Waste by Arc Melting Method

\*須藤彩子<sup>1</sup>, 高野公秀<sup>1</sup>, 渡邊大輔<sup>2</sup>

<sup>1</sup>JAEA, <sup>2</sup>日立GE

フッ化試験に供するため、MCCI 生成物を想定した模擬廃棄物をアーク溶解により調製し、生成相を分析した。金属 Zr の添加濃度を調整することにより、酸化側及び還元側の 2 条件とし、その相違を整理した。

**キーワード：**福島第一原子力発電所，炉心溶融物—コンクリート相互作用，模擬燃料デブリ，アーク溶解

**1. 緒言** 福島第一原子力発電所事故では、酸化物融体と金属融体からなる高温の炉心溶融物が格納容器底部のコンクリート上に流下し、その界面ではコンクリートが溶融しつつ炉心溶融物と混ざり、種々の化学反応（酸化還元反応）を起こしながら固化したと考えられる。ここでは、炉心溶融物とコンクリートが界面付近で完全に溶融混合した状態を想定して、酸化物と金属が共存しながら固化した部位の模擬廃棄物を調製し、フッ化試験へ供給することを目的とした。

**2. 実験** 模擬廃棄物の調製には、原料として(U,Zr)O<sub>2</sub>、Zr、SUS316L、Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub>、コンクリートの各粉末を用いた。強力な還元剤として作用する金属 Zr の含有率を変化させることで、2 種類の混合組成を定めた（Zr 高濃度の還元側条件：試料 A、Zr 低濃度の酸化側条件：試料 B）。これらの粉末をそれぞれ混合し、直径 10 mm、重量 3.5 g のペレット状に加圧成型した後、アーク溶解炉の試料室に装荷した。Ar 雰囲気下でアーク溶解と反転を 4 回繰り返し、試料全体を溶融させた。固化後の試料を樹脂包埋して切断・研磨し、X 線回折測定と、光学顕微鏡及び SEM/EDS による組織観察と元素分析を行い、生成相を調べた。

**3. 結果・考察** 図 1 上段に示す試料 A の断面全体像において、白色部は金属、灰色部は酸化物である。図中下段に酸化物領域 A-1(左)及び金属領域 A-2(右)の SEM 像を示す。酸化物の主要構成物は(U,Zr)O<sub>2</sub>であり、これに少量の Ca、Al、Gd が固溶していた。コンクリート中の SiO<sub>2</sub> が全て還元されて金属側に移行した結果、ケイ酸ガラスは形成せず、(U,Zr)O<sub>2</sub> の粒界には主に Al と Ca からなる酸化物が検出された。金属については、酸化物原料から上述の Si の他に U と Al の一部が還元されて移行し、FeSiZr 型金属間化合物組成に相当する(Fe,Cr,Ni)-Si-Zr 系の棒状結晶（右下画像はその断面）と、その層間に種々の組成の(Fe,Cr,Ni)-Si-Al-Mo-(Zr,U)系合金が確認された。一方、B の酸化物領域は、ケイ酸ガラス中に(U,Zr)O<sub>2</sub>（Gd、Ca、Fe、Cr が少量固溶）が析出した組織であった。ケイ酸ガラスには炉心材料由来の U、Zr、Gd、Cr も含まれる。金属については、Zr は全て酸化物側に移行し、Cr と Fe の一部も酸化することで、この 2 元素の含有量が低下した SUS 構成元素の合金単相であった。以上の結果から、MCCI における生成相は、金属融体中の Zr 含有率に大きく影響を受けることが示唆される。

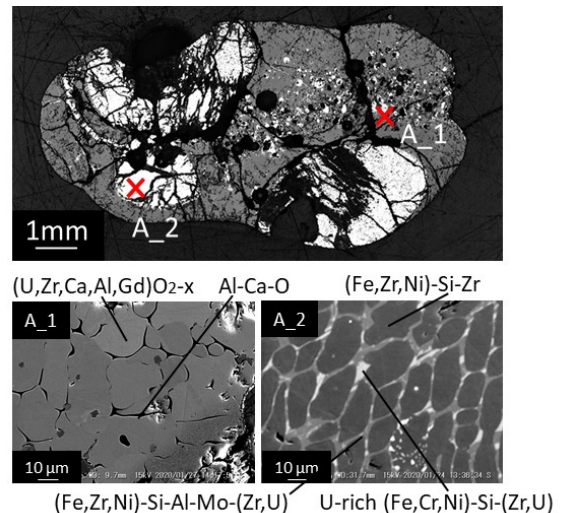


図 1 (上)試料 A の光学顕微鏡による全体像  
(左下)A\_1 SEM 像、(右下)A\_2 SEM 像

本報告は、日本原子力研究開発機構からの受託事業として、日立GEニュークリア・エナジー（株）が実施した令和元年度「燃料デブリ取出しに伴い発生する廃棄物のフッ化技術を用いた分別方法の研究開発」の成果を含みます。

\*Ayako Sudo<sup>1</sup>, Masahide Takano<sup>1</sup> and Daisuke Watanabe<sup>2</sup>

<sup>1</sup>JAEA, <sup>2</sup>Hitachi-GE.



---

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

## [1K01-04] Irradiation Effect

Chair: Hirotatsu Kishimoto (Muroran IT)

Wed. Mar 17, 2021 10:00 AM - 11:10 AM Room K (Zoom room 11)

---

### [1K01] Phase Stability of Second Phase Particle and Hydrogen Absorption in Zirconium Alloys under Ion Irradiation

\*Takeaki Gondo<sup>1</sup>, Yoshiki Saita<sup>1</sup>, Katsuhito Takahashi<sup>1</sup>, Hideo Watanabe<sup>1</sup> (1. KYUSHU UNIVERSITY)

10:00 AM - 10:15 AM

### [1K02] Swelling resistance of ODS steel for fuel cladding tube of fast reactor

\*Takashi TANNO<sup>1</sup>, Hiroshi OKA<sup>1,2</sup>, Yasuhide YANO<sup>1</sup>, Satoshi OHTSUKA<sup>1</sup>, Takeji KAITO<sup>1</sup> (1. JAEA, 2. Current: Hokkaido Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM

### [1K03] Evaluation of radiation hardening of stainless steels by micro-tensile testing

\*Terumitsu Miura<sup>1</sup>, Kohei Kokutani<sup>1</sup>, Katsuhiko Fujii<sup>1</sup>, Koji Fukuya<sup>1</sup> (1. Institute of Nuclear Safety System)

10:30 AM - 10:45 AM

### [1K04] Evaluation of failure fraction of coated fuel particles for HTGR under high burnup condition

\*Masaya Haseda<sup>1</sup>, Jun Aihara<sup>2</sup>, Kazuhiro Sawa<sup>1</sup> (1. Hokkaido Univ., 2. JAEA)

10:45 AM - 11:00 AM

# ジルコニウム合金の重イオン照射による第二相粒子の相安定性と水素吸収特性

Phase Stability of Second Phase Particle and Hydrogen Absorption in Zirconium Alloys under Ion Irradiation

\*権藤 武揚<sup>1</sup>, 税田 淑貴<sup>1</sup>, 高橋 克仁<sup>1</sup>, 渡邊 英雄<sup>2</sup>

<sup>1</sup>九州大学 総理工学府, <sup>2</sup>九州大学 応用力学研究所

軽水炉の燃料被覆管に使用されるジルコニウム合金(酸化膜)に,  $\text{Ni}^{3+}$ イオンを用いた重イオン照射並びに  $\text{D}^+$ イオンを用いた軽イオン照射を行い, 照射損傷による析出物の相安定性と水素吸収特性について検討した.

**キーワード:** ジルカロイ, イオン照射, 第二相粒子

## 1. 緒言

燃料被覆管材料であるジルコニウム合金は, 水環境下で酸化被膜の形成や照射損傷による第二相粒子の組成変化, 水素化物が生じる. 本研究では, これらの現象をより深く理解するために, 酸化被膜なし試料と酸化被膜あり試料に対し, 実炉照射環境を模した重イオン照射, 軽イオン照射を行い, 照射環境下での第二相粒子の相安定性を TEM 観察と EDS 元素分析により, 水素吸収特性を TDS により検討した.

## 2. 実験方法

供試材はジルカロイ 2, ジルカロイ 4 を用いた. TEM 用, TDS 用試料はともに試料表面が c 面となるように圧延, 切断し, 加工後に化学研磨および  $630^\circ\text{C}$  で 2 時間の真空焼鈍を行った. また, 一部の試料は高温高压水に 500 時間浸漬して酸化被膜を形成させた. TEM 用試料には  $\text{Ni}^{3+}$ イオン照射( $400^\circ\text{C}$ , 50 dpa)を行い, TEM 観察と EDS 元素分析により第二相粒子の相安定性を検討した. TDS 用試料には  $\text{Ni}^{3+}$ イオン照射(R.T.および  $400^\circ\text{C}$ , 3 dpa)を行い,  $\text{D}^+$ イオン照射(30 keV, R.T.,  $3.0 \times 10^{21}/\text{m}^2$ )で行い, TDS 測定を実施した.

## 3. 結果と考察

図 1 に軽イオン照射( $\text{D}^+$ イオン,  $3 \times 10^{21}/\text{m}^2$ , R.T.)を行ったジルカロイ 2( $\text{Ni}^{3+}$ イオン未照射)の TDS 分析結果を示す. 実験結果から,  $400^\circ\text{C}$  付近では試料表面近傍の弱いトラップからの脱離が確認され,  $600^\circ\text{C}$  以降では形成された水素化物の分解にともなう大きな脱離が確認された. 図 2 に  $\text{Ni}^{3+}$ イオン照射( $400^\circ\text{C}$ , 30 dpa および 50 dpa)したジルコニウム合金の  $\text{Zr}(\text{Fe}, \text{Cr})_2$  第二相粒子中の Fe 比を EDS 元素分析によって求めた結果を示す. この結果から, 両合金において照射量が上昇するにつれて第二相粒子から母相へと Fe が溶出し, 第二相粒子中の Fe の組成割合が減少していることが確認された. また, ジルカロイ 2 と比較してジルカロイ 4 は相安定性が高い傾向にあることが確認された.

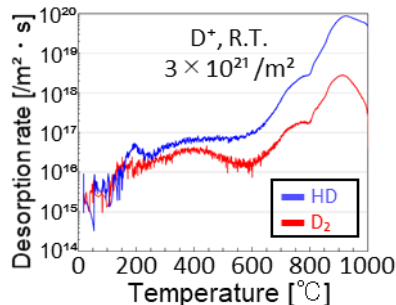


図 1 ジルカロイ 2 の TDS 分析結果

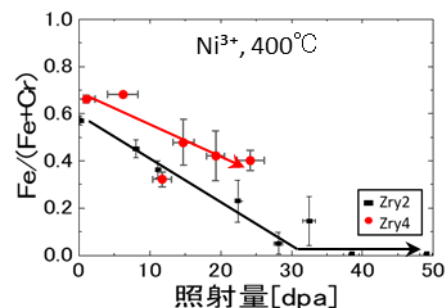


図 2  $\text{Zr}(\text{Fe}, \text{Cr})_2$  第二相粒子中の Fe 比の照射量依存性

\*Takeaki Gondo<sup>1</sup>, Yoshiki Saita<sup>1</sup>, Katsuhito Takahashi<sup>1</sup> and Hideo Watanabe<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Interdisciplinary Graduate School of Engineering Sciences, Kyushu Univ.

<sup>2</sup>Research Institute for Applied Mechanics, Kyushu Univ.

## 高速炉燃料被覆管用 ODS 鋼の耐スエリング性評価

Swelling resistance of ODS steel for fuel cladding tube of fast reactor

\*丹野 敬嗣<sup>1</sup>, 岡 弘<sup>1,2</sup>, 矢野 康英<sup>1</sup>, 大塚 智史<sup>1</sup>, 皆藤 威二<sup>1</sup>

<sup>1</sup> 日本原子力研究開発機構, <sup>2</sup> 現: 北海道大学

原子力機構が開発を進める、ODS 鋼を含めた高速炉燃料被覆管候補材料に Fe+He デュアルイオンビーム照射を実施し、耐スエリング性を評価した。ODS 鋼は約 95dpa の照射後もスエリングは極めて小さく、酸化物分散粒子の高いスエリング抑制効果が明らかとなった。

**キーワード:** ODS 鋼, 高速炉, 燃料被覆管, スエリング

### 1. 緒言

高速炉燃料被覆管は、最高 250dpa に及ぶ中性子照射損傷を受ける。また、中性子照射により材料中には He が生成し、スエリングが促進される。高速炉の安全性確保のためには、燃料集合体中の Na 冷却材流路を妨げるような形状変化がないこと、すなわちスエリングが抑制されている必要がある。本研究では、原子力機構が開発を進めている酸化物分散強化型(ODS)鋼について、その他の鋼種とともに Fe+He デュアルイオンビーム照射を行い、耐スエリング性の差異を明らかにするとともに、ODS 鋼の優れた耐スエリング性を発現する機構を考察した。

### 2. 実験

試料は 9Cr-ODS 焼戻しマルテンサイト鋼、12Cr-ODS フェライト鋼それぞれの被覆管材及び棒材、及び 11Cr 焼戻しマルテンサイト鋼 (PNC-FMS) 板材、並びに 20%冷間圧延 SUS316 相当鋼(PNC316)被覆管材及び棒材である。これらに対し、Fe<sup>3+</sup>+He<sup>+</sup>デュアルイオンビーム照射を実施した。照射温度は 470℃、照射損傷量は表面からの深さ 1.3μm にて約 95 dpa である。He は高速炉で想定される 0.2appmHe/dpa に対し、スエリングをより促進するため 1.0appmHe/dpa の割合が深さ 1.3μm にて得られるように照射した。照射後の試料から収束イオンビーム(FIB)加工装置を用いて薄膜試料を採取し、透過型電子顕微鏡(TEM)を用いて Fe<sup>3+</sup>イオンによる照射損傷導入領域の微細組織観察を行った。

### 3. 結果・考察

代表例として、照射後の 9Cr-ODS 鋼被覆管、PNC-FMS 板材及び PNC316 被覆管の表面から深さ 1.3 μm 付近を観察した写真を図に示す。9Cr-ODS 鋼被覆管では粗大なボイドが見られなかったのに対し、PNC-FMS 板材と PNC316 被覆管は粗大なボイドが観察された。これは、BCC 構造と FCC 構造の違い、あるいは照射欠陥や He のシンクサイトとしての加工転位や焼き戻しマルテンサイト組織の働き以上に、ODS 鋼中にナノスケールで分散制御した酸化物粒子によるスエリング抑制効果が高いことを示している。発表では、12Cr-ODS 鋼も含めたボイド数密度やスエリングの定量評価、酸化物分散粒子の分散状態の変化について報告する。

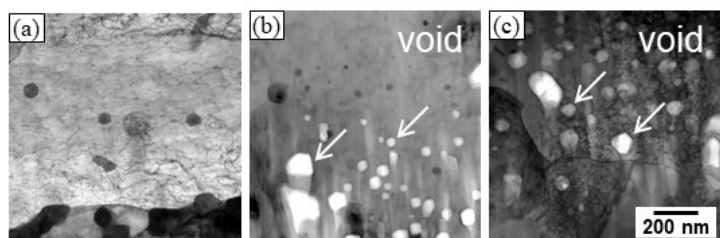


図 デュアルイオンビーム照射後の微細組織

(a) 9Cr-ODS 鋼被覆管 (b) PNC-FMS 板材 (c) PNC316 被覆管

\*Takashi Tanno<sup>1</sup>, Hiroshi Oka<sup>1,2</sup>, Yasuhide Yano<sup>1</sup>, Satoshi Ohtsuka<sup>1</sup> and Takeji Kaito<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency, <sup>2</sup>Current: Hokkaido University

# 超微小引張試験によるステンレス鋼の照射硬化挙動の評価

Evaluation of radiation hardening of stainless steels by micro-tensile testing

\*三浦 照光, 國谷 耕平, 藤井 克彦, 福谷 耕司

原子力安全システム研究所

イオン照射したステンレス鋼等を室温で超微小引張試験し、引張特性に及ぼす試験片のサイズ効果と集束イオンビーム加工による硬化層の影響および硬化量と照射欠陥の関係を調べた。

**キーワード:** ステンレス鋼、照射硬化、超微小引張試験、イオン照射

## 1. 緒言

近年開発が進む超微小試験技術は、材料の局所的な機械的性質の評価が可能であり、イオン照射材で機械的性質への照射影響を直接評価可能になる等、原子力材料の劣化機構解明への活用が期待される。しかし、超微小試験では試験片が小さいほど強度が高くなる傾向があり、照射硬化挙動の評価には注意を要する。また、試験片作製には集束イオンビーム (FIB) 加工が広く利用されるが、試験片表面に硬化層が形成され、機械的性質に影響する。本研究では、超微小引張試験における照射硬化挙動を理解するため、ステンレス鋼溶接金属とイオン照射したステンレス鋼を室温で超微小引張試験し、引張特性に及ぼす試験片のサイズ効果と FIB 硬化層の影響および硬化量と照射欠陥の関係を調べた。

## 2. 試験

SUS316L ステンレス鋼溶接金属 (以下、316L 溶金) と SUS316 ステンレス鋼の溶体化熱処理材 (以下、316 鋼) を用いた。316 鋼には東京大学重照射研究設備のタンデロン加速器を用いて 2.8 MeV  $\text{Fe}^{2+}$  イオンを 300°C で 5 dpa 照射し、透過型電子顕微鏡 (日立製作所 HF3000) でミクロ組織を調べた。引張方向を〈001〉とした単結晶の超微小引張試験片を、316L 溶金のオーステナイト相と 316 鋼の照射/未照射領域から FIB 加工で作製した。なお、316L 溶金からはゲージ部寸法が  $8 \times 1 \times 1 \mu\text{m}$  と  $2.4 \times 0.3 \times 0.3 \mu\text{m}$  の試験片 (以下、L 型と S 型) を作製し、これらについて FIB 加工のままと 2 kV のイオン研磨で FIB 硬化層を低減したものを用意した。316 鋼からはイオン研磨した L 型試験片を作製した。FIB-SEM 装置 (日立ハイテクノロジーズ NB5000) 内で室温の引張試験を行い、試験片の伸びと応力の関係を調べた。

## 3. 結果

316L 溶金の応力-伸び線図を図 1 に示す。S 型試験片の降伏応力は L 型より高く、試験片のサイズ効果が認められた。また、イオン研磨した試験片では FIB 加工のままと比べて、降伏応力は S 型では 200 MPa ほど低いが、L 型では有意差は認められない。L 型試験片のゲージ部に占める FIB 硬化層の体積割合は、S 型の 50% と比べて 20% と小さく、FIB 硬化層の影響は L 型試験片では小さいことが示唆される。316 鋼の応力-伸び線図を図 2 に示す。照射領域の降伏応力は、未照射領域よりも 300 MPa 高い。照射領域では転位ループとキャビティが認められ、これらによる照射硬化が認められた。なお、未照射領域の降伏応力は、通常サイズの室温引張試験で測定した 220 MPa より高く、L 型試験片でも試験片のサイズ効果が認められた。当日は、電子線照射した 316 鋼の試験結果も交え、オロワンモデルで評価した照射硬化量との比較について報告する。

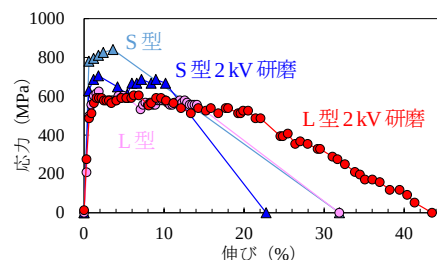


図 1 316L 溶金の応力-伸び線図

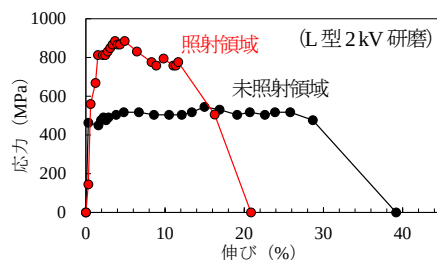


図 2 316 鋼の応力-伸び線図

\*Terumitsu Miura, Kohei Kokutani, Katsuhiko Fujii, Koji Fukuya

Institute of Nuclear Safety System

## 高温ガス炉用被覆燃料粒子の高燃焼度下における破損率評価

Evaluation of failure fraction of coated fuel particles for HTGR under high burnup condition

\*長谷田雅也<sup>1</sup>, 相原純<sup>2</sup>, 澤和弘<sup>1</sup>

<sup>1</sup>北海道大学, <sup>2</sup>日本原子力研究開発機構

本研究では、HTGR 燃料の照射試験から得られた PyC(Pyrolytic Carbon)の異方性を示す BAF(Bacon Anisotropy Factor)値を用いて、高燃焼度化燃料の照射試験について破損率計算を行った。

**キーワード**：高温ガス炉、被覆燃料粒子、高燃焼度、異方性、破損率

### 1. 緒言

高温ガス炉の被覆燃料粒子は、二酸化ウランを燃料核とし、セラミックスで4重に被覆したものであり、核分裂性物質及びFPは各被覆燃料粒子に閉じ込められる(図1)。高燃焼度下においては、内圧上昇のため被覆層に高い応力が生じ、粒子の破損率が大きくなる。破損率には第2層と第4層のPyC層の照射収縮が大きく影響することが分かっており、PyCの照射寸法変化は、異方性(BAF値)に依存する。本研究は、従来燃料照射試験から推定したBAF値<sup>[1]</sup>を用いて、高燃焼度化燃料の照射試験の破損率計算を行い、高燃焼度化燃料にも適用できるか検証することが目的である。

### 2. 実験・評価モデル

本研究では、上記の従来燃料照射試験から推定したBAF値を用いて、高燃焼度高温ガス炉用被覆燃料粒子の照射試験である91F-1A スィープガスクャプセル照射試験<sup>[2]</sup>の条件に基づき計算を行った。また、評価モデルとして、日本原子力研究開発機構で開発された内圧・被覆層応力計算コードであるCode-B-2<sup>[3]</sup>及び破損率計算コードであるFIGHTコード<sup>[4]</sup>を用いた。

### 3. 結果・考察

右図(図2)に計算結果のグラフを示す。計算は上記の91F-1A スィープガスクャプセル照射試験の2つのコンパクトについて行った(FP01,FP06)。それぞれの最高燃焼度は8.2%FIMA,8.8%FIMAである。最終的な健全粒子の貫通破損確率はそれぞれ、 $5.7 \times 10^{-9}$ ,  $5.8 \times 10^{-8}$ となった。一方で、実際の照射後試験において、貫通破損粒子はそれぞれ0個,2個あった。この照射試験のように被覆燃料粒子が約5000個である場合、貫通破損粒子数が実験値と等しくなる確率は、それぞれ1.00,  $4.2 \times 10^{-8}$ となり、FP06では実際の照射試験と合致しない結果となった。今後はBAF値の感度解析を含め、モデルの適用性を検討する。

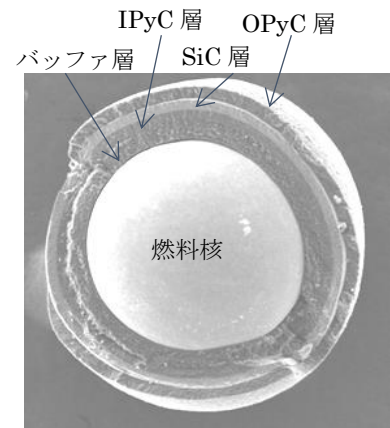


図1 被覆燃料粒子の構造  
(原子燃料工業(株)提供)

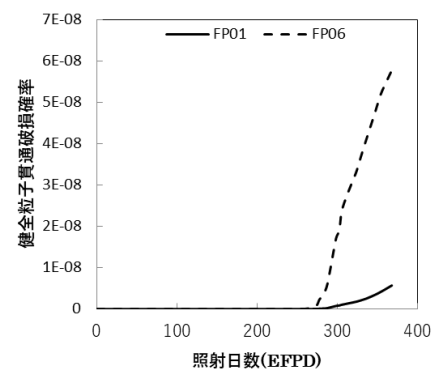


図2 健全粒子貫通破損確率の履歴

### 参考文献

- [1]相原純、他(2012)、日本製高品質高温ガス炉燃料の破損率計算法の提案 日本原子力学会和文論文誌 Vol.11, No.2, p158-163
- [2] 沢和弘、他、高燃焼度高温ガス炉用被覆燃料粒子の照射試験(91F-1A スィープガスクャプセル照射試験), JAERI-Research 2001-043
- [3] Jun AIHARA et al. "Code-B-2 for Stress Calculation for SiC-TRISO Fuel Particle" JAEA-Data/Code 2012-030
- [4] 沢和弘、他(1999)、高温ガス炉運転中の被覆燃料粒子挙動及び核分裂生成ガス挙動解析コード, JAERI-Data/Code-99-034

\*Masaya Haseda<sup>1</sup>, Jun Aihara<sup>2</sup> and Kazuhiro Sawa<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Hokkaido Univ., <sup>2</sup>Japan Atomic Energy Agency



---

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

## [1K05-07] Corrosion in Water Coolant

Chair: Hirokazu Ohta (CRIEPI)

Wed. Mar 17, 2021 11:10 AM - 12:00 PM Room K (Zoom room 11)

---

[1K05] Influences of dissolved hydrogen and temperature on oxide film thickness of TT690 alloy in simulated PWR primary water condition

\*Takahiro Sasaoka<sup>1</sup>, Takumi Terachi<sup>2</sup>, Takuyou Yamada<sup>1</sup>, Koji Arioka<sup>1</sup> (1. INSS, 2. KEPCO)

11:10 AM - 11:25 AM

[1K06] The effect of thermal aging time and temperature on SCC of SUS630 in high-temperature water

\*Takuyo Yamada<sup>1</sup>, Takumi Terachi<sup>2,1</sup>, Makie Okamoto<sup>3,1</sup>, Koji Arioka<sup>1</sup> (1. INSS, 2. KEPCO, 3. Kobe Material Testing Lab.)

11:25 AM - 11:40 AM

[1K07] Irradiation stabilities of SiC/SiC composites and their joints in coolant of fission reactor

\*Hirotatsu Kishimoto<sup>1</sup>, Naofumi Nakazato<sup>1</sup>, Joon-Soo Park<sup>1</sup>, Akira Kohyama<sup>2</sup> (1. Muroran IT, 2. NITE Corporation)

11:40 AM - 11:55 AM

# PWR 環境下の TT690 合金の皮膜厚さに及ぼす溶存水素濃度と温度の影響

Influences of dissolved hydrogen and temperature on oxide film thickness of TT690 alloy in simulated PWR  
primary water condition

\*笹岡 孝裕<sup>1</sup>, 寺地 巧<sup>2</sup>, 山田 卓陽<sup>1</sup>, 有岡 孝司<sup>1</sup>

<sup>1</sup>原子力安全システム研究所, <sup>2</sup>関西電力

PWR1 次系を模擬した水環境下において TT690 合金の皮膜厚さの溶存水素濃度依存性に対する温度の影響を調べた結果、340℃以下では内層皮膜厚さに及ぼす影響は小さいことがわかった。

キーワード：PWR1 次系、TT690 合金、溶存水素濃度、皮膜厚さ

## 1. 緒言

SG 伝熱管は Ni 基合金であり、溶出した Ni イオンが放射化される事で <sup>58</sup>Co を生成して被ばく源となる。被ばく低減のためには Ni の溶出を抑制することが重要であり、溶出を抑制するための水質管理が行われている。金属 Ni は溶存水素(DH)濃度と温度条件によって Ni/NiO で安定状態が変化することが分かっており、NiO は Ni よりも溶解度が高くなるため、被ばく低減の観点からは Ni が安定領域となる水質条件での管理が好ましい。金属 Ni や Ni 基合金の 600 合金等では高 DH 濃度側で Ni の安定化領域となることが分かっているが、TT690 合金に対する DH 濃度と温度の影響は十分に確認されていない。なお、海外においては高 DH 濃度側、国内では低 DH 濃度側での管理が検討されており、TT690 合金の腐食特性に対する DH 影響を明らかにすることは重要である。そこで、腐食試験した TT690 合金の内層皮膜の断面観察により、酸化挙動の DH 濃度依存性に対する温度の影響を調べた。

## 2. 方法

供試材には、PWR1 次系を模擬した水環境（500 ppmB+2 ppm Li）下で、DH 濃度 15,30,45 cc/kg および温度 290～360℃の条件で約 1000 時間、腐食試験された 20%CW の TT690 合金試料を用いた。材料組成(wt%)は 61.1Ni-28.9Cr-8.9Fe-0.32Si-0.31Mn-0.06Cu である。Ar イオンビーム加工により酸化膜を断面加工し、走査型電子顕微鏡 (SEM)を用いて内層皮膜の厚さ  $X[m]$ を測定した。皮膜厚さと試験時間  $T[s]$ から、内層皮膜の成長に関する放物線速度定数  $Kp = X^2/(2T)[m^2/s]$ を算出し、酸化挙動を評価した。

## 3. 結論

図に TT690 合金の内層皮膜の成長に関する  $Kp$  に及ぼす DH 濃度と温度の影響を示す。 $Kp$  の値は 350℃、360℃ の高温環境では DH 濃度の上昇に伴い増加傾向を示したが、温度の低下に伴い DH 濃度による変化が小さくなる結果が得られた。また、 $Kp$  の値は温度の低下に伴い増加した。一方で、340℃以下では温度による変化は小さい。これより、プラント運転温度(280～320℃)程度の温度条件では、DH 濃度 15 から 45 cc/kg の範囲での濃度変化は内層皮膜厚さに与える影響は小さいことが考えられ、酸化挙動への影響は小さいことが示唆された。

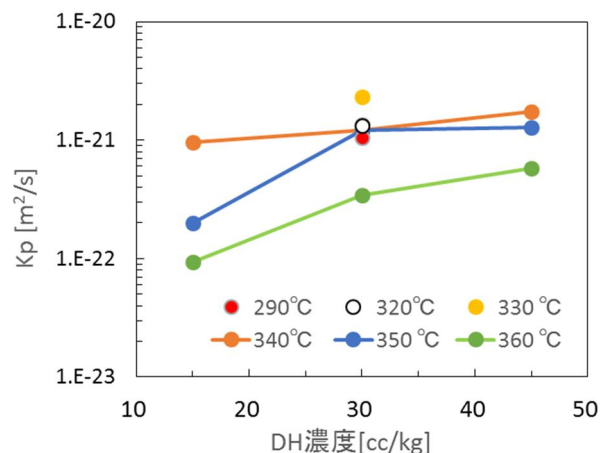


図 690 合金の  $Kp$  に及ぼす DH と温度の影響

\*Takahiro Sasaoka<sup>1</sup>, Terachi Takumi<sup>2</sup>, Takuyo Yamada<sup>1</sup>, Koji Arioka<sup>1</sup> <sup>1</sup>Institute of Nuclear Safety System, Inc. <sup>2</sup>Kansai Electric Power Co., Inc

## SUS630 の高温水中 SCC 挙動に及ぼす熱時効時間と温度の影響

The effect of thermal aging time and temperature on SCC of SUS630 in high-temperature water

\*山田 卓陽<sup>1</sup>, 寺地 巧<sup>1,2</sup>, 岡本 マキエ<sup>1,3</sup>, 有岡孝司<sup>1</sup>

<sup>1</sup>INSS, <sup>2</sup>現 関西電力, <sup>3</sup>現 神工試

SUS630 の高温水中 SCC 挙動に及ぼす長時間熱時効の影響を、400～320℃で 20,000 時間までの熱時効材で調べた。320℃では 10,000 時間以上の長時間熱時効で硬化と SCC 進展速度の増加傾向が確認された。320℃で 10,000 時間の熱時効材では、主として熱時効により生成した数 nm サイズの Cu-rich 相と隣接して生成する G 相により硬化し、また SCC 進展への影響が示唆された。

**キーワード** : SUS630、17-4PH ステンレス鋼、高温水中 SCC 進展挙動、熱時効、析出硬化熱処理

### 1. 緒言

SUS630 の PWR1 次冷却材模擬水中の SCC 挙動については、熱時効の影響がない場合、比較的高靱性の H1100 と H1150 は、試験温度 290℃以下であれば高応力 ( $K=30 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ ) 条件であっても SCC 進展は生じないが、400℃と 350℃で 10,000 時間までの熱時効により硬化し、SCC 進展を生じるようになり、時間とともに SCC 進展速度が増加することをこれまでの研究で明らかにした[1][2]。本研究では、長時間熱時効および温度の影響を調べることを目的に、より低温の 320℃を加えて、20,000 時間までの熱時効材について SCC 進展を調べ、またその硬化因子である Cu-rich 相の析出、G 相の生成、スピノーダル分解と熱時効硬化、SCC 挙動の関係について検討した。

### 2. 実験方法 :

供試材は市販の SUS630 で、析出硬化熱処理条件は H1100 と H1150 の 2 種類とし、熱時効は 400～320℃で最長 20,000 時間とした。SCC 進展試験は 0.5 インチ厚さの CT 試験片で、標準的な PWR 1 次系環境を模擬し 500ppmB+2ppmLi, 30cc/kg-DH の水中で行った。試験温度は 320℃、応力拡大係数は  $K=30 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$  で一定荷重、試験時間は約 1,000 時間とした。SCC 進展速度 (mm/sec) は、平均 SCC 深さ (mm) を試験時間 (sec) で除して評価した。また微細組織と硬さを調べ SCC と比較検討した。

### 3. 結論 :

SUS630 (H1100, H1150) は、320℃の 10,000 時間以上の長時間の熱時効により熱時効硬化し、また SCC 進展速度は増加した (図 1)。この熱時効条件ではスピノーダル分解は顕著ではなく、数 nm サイズの Cu-rich 相と隣接して生成する G 相 (Ni-Mn-Si クラスタ) が確認され (図 2)、これらの微細組織が硬化と SCC に影響することが示唆された。

**参考文献**:[1]山田ら, 日本原子力学会 2018 年春の年会, 1D05, (2018). [2]山田ら, 日本原子力学会 2019 年春の年会, 1M05 (2019).

\*Takuyo Yamada<sup>1</sup>, Takumi Terachi<sup>1, 2</sup>, Makie Okamoto<sup>1, 3</sup>, Koji Arioka<sup>1</sup>

<sup>1</sup>INSS, <sup>2</sup> present KEPCO, <sup>3</sup> present Kobe Material testing Laboratory

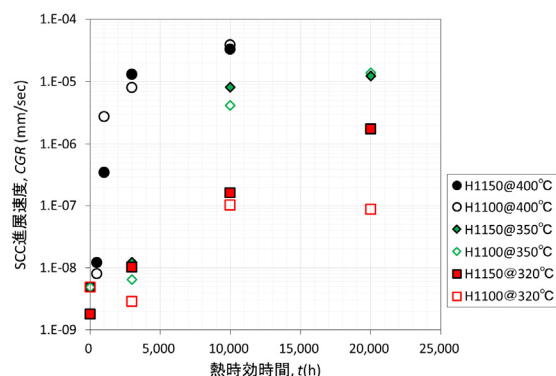


図 1 SCC 進展速度の熱時効時間依存性

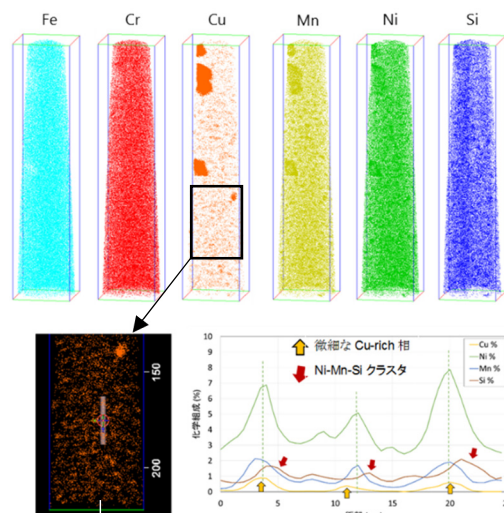


図 2 アトムプローブによる微細組織 (H1150:320℃10,000 時間時効材)

# SiC/SiC 複合材料およびその接合部材の原子炉冷却水中における照射下安定性

## Irradiation Stability of SiC/SiC Composites and their Joints in Coolant of Fission Reactor

\*岸本 弘立<sup>1</sup>, 中里 直史<sup>1</sup>, 朴 峻秀<sup>1</sup>, 香山 晃<sup>2</sup>

<sup>1</sup>室蘭工業大学, <sup>2</sup>株式会社 NITE

室蘭工業大学では平成 24 年度より平成 28 年度まで文部科学省・原子力システム研究開発事業において炉心用 SiC/SiC 複合材料被覆管製造基盤技術開発 (SCARLET 計画) を実施し、その中で行ったノルウェー・ハルデン炉での SiC/SiC 複合材料の加圧水環境下原子炉照射実験について報告する。

**キーワード** : SiC/SiC 燃料被覆管, 照射効果, 中性子照射, ハルデン炉

### 1. 緒言

室蘭工業大学では文部科学省の原子力システム研究開発事業として平成 24 年度より平成 28 年度まで「高度の安全性を有する炉心用シリコンカーバイト燃料被覆管等の製造基盤技術に関する研究開発 (SCARLET 計画)」を行い、その中でノルウェー・ハルデン炉を使って SiC/SiC 複合材料の中性子照射実験を行った。照射は 2 回実施され、PWR 環境を想定した流動冷却水環境下での中性子照射下での Si の冷却水中への溶出量の測定と、照射前後の材料外観の観察から、原子炉運転条件と水化学条件の及ぼす影響を議論する。

### 2. 供試材

初回のハルデン原子炉における照射実験は、核燃料未装荷のジルカロイ被覆管照射実験に準じた試験手順で実施することとなり、(1)SiC/SiC 被覆管に両端にジルカロイ管を接合 (2)内部に破壊検出用のコラプシブルベローズを装荷 (3)ジルカロイ端栓を電子ビーム溶接してセグメントを製作 (4)各セグメントはジルカロイ被覆管と同じ条件のヘリウムリークテストを行う (5)組立後のリグは加圧水環境での照射前テストを行う、と照射実験実施に至るまでジルカロイ被覆管と同じ条件を満たす必要があった。第二回の照射実験は初回の結果からセグメントの照射を縮小してアッセンブリー技術の評価を組み込み、セグメント以外に接合に用いたろう付け材、拡散接合材、また Si 溶出に対策として CVD-SiC 被覆を行った SiC/SiC 管などが装荷された。

### 3. 中性子照射実験

中性子照射実験はいずれも流動水環境下で行われた。第一回は酸素水化学の PWR 条件に準じた条件で実施した。第二回の前半は酸素水化学、後半は水素水化学として溶存酸素量、水素量の効果について評価を行った。

### 4. 結果・結論

SiC/SiC 被覆管単体及びにセグメントは中性子照射前の試験はすべて問題なく合格したが、中性子照射開始直後から冷却水への Si 溶出量が急増した。この間、いくつか照射条件を変える操作を行ったが、Si 溶出量に対しては中性子線量の減少する場合のみ効果があった。実験終了時は冷却水温度を維持したまま炉を停止させたが、Si 溶出量は速やかに照射前のレベルまで戻った。照射後観察では接合部の優先的な腐食が認められ、Si 溶出抑止に水素注入は効果的であることが明らかになった。

| 条件          |     | PWR      | 第一回                       | 第二回               |
|-------------|-----|----------|---------------------------|-------------------|
| Temperature | °C  | 310      | In 270~290<br>Out 285~310 | In 280<br>Out 300 |
| Pressure    | MPa | 13.4     | 16.2                      | 12.7              |
| Flow rate   | t/h |          | 1600                      | 1650              |
| Boron       | ppm | 100-2000 | ~1000                     | -                 |
| Lithium     | ppm | <3.5     | ~4.5                      | -                 |
| Oxygen      | ppb | <5       |                           | 200~300           |
| Hydrogen    | ppm | 2~3      | 2.2~3.2                   | -                 |
|             |     |          |                           | 1.8~2.2           |

\*Hirotsu Kishimoto<sup>1</sup>, Naofumi Nakazato<sup>1</sup>, Joon-Soo Park<sup>1</sup> and Akira Kohyama<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Muroran- IT., <sup>2</sup>NITE. Co. Ltd.

---

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

## [1K08-12] Irradiation Embrittlement Prediction

Chair: Kinya Nakamura (CRIEPI)

Wed. Mar 17, 2021 2:45 PM - 4:10 PM Room K (Zoom room 11)

---

### [1K08] Revisions of JEAC4201 Embrittlement Trend Curve

\*Ryoichi Saeki<sup>1</sup>, Akiyoshi Nomoto<sup>1</sup>, Kenji Nishida<sup>1</sup>, Kenichi Nakashima<sup>1</sup>, Yoshinori Hashimoto<sup>1</sup>, Yasukazu Takada<sup>2</sup>, Oumaya Toru<sup>2</sup>, Takatoshi Hirota<sup>3</sup> (1. CRIEPI, 2. KEPCO, 3. MHI)

2:45 PM - 3:00 PM

### [1K09] Revisions of JEAC4201 Embrittlement Trend Curve

\*Toru Oumaya<sup>1</sup>, Masahide Suzuki<sup>4</sup>, Koji Fukuya<sup>1</sup>, Yasukazu Takada<sup>3</sup>, Akiyoshi Nomoto<sup>2</sup>, Ryoichi Saeki<sup>2</sup>, Kenji Nishida<sup>2</sup>, Yoshinori Hashimoto<sup>2</sup> (1. Institute of Nuclear Safety System, Inc., 2. Central Research Institute of Electric Power Industry, 3. The Kansai Electric Power Co, Inc., 4. Nagaoka University of Technology)

3:00 PM - 3:15 PM

### [1K10] Revisions of JEAC4201 Embrittlement Trend Curve

\*Yoshinori Hashimoto<sup>1</sup>, Ryoichi Saeki<sup>1</sup>, Akiyoshi Nomoto<sup>1</sup>, Kenichi Nakashima<sup>1</sup>, Toru Oumaya<sup>2</sup>, Yasukazu Takada<sup>2</sup> (1. CRIEPI, 2. KEPCO)

3:15 PM - 3:30 PM

### [1K11] Revisions of JEAC4201 Embrittlement Trend Curve

\*Takatoshi Hirota<sup>1</sup>, Ryoichi Saeki<sup>2</sup>, Akiyoshi Nomoto<sup>2</sup>, Kenji Nishida<sup>2</sup>, Yoshinori Hashimoto<sup>2</sup>, Yasukazu Takada<sup>3</sup>, Toru Oumaya<sup>3</sup> (1. MHI, 2. CRIEPI, 3. KEPCO)

3:30 PM - 3:45 PM

### [1K12] Revisions of JEAC4201 Embrittlement Trend Curve

\*Katsuhiko Fujii<sup>1</sup> (1. INSS)

3:45 PM - 4:00 PM



# JEAC4201 における関連温度移行量評価方法の見直し

## (1) 関連温度移行量評価方法の見直しの考え方

Revisions of JEAC4201 Embrittlement Trend Curve

### (1) Concept of revised embrittlement trend curve

\*佐伯 綾一<sup>1</sup>, 野本 明義<sup>1</sup>, 中島 健一<sup>1</sup>, 橋本 資教<sup>1</sup>, 高田 泰和<sup>2</sup>, 大厩 徹<sup>3</sup>, 廣田 貴俊<sup>4</sup>

<sup>1</sup> 電中研, <sup>2</sup> 関西電力, <sup>3</sup> 関西電力 (現 INSS), <sup>4</sup> 三菱重工

JEAC4201-2007 [2013 年追補版] に定められた照射脆化予測法について、見直し検討が進められ、新たに開発された「関連温度移行量評価式」が JEAC4201 の改定案に採用された。

**キーワード：**原子炉压力容器、照射脆化、延性脆性遷移温度、評価式、JEAC4201

### 1. 緒言

JEAC4201-2007 [2013 年追補版] に定められた照射脆化予測法（現行式）は、「中性子照射による鋼材中のミクロ組織変化予測式」（ミクロ組織変化予測式）と「ミクロ組織変化に伴う遷移温度移行量予測式」（脆化量予測式）からなる。JEAC4201 の改定に際して、主として前者を見直しその評価精度を向上させつつ、後者は同等の評価精度となる「脆化予測法見直し式」を開発し、その後同式のコンセプトや評価精度は堅持しつつ、ユーザ利便性向上等の観点から式の簡素化を図った「関連温度移行量評価式」を開発し、JEAC4201 の改定案に採用された。本稿では、「関連温度移行量評価式」に至る見直しの考え方について報告する。

### 2. 関連温度移行量評価方法の見直し

「脆化予測法見直し式」及び「関連温度移行量評価式」の見直しの考え方を表に示す。見直しに際しては、現行式の「ミクロ組織変化予測式」と「脆化量予測式」の枠組みを堅持して検討を進めた。前者は現行式の式構成を踏襲しつつモデル式はミクロ組織変化の測定データを再現する相関式として関数形を含め新たに再構築し、後者は検討の結果現行式と同一の式とした。

表 関連温度移行量評価方法の見直しの考え方

| 項目<br>【現行式との比較】    | 現行式<br>JEAC4201 [2013 年追補版]                                                                          | 関連温度移行量評価方法の見直し                                                                                 |                                      |
|--------------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------|--------------------------------------|
|                    |                                                                                                      | 脆化予測法見直し式                                                                                       | 関連温度移行量評価式                           |
| 脆化量予測式             | ● 溶質原子クラスター体積率の平方根と遷移温度移行量との間の線形の相関を考慮<br>● 照射により形成する溶質原子クラスター及びマトリックス損傷の 2 種類が転位運動の障害物となり脆化に寄与するモデル |                                                                                                 |                                      |
| ミクロ組織変化予測式         | ● 溶質原子クラスター平均体積、数密度、マトリックス Cu 濃度、マトリックス損傷の各モデルで構成                                                    |                                                                                                 |                                      |
| モデル式<br>【変更】       | ● 反応速度式型の予測式                                                                                         | ● アトムプローブトモグラフィー (APT) 測定データを再現する相関式<br>● ASTM E900-15 を参考に関数形統一                                |                                      |
| 関数形式<br>【変更】       | ● 連立微分方程式 (数値積分要)                                                                                    | ● 連立微分方程式を近似的に解いた数式 (数値積分不要)                                                                    |                                      |
| 最適化で決定する<br>予測式の係数 | 19 個                                                                                                 | 40 個                                                                                            | 20 個【簡素化により削減】                       |
| データベース<br>【追加・拡充】  | 2012 年 6 月時点<br>● 国内監視試験及び試験炉照射データ<br>● APT 測定データ (体積率)                                              | 2020 年 3 月時点<br>➢ 国内監視試験データ (拡充)、試験炉照射データ (拡充)<br>➢ APT 測定データ (体積率以外の指標も追加)                     |                                      |
| 最適化対象<br>【拡張】      | ● ミクロ組織変化<br>➢ 溶質原子クラスター体積率<br>● 脆化量 ( $\Delta RT_{NDT}$ )                                           | ● ミクロ組織変化<br>➢ 溶質原子クラスター体積率<br>➢ 溶質原子クラスター平均体積、数密度及びマトリックス Cu 濃度<br>● 脆化量 ( $\Delta RT_{NDT}$ ) |                                      |
| 重み付け<br>【変更】       | ● 照射期間 (EFPY) で重み付け                                                                                  | ➢ 重み付け無し                                                                                        |                                      |
| 入力パラメータ<br>【変更】    | ● 中性子照射量、中性子束<br>● 照射温度<br>● 化学成分 (Cu, Ni)                                                           | ● 中性子照射量、中性子束<br>● 照射温度<br>➢ 化学成分 (Cu, Ni, Si, Mn)                                              | ● 中性子照射量、中性子束<br>➢ 化学成分 (Cu, Ni, Si) |

### 3. 結論

見直し検討の結果、現行式に対して、ミクロ組織変化の再現性を向上させつつ、関連温度移行量（脆化量）の評価精度は同等となる「関連温度移行量評価式」を開発し、JEAC4201 の改定案に採用された。

\*Ryoichi Saeiki<sup>1</sup>, Akiyoshi Nomoto<sup>1</sup>, Ken-ichi Nakashima<sup>1</sup>, Yoshinori Hashimoto<sup>1</sup>, Yasukazu Takada<sup>2</sup>, Toru Oumaya<sup>3</sup> and Takatoshi Hirota<sup>4</sup>

<sup>1</sup>CRIEPI, <sup>2</sup>KEPCO, <sup>3</sup>KEPCO (Present:INSS), <sup>4</sup>MHI

# JEAC4201 における関連温度移行量評価方法の見直し

## (2) 関連温度移行量評価方法の見直し検討

Revisions of JEAC4201 Embrittlement Trend Curve

(2) Discussions on revised embrittlement trend curve

\*大厩 徹<sup>1</sup>, 鈴木 雅秀<sup>2</sup>, 福谷 耕司<sup>3</sup>, 高田 泰和<sup>4</sup>, 野本 明義<sup>5</sup>, 佐伯 綾一<sup>5</sup>, 西田 憲二<sup>5</sup>,  
橋本 資教<sup>5</sup>

<sup>1</sup>関西電力(現 INSS), <sup>2</sup>長岡技術科学大学, <sup>3</sup>原子力安全システム研究所(INSS), <sup>4</sup>関西電力, <sup>5</sup>電中研  
日本溶接協会の原子力研究委員会傘下に IET 小委員会が設置され、「脆化予測法見直し式」について国内鋼材の照射脆化機構に関する現状知見に照らした意見交換が行われ、今後の検討課題が明らかにされた。

**キーワード**：原子炉压力容器，照射脆化，延性脆性遷移温度，評価式

### 1. 緒言

JEAC4201-2007 [2013 年追補版] に定められた国内原子炉压力容器鋼の中性子照射脆化予測法（現行式）の改定にあたり、照射脆化機構に精通した専門家と意見交換を行うことを目的として、(一社)日本溶接協会の原子力研究委員会傘下に「原子炉压力容器の中性子照射脆化予測法検討小委員会」(IET 小委員会)が設置された。本稿では、IET 小委員会で提案された「脆化予測法見直し式」(見直し式)に関する意見交換の内容を報告する。

### 2. 見直し式に関する意見交換

見直し式に関する主な意見交換の内容を、ミクロ組織変化予測に関する事項と脆化量予測に関する事項に分けて表に示す。意見として挙げられた検討課題に対応するためにはさらに知見を拡充する必要がある、現時点で直ちに見直し式に反映できるものではないが、今後、見直し式をより照射脆化機構に関する理解と整合させていく上では、これらの検討課題を念頭に知見の拡充が望まれる。

表 見直し式に関する主な意見交換の内容

| 項目        | 意見交換の観点                                    | 主な意見                                                                                                                                 |
|-----------|--------------------------------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| ミクロ組織変化予測 | 溶質原子クラスター体積率の平方根と遷移(関連)温度移行量の線形の相関に着目している点 | ・国内鋼材の照射データに関する現状知見の範囲では線形の相関が認められると考えるが、今後も監視試験データの分析により検証が必要<br>・溶質原子クラスターの原子組成や照射欠陥集合体との複合体形成の有無により硬化への寄与が異なる可能性も検討が必要            |
|           | 照射により形成された格子欠陥が溶質原子クラスターの核となる考え方(不均一核生成)   | ・不均一核生成の核となる照射欠陥集合体の照射初期段階における形成過程は十分に解明されていない<br>・この考え方が妥当か否かというよりも、この考え方で定式化された脆化予測法が国内鋼材の平均的な脆化傾向を系統的に矛盾なく再現できているかという観点で確認するほうが適切 |
|           | マトリックス損傷の数密度の式の考え方                         | ・照射欠陥集合体の形成過程を実験的に明らかにしたり、測定可能な強度因子の硬化への寄与を明らかにするなど更なる知見の拡充が必要<br>・照射誘起クラスターの核となる転位ループについて、定式化の考え方の見直しが必要                            |
| 脆化量予測     | 溶質原子クラスターとマトリックス損傷の 2 乗和平方根の定式化            | ・両者が短範囲に分布する障害物であることを踏まえれば 2 乗和平方根で定式化されるが、線形和とした影響も確認が必要<br>・両者以外の欠陥種も含めて 2 乗和平方根で定式化する必要性も検討が必要                                    |
|           | 見直し式で初期降伏応力を考慮しなかった点                       | ・初期降伏応力の照射脆化への寄与を明らかにするための熱活性化成分と非熱活性化成分の分離は現状知見では困難であり、現時点で考慮しないことに異存なし                                                             |

### 3. 結論

IET 小委員会において提案のあった「脆化予測法見直し式」について、国内鋼材の照射脆化機構に関する現状知見に照らした意見交換が行われ、今後の検討課題が明らかにされた。

\*Toru Oumaya<sup>1</sup>, Masahide Suzuki<sup>2</sup>, Koji Fukuya<sup>3</sup>, Yasukazu Takada<sup>4</sup>, Akiyoshi Nomoto<sup>5</sup>, Ryoichi Saeki<sup>5</sup>, Kenji Nishida<sup>5</sup>  
and Yoshinori Hashimoto<sup>5</sup>

<sup>1</sup>KEPCO (Present:INSS), <sup>2</sup>Nagaoka University of Technology, <sup>3</sup>Institute of Nuclear Safety System(INSS), <sup>4</sup>KEPCO, <sup>5</sup>CRIEPI

# JEAC4201 における関連温度移行量評価方法の見直し

## (3) 関連温度移行量評価式の提案

Revisions of JEAC4201 Embrittlement Trend Curve

### (3) Proposal of Embrittlement Trend Curve

\*橋本 資教<sup>1</sup>, 佐伯 綾一<sup>1</sup>, 野本 明義<sup>1</sup>, 中島 健一<sup>1</sup>, 大厩 徹<sup>2</sup>, 高田 泰和<sup>3</sup>

<sup>1</sup>電中研, <sup>2</sup>関西電力(現 INSS), <sup>3</sup>関西電力

ユーザ利便性向上等の観点から「脆化予測法見直し式」の 40 個の係数を 20 個に削減して簡素化した「関連温度移行量評価式」を開発し、ミクロ組織変化や関連温度移行量が「脆化予測法見直し式」と同等の評価精度を有することを確認した。

**キーワード**: 原子炉圧力容器, 照射脆化, 延性脆性遷移温度, 評価式, ブートストラップ法

## 1. 緒言

JEAC4201-2007 [2013 年追補版] に定められた国内原子炉圧力容器鋼の中性子照射脆化予測法（現行式）の改定にあたり提案された「関連温度移行量評価式」（表 1）は、現行式のミクロ組織変化予測式を見直して評価精度を向上しつつ、現行式と同等の脆化評価精度を得られる「脆化予測法見直し式」（見直し式）をもとに、ユーザ利便性向上等の観点から式の簡素化を図ったものである。本稿では、「関連温度移行量評価式」について検討した日本電気協会破壊靱性検討会の検討内容を報告する。

## 2. 簡素化の方法

見直し式の簡素化に際して、式の各項の計算結果の入力パラメータに対する感度を調べた。入力パラメータに対して感度が小さい項や、項の計算結果が他の項と比較して相対的に小さいと判断された項を削減した。また、ブートストラップ法により国内鋼材の照射脆化データベースから重複を許してランダムにサンプリングした 1 万のデータセットを用いて見直し式の 40 個の係数の相関を調べ、相関がみられる場合にはそれらを統合することで、最終的に係数の個数を 40 個から 20 個に削減した。見直し式を簡素化して得られた「関連温度移行量評価式」は、見直し式と同等の評価精度を有することを確認した（図 1）

## 3. 結論

ユーザ利便性向上等の観点から見直し式の 40 個の係数を 20 個に削減して簡素化した「関連温度移行量評価式」を開発し、見直し式と同等の評価精度を有することを確認した。

表 1. 簡素化した評価式

| 関連温度移行量 $\Delta RT_{NDT} = 0.6 \sqrt{\left(C_1 \sqrt{V_f}\right)^2 + \left(C_2 \sqrt{C_{MD}}\right)^2}$ |                                                                                            | 式中の係数                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                              |
|---------------------------------------------------------------------------------------------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| クラスター体積率<br>$V_f = V_{clust} C_{SC}$                                                                    | クラスター体積<br>$V_{clust} = A + Bt$                                                            | $A = \zeta_1 (1 - C_{Cu}^0) \left(1 + \zeta_2 \frac{\phi}{10^{15}}\right)$<br>$B = \zeta_3 (1 + C_{Cu}^0) \frac{\phi}{10^{15}} + \frac{\zeta_4 (C_{Cu}^0)}{10^{15} (C_{Cu}^0 + \zeta_5)}$                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                          |
| 照射誘起クラスターの数密度<br>$C_{SC}^{ind} = \gamma_1 t + \frac{\gamma_2}{\alpha_1} (e^{-\alpha_1 t} - 1)$          | 照射促進クラスターの数密度<br>$C_{SC}^{enh} = \beta_4 \left(1 - \frac{1}{\beta_3 \beta_4 t + 1}\right)$ | $\alpha_1 = a_1 \left(1 + \frac{\phi}{a_2 \phi^{max}}\right)^{a_3}$<br>$C_{Cu}^0 = a_4 \left\{1 + a_5 \left(\frac{C_{Cu}^0}{C_{Cu}^{0,max}}\right)^{a_6}\right\} \left(1 + \frac{\phi}{a_7 \phi^{max}}\right)^{a_8}$<br>$\beta_3 = \beta_1 (\delta_1)^2$<br>$\beta_4 = \begin{cases} \frac{C_{Cu}^0 - 0.04}{\delta_1}, & C_{Cu}^0 - 0.04 > 0 \\ 0, & C_{Cu}^0 - 0.04 \leq 0 \end{cases}$<br>$\gamma_1 = b_1 \left\{1 + b_2 \left(\frac{C_{Si}^0}{C_{Si}^{0,max}}\right)^{b_3}\right\} \phi^{b_4}$<br>$\delta_1 = d_1 \left(\frac{C_{Cu}^0}{C_{Cu}^{0,max}}\right)$ |
| マトリックス損傷の数密度<br>$C_{MD} = \frac{\gamma_1}{\alpha_1} (1 - e^{-\alpha_1 t})$                              | マトリックスCu濃度<br>$C_{Cu}^{mat} = C_{Cu}^0 - \delta_1 C_{SC}^{enh}$                            | $a_1, b_1, d_1, \zeta_1, C_{Cu}^0$ 最適化の対象となる係数<br>$\phi$ 照射量<br>$\phi$ 中性子束<br>$t$ 照射時間<br>$C_{Cu}^0$ Cu含有量<br>$C_{Si}^0$ Si含有量<br>$X^{max}$ 平均値                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                   |

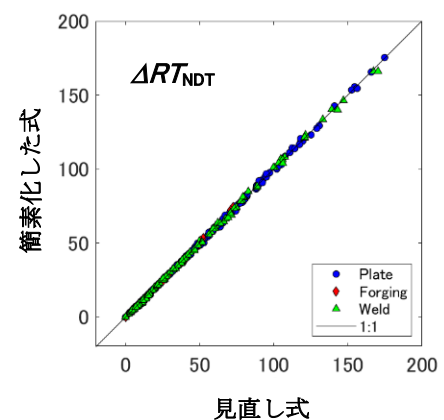


図 1. 簡素化した式と見直し式の評価値の比較

\*Yoshinori Hashimoto<sup>1</sup>, Ryoichi Saeki<sup>1</sup>, Akiyoshi Nomoto<sup>1</sup>, Ken-ichi Nakashima<sup>1</sup>, Toru Oumaya<sup>2</sup> and Yasukazu Takada<sup>3</sup>

<sup>1</sup>CRIEPI, <sup>2</sup>KEPCO (Present:INSS), <sup>3</sup>KEPCO

# JEAC4201 における関連温度移行量評価方法の見直し

## (4) 関連温度調整値の算出方法

Revisions of JEAC4201 Embrittlement Trend Curve

### (4) Procedure of Calculating Adjusted Reference Temperature

\*廣田 貴俊<sup>1</sup>, 佐伯 綾一<sup>2</sup>, 野本 明義<sup>2</sup>, 西田 憲二<sup>2</sup>, 橋本 資教<sup>2</sup>, 高田 泰和<sup>3</sup>, 大厩 徹<sup>4</sup>

<sup>1</sup>三菱重工業株式会社, <sup>2</sup>電力中央研究所, <sup>3</sup>関西電力, <sup>4</sup>関西電力 (現 INSS)

「関連温度移行量評価式」の予測残差に対する各因子の依存性は現行式と同程度であることを確認した。また、現行式と同様の監視試験データによる補正を行った場合には、予測残差の標準偏差が小さくなるものの、関連温度調整値の算出に際して、マージンは補正有無によらず保守的に予測残差の標準偏差の 2 倍に予測残差の平均を加えた 23°C に設定した。

**キーワード**：原子炉圧力容器，照射脆化，延性脆性遷移温度，評価式

### 1. 緒言

JEAC4201-2007 [2013 年追補版] に定められた国内原子炉圧力容器鋼の中性子照射脆化予測法（現行式）の改定にあたり提案された「関連温度移行量評価式」は、現行式のマイクロ組織変化予測式を見直して評価精度を向上しつつ、現行式と同等の脆化評価精度となる「脆化予測法見直し式」をもとに、ユーザ利便性向上等の観点から式の簡素化を図ったものである。本稿では、「関連温度移行量評価式」について、開発に用いた国内監視試験データ及び試験炉照射データに対する関連温度移行量の評価性能，ならびに、監視試験データによる補正やマージンについて検討した日本電気協会破壊靱性検討会の検討内容を報告する。

### 2. 「関連温度移行量評価式」の評価性能

開発に用いた国内監視試験データ及び試験炉照射データに対する「関連温度移行量評価式」の予測残差(=実測値－計算値)について、照射条件（中性子照射量，中性子束及び照射温度），化学成分（Cu, Ni, P, Si, Mn）及び炉型の依存性を確認した結果，各因子の依存性は小さくなく，現行式と同程度であることを確認した。

### 3. 監視試験データによる補正及びマージンの設定

現行式では，関連温度調整値算出に際して監視試験データの予測残差の平均（ $M_c$ ）を加えて計算値を補正する。現行式と同様の補正を行った場合，図に示す通り予測残差の標準偏差は小さくなるが，補正に使用する監視試験データ数は十分多いとは言えず，過補正の懸念もあることから，マージンは保守的に補正無の予測残差の標準偏差の 2 倍に予測残差の平均を加えた 23°C に設定した。

### 4. 結論

「関連温度移行量評価式」の予測残差に対する各因子の依存性は現行式と同程度であることを確認した。関連温度調整値（関連温度初期値＋関連温度移行量計算値(補正)＋マージン）の算出に際して，補正した場合には予測残差の標準偏差が小さくなるものの，マージンは補正有の場合も保守的に補正無の予測残差の標準偏差の 2 倍に予測残差の平均を加えて設定した。

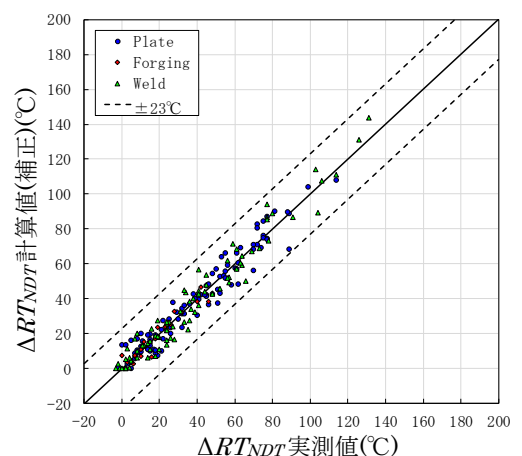


図  $\Delta RT_{NDT}$  実測値と  $\Delta RT_{NDT}$  計算値 (補正)

\*Takatoshi Hirota<sup>1</sup>, Ryoichi Saeki<sup>2</sup>, Akiyoshi Nomoto<sup>2</sup>, Kenji Nishida<sup>2</sup>, Yoshinori Hashimoto<sup>2</sup>, Yasukazu Takada<sup>3</sup> and Toru Oumaya<sup>4</sup>

<sup>1</sup> Mitsubishi Heavy Industries, LTD., <sup>2</sup> Central Research Institute of Electric Power Industry, <sup>3</sup> KEPCO, <sup>4</sup> KEPCO (Present: INSS)

## JEAC4201 における関連温度移行量評価方法の見直し (5) 関連温度移行量評価式の係数最適化の第3者検証

Revisions of JEAC4201 Embrittlement Trend Curve

(5) Parameter Verification of Revised Embrittlement Trend Curve

\*藤井 克彦<sup>1</sup>

<sup>1</sup>原子力安全システム研究所

「関連温度移行量評価式」の係数の最適化プロセスを検証した結果、最適化した係数の一部に差が認められたが、符号の逆転はなく、おおむね同等の係数値が決定された。両方で計算値と実測値の関係もよく一致しており、同等な目的関数および関連温度移行量の評価結果が与えられることを確認した。

**キーワード：**原子炉压力容器、照射脆化、延性脆性遷移温度、評価式

### 1. 緒言

JEAC4201-2007 [2013 年追補版] に定められた国内原子炉压力容器鋼の中性子照射脆化予測法（現行式）の改定にあたり提案された「関連温度移行量評価式」は、中性子照射による鋼材中のマイクロ組織変化予測式と、マイクロ組織変化に伴う脆化量予測式からなり、アトムプローブ測定に基づくマイクロ組織変化データを含む国内監視試験および試験炉照射データの傾向を再現するフィッティング式として提案されている。この評価式には、最適化により設定される 19 個の係数が含まれており、これらの係数はマイクロ組織変化予測式と脆化量予測式の計算値と実測値の残差が最小となるよう目的関数を用いて最適化されている。この係数の最適化プロセスについて、同じデータベースに対して第3者が異なる最適化法により検証した結果を報告する。

### 2. 方法

「関連温度移行量評価式」の各構成式に対して、係数の最適化を Excel の SOLVER 機能により実施した。対象としたデータベースは、評価式の見直しに用いられたものと同一である。なお、「関連温度移行量評価式」の係数値は MATLAB の制約付き非線形最適化アルゴリズムにより決定されている。係数最適化の目的関数としては、関連温度移行量(比率 0.8)、クラスタ体積率(0.05)、マトリックス中の Cu 濃度(0.1)およびクラスタ平均体積(0.05)を考慮して、それらの計算値と実測値の残差の二乗和を求め、これが最小となるような係数を GRG 非線形法により決定した。なお、最適化に際して各係数の初期値は「関連温度移行量評価式」の際の最適化と同じ値を用いた。

### 3. 結論

検証対象と同等な目的関数ならびに関連温度移行量の標準偏差を与える最適化係数が決定された。図に関連温度移行量の計算結果の比較を示す。非常に良い 1 対 1 の関係にあり、SOLVER により決定された係数も同等な評価結果を与えていることがわかる。得られた係数は一部に差が認められたが、符号の逆転はなく、おおむね同等の値であった。また、関連温度移行量、クラスタ体積率、マトリックス中の Cu 濃度、クラスタ数密度およびクラスタ平均体積の実測値とも良好な相関が得られた。19 個の係数に対して最適化を行うため、最適化法が異なると全く同じ係数になることはないが、両者が同等な評価結果を与えていることが確認された。

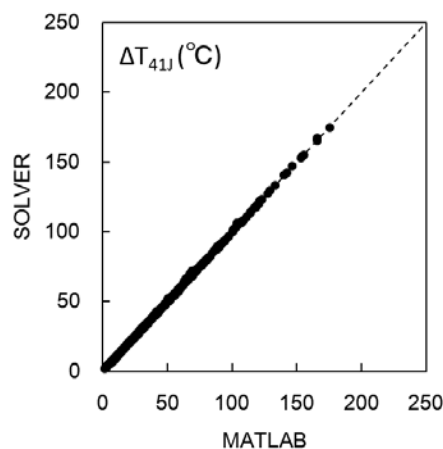


図 関連温度移行量の計算値の比較

\*Katsuhiko Fujii<sup>1</sup> <sup>1</sup> Institute of Nuclear Safety System

---

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering | 601-6 Fusion Reactor System, Design, Application

## [1L01-03] Fusion Engineering

Chair: Juro Yagi (Kyoto Univ.)

Wed. Mar 17, 2021 2:45 PM - 3:45 PM Room L (Zoom room 12)

---

### [1L01] Conceptual design of a muon-catalyzed continuous fusion reactor with a ramjet shock wave stagnation point in a circulating supersonic wind tunnel as the core

\*Motoyasu Sato<sup>1</sup>, Yasusi Kino<sup>2</sup>, Yoshiharu Tanahashi<sup>1</sup>, Kimitaka Itoh<sup>1</sup>, Norimasa Yamamoto<sup>1</sup>, Shinji Okada<sup>1</sup>, Atsuo Iiyoshi<sup>1</sup> (1. Chubu University, 2. Tohoku University)

2:45 PM - 3:00 PM

### [1L02] Reduction of hydrogen recycling using boron powder in LHD

\*Naoko Ashikawa<sup>1,2</sup>, Tomoko Kawate<sup>1,3,2</sup>, Hirotaka Toyoda<sup>4,1</sup>, Zhen Sun<sup>5,6</sup> (1. National Institute for Fusion Science, 2. The Graduate University for Advanced Studies, 3. National Astronomical Observatory of Japan, 4. Nagoya University, 5. Institute of Plasma Physics, Chinese Academy of Sciences, 6. Princeton Plasma Physics Laboratory)

3:00 PM - 3:15 PM

### [1L03] Experimental investigation of fluid-mixing performance of electromagnetic force controlling fin installed in MHD film-flow

\*Makoto Kawamoto<sup>1</sup>, Satoshi Ito<sup>1</sup>, Hidetoshi Hashizume<sup>1</sup> (1. Tohoku Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM



# 循環型超音速風洞中のラムジェット衝撃波淀み点を炉芯とするミュオン触媒連続核融合炉の概念設計

## Conceptual design of a muon-catalyzed continuous fusion reactor - on a ramjet shock wave stagnation point in a circulating supersonic wind tunnel as the core-

\*佐藤元泰<sup>1</sup>, 木野康志<sup>2</sup>, 棚橋美治<sup>1</sup>, 伊藤公孝<sup>1</sup>, 山本則正<sup>1</sup>, 岡田信二<sup>1</sup>, 飯吉厚夫<sup>1</sup>  
<sup>1</sup>中部大学, <sup>2</sup>東北大学

**Abstract:** プラズマ、磁力、慣性力を必要としないラムジェットミュオン触媒核融合炉を提案する。

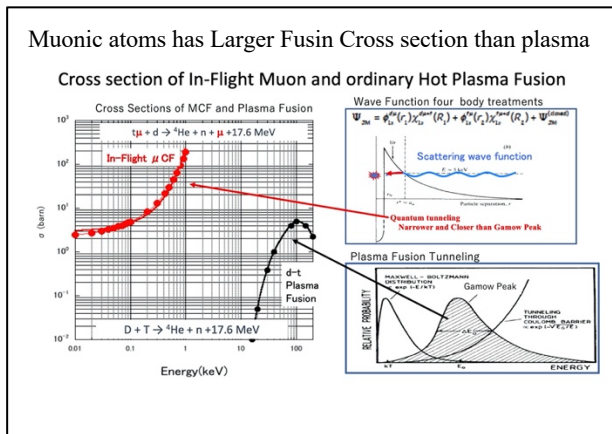
**キーワード:** ミュオン核融合炉、循環風洞ラムジェット、高密度ガス、プラズマ、磁場、慣性力閉じ込め不要

### 1. Introduction

負のミュオンが電子に交換されると、「ミュオン原子 (MA)」と通常の原子核との間の距離は 1/200 に減少する。MA は通常の原子と共鳴的に分子を形成、核融合が起きる機構は Vesman<sup>(1)</sup> によって説明された。1980 年代までに、常温核融合は固体/液体の水素同位体 (d-d, d-t) で実験的に成功した。しかし、エネルギー出力は、ミュオン粒子の生成に主に消費されるエネルギー入力を超えることはできなかった。木野<sup>(2)</sup> は波動関数を正確に解き、核融合断面積が 2000 バーンに増加したプラズマ状態のない飛行中の核融合を予測した。1.4 keV のエネルギーは、減衰プロセスの  $t_{s=2}$  状態に励起された MA に供給することができる。図 1 に示すように、自由空間を飛ぶ粒子間の二体衝突による核融合条件を満たす。ミュオンは崩壊するまで、高密度 D / T ガス混合ガスと核融合反応を繰り返すから、核融合炉にはローソン条件に束縛されない。

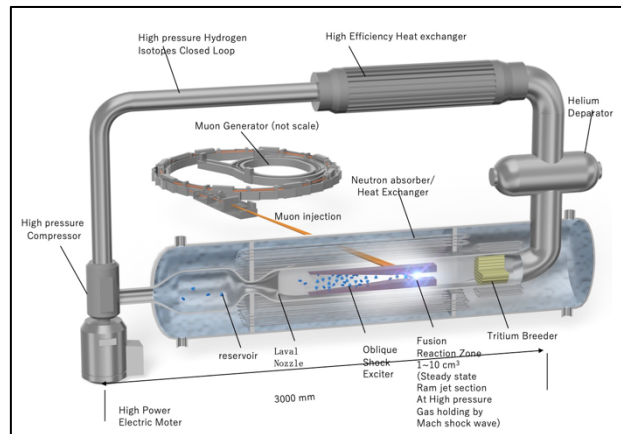
### 2. ミュオン触媒核融合の概念<sup>(3)</sup>

図 2 は、新しい核融合炉の概念を示す。炉芯は、約  $1\text{cm}^3$  の小さなコアで  $10^{19}\text{s}^{-1}$  の中性子と 28MW の熱出力を発生する。閉じた循環トンネルに沿って、 $\text{D}_2 + \text{T}_2$  混合ガスはマッハ 4~7 まで加速される。超音速流中一対の鋭い楔を設置すると、斜め衝撃波が発生し流れが減速、マッハ 1 に近いところで、空間的に孤立した  $10^{22}\text{cm}^{-3}$  の高密度のピークが発生する。このラムジェットセクションにミュオンを入射して核融合炉芯とする。アルファ粒子のエネルギーはガス流で除去、炉芯の最高温度は 500K 未満に制限出来る。下流中に Li 塗布 SiC ハニカムコアを置き、中性子束を照射してトリチウムを増殖させる。核融合炉芯を取り巻くブランケットで中性子エネルギーを吸収。リアクターのすべての機能は、図 2 に示す様に閉ループに沿って配置され、有機的に結合している。これらのコンポーネントは、自動車、航空宇宙、核分裂炉による既存の技術を転用することで、短時間に実用化出来る。ヘリウム分離器と安価な小型ミュオン発生源が、実用化に必要な課題である。



**Fig.1 Comparisons of cross-sections of ordinary thermo nuclear fusion with Maxwellian plasma and muon catalyzed fusion.**

Muon forms an atom having larger fusion cross-section than bare nucleons (plasma), due to strong Coulomb shielding of the muon. The tunneling is more effective than Gamow peak in hot plasma.



**Fig.2 System layout of a steady-state muon catalyzed fusion reactor.** Reaction gas is circulating along the closed wind tunnel consisting of the High pressure tank - Laval nozzle - Mach shock exciter - Ramjet Fusion Core - tritium breeder - helium separator gas cooler/heat exchanger - compressor to the tank. Water Jacket including LLFP, Boron water is similar structure to the core of BWR. The fusion neutrons dump their energy in the water.

### References

- [1] E. A. Vesman, Sov. Phys. JETP Lett., 5, (1967), pp. 91
- [2] Y. Kino, M. Kamimura, Hyperfine Interact. 82, 45 (1993)
- [3] M. Sato, Y. Kino, Y. Tanahashi, N. Yamamoto, H. Takano, T. Mutoh, A. Fujita, A. Iiyoshi, A. Matsubara, Proc. of 2018 Fall Meeting Atomic Society of Japan, Okayama, Japan, (2018) 2N03

\*Mototasu Sato<sup>1</sup>, Yasushi Kino<sup>2</sup>, Yoshiharu Tanahashi<sup>1</sup>, Kimitaka Itoh<sup>1</sup>, Norimasa Yamamoto<sup>1</sup>, Sinji Okada<sup>1</sup>, Atsuo Iiyoshi<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Cubu University, <sup>2</sup>TohokuUniversity

## LHDにおけるボロンを使った水素リサイクリング抑制実験

### Reduction of hydrogen recycling using boron powder in LHD

\* 芦川直子<sup>1,2</sup>, 川手朋子<sup>1,2,3</sup>, 豊田浩孝<sup>4,1</sup>, SUN Zhen<sup>5,6</sup>

<sup>1</sup>核融合研, <sup>2</sup>総研大, <sup>3</sup>国立天文台, <sup>4</sup>名大, <sup>5</sup>PPPL, <sup>6</sup>ASIPP

核融合装置で水素リサイクリングを能動的に制御する方法として不純物粒子ドロPPER (IPD) によるボロン粒子供給がある。大型ヘリカル装置 (LHD) では IPD 装置によるボロン粒子供給に伴う水素バルマー線強度の減少が観測されており、その初期結果について報告する。

**キーワード:** ボロン粒子, リサイクリング制御, LHD

**1. 緒言:** 核融合炉での実時間制御ツールの検討は急務である。不純物粒子ドロPPER (IPD) はプラズマ放電中に任意の量、時刻で粒子供給ができる装置であり、世界の複数の核融合装置で使用されている。大型ヘリカル装置 (LHD) では、2019 年よりマックスプランク・プラズマ物理研究所との共同研究に基づき IPD 装置の設置および実験を開始した[1]。現在、ボロンおよび窒化ボロンの粒子を使用することができ、主に実時間壁調整、水素リサイクリング制御、不純物挙動実験に対して使用している。

本研究では特に水素リサイクリングの実時間制御に着目し、IPD を使ったボロン粒子とプラズマとの相互作用について解析を進めている。ボロンによる中性水素の捕捉メカニズムとして、壁調整運転であるボロニゼーションにより壁へ被覆されるボロンが成膜プロセス中に水素と結合して捕捉されることが知られている[2]。分光計測によるボロン粒子落下後の  $H\alpha$  (水素プラズマ) もしくは  $D\alpha$  (重水素プラズマ) 輝線強度の時間変化の結果では、ボロンがプラズマと接触すると同時に  $H\alpha$  もしくは  $D\alpha$  強度が減少する。このような時間応答は、少なくとも LHD と EAST (中国科学院等離子体物理研究所) で観測されている。磁場閉じ込めプラズマで共通の物理現象として議論が可能なボロンによる実時間水素リサイクリング制御について、LHD 実験でこれまでに得られた結果を示す。

**2. 実験結果:** 水素プラズマ放電へボロン粒子を落下した後、1 価ボロン(BII)および  $H\alpha$  の時間変化について分光法で観測した結果を図 1 に示す。IPD 装置からボロン粒子を落下すると約 1 秒間の重力落下に伴う経過時間の後、プラズマとの相互作用を生じる事が可視カメラ観測から分かっている。図 1 では 20 秒に粒子を落下開始した約 1 秒後、BII の増加と共に  $H\alpha$  の減少が観測された。つまりボロン粒子とプラズマとの相互作用が生じた段階で水素リサイクリング減少が始まることが明らかとなった。

また、 $H\alpha$  は粒子供給の停止と共に信号が再上昇したが、BII は粒子供給停止後も増加が見られた。今後、放射損失、電子密度等の変化などを詳細解析すると共に、より直接的な相互作用として重水素プラズマにおける B-D 観測の評価も進めている。

**3. 結論:** LHD 水素プラズマへのボロン粒子落下実験において、ボロン粒子に起因する  $H\alpha$  強度の減少が顕著に観測された。 $H\alpha$  強度が減少するタイミングはボロン粒子がプラズマと相互作用を生じる時刻とほぼ同時で、ボロン粒子による水素リサイクリング減少が明らかとなり、さらに実時間相互作用であることが示唆された。本研究は JSPS-CAS 二国間交流事業に基づき実施された。

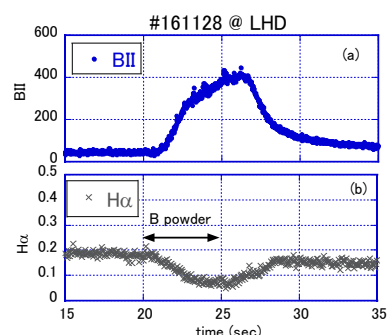


図 1. 水素プラズマへのボロン粒子落下開始 (20 秒) 後の 1 価ボロン (BII) および  $H\alpha$  の時間変化

### 参考文献

- [1] F. Nespoli, N. Ashikawa et al., Nuclear Materials and Energy (in press). <https://doi.org/10.1016/j.nme.2020.100842>.  
 [2] N. Ashikawa et al., ITC-29 (2020), submitted to Plasma and Fusion Research.

\*Naoko Ashikawa<sup>1,2</sup>, Tomoko Kawate<sup>1,2,3</sup>, Hirotaka Toyoda<sup>4,1</sup>, and Zhen Sun<sup>5,6</sup>

<sup>1</sup>NIFS, <sup>2</sup>The Graduate University for Advanced Studies, <sup>3</sup>NAOJ, <sup>4</sup>Nagoya Univ., <sup>5</sup>PPPL, <sup>6</sup>ASIPP

# MHD 液膜流に挿入した電磁力制御フィンの流動攪拌性能に関する実験的評価

Experimental investigation of influence by the electromagnetic force controlling fin for MHD film-flow

\*川本 誠, 伊藤 悟, 橋爪 秀利

東北大学

著者らは核融合炉液体ダイバータにおける液体金属液膜流の制御と攪拌を目的に、導電率の異なる部分を有するフィン（電磁力制御フィン）の導入が提案している。本研究では磁場環境下での液体金属液膜流試験装置を新規に設計、製作し、当該フィンの導入による流動場の変化を評価した。

**キーワード：**液体ダイバータ，液体金属，電磁流体力学

## 1. 緒言

核融合炉液体ダイバータ<sup>[1]</sup>ではプラズマ対向面に液体金属の液膜流を形成し、構成材料の損傷軽減が可能となるが、局所高熱負荷による液膜表面の高温成層化の懸念がある。これを鑑みて、著者らは導電率の異なる部分を有するフィン（電磁力制御フィン）による炉内の磁場を利用した流動の制御と攪拌を提案している<sup>[2]</sup>。本研究では実験より当該フィンの導入による流動場の変化を評価する。

## 2. 磁場環境下における液体金属液膜流試験

実験は幅 60 mm、長さ 600 mm のアクリル製開流路に高さ 5 mm、幅 3 mm、長さ 8 mm の絶縁部分を有するフィンを設置し、流量 0.1–0.3 L/min の Ga-In-Sn 共晶合金の液膜流を形成して行った（図 1）。磁場は東北大学金属材料研究所附属強磁場超伝導材料研究センターの所有する超伝導マグネット 10T-100CSM を用いて、水平方向を主とする非一様磁場を印加した。

図 2 に実験より得られたフィンの近傍における液膜厚さ方向の速度分布を示す。フィンの導入によって液膜表面近傍の流速が向上し、最大で 1.88 cm/s となった。また、フィンの側面および前縁部において、部分的に施した絶縁の効果より、鉛直方向の流れが形成されることが明らかとなった。

## 3. 結論

電磁力制御フィンの導入が磁場下における液体金属液膜流にもたらす影響が実験的に確認された。本会では他の構造を有するフィンを挿入した場合や数値解析の結果についても併せて報告する。

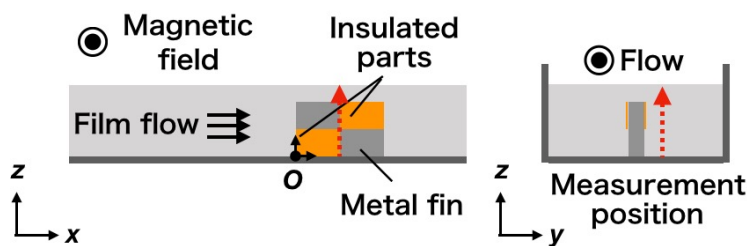


図 1 実験体系

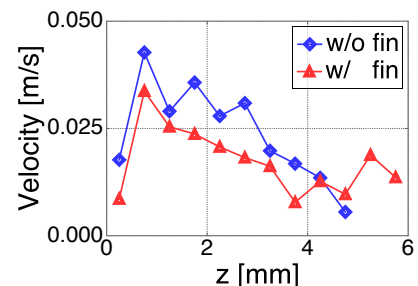


図 2 主流速度分布

## 参考文献

[1] M. A Abdou et al., Fusion Eng. Des., 54, (2001), 181-247 [2] M. Kawamoto et al., Fusion Eng. Des., 136, (2018), 415-419

**謝辞** 本研究における流動実験は東北大学金属材料研究所附属強磁場超伝導材料研究センターの共同利用研究課題 (20H1214) として実施されました。また、本研究は JSPS 科研費 JP18J20648 の助成を受けて実施されたものです。

\*Makoto Kawamoto<sup>1</sup>, Satoshi Ito<sup>1</sup> and Hidetoshi Hashizume<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Tohoku Univ.