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[1], Kazuma Kishimoto[1], Xin Li[1], Masahiro Furuya[1], Ikken Sato[3], Hiroshi Madokoro[3], Yuji Ohishi[2] (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[1], Akifumi Yamaji[1], Ikken Sato[2], Masahiro Furuya[1], Hiroshi Madokoro[2], Hirofumi Fukai[1], Yuji Ohishi[3] (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[1], Kiu Tanaka[1], Yifan Sun[1], Hiroaki Muta[1] (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[1], Chiaki Kino[1], Nobuyoshi Tsuzuki[1] (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[1], Kenichi Tezuka[1], Nobuyoshi Tsuzuki[1] (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[1], Kazuo Watanabe[2] (1. H.O.Yoneyama, 2. WNR-Cx Watanabe Lab.)
11:30 AM - 11:45 AM

Planning Lecture | Joint Session | Research Committee for Mechanistic Evaluation of Critical Heat Flux for Nuclear Reactors, Thermal Hydraulic Division, Computational Science and Engineering Division

[1A_PL] Current Status of Numerical Simulation and Issues for CHF Evaluation

Chair: Tomio Okawa (UEC)
1:00 PM - 2:30 PM Room A (Zoom room 1)

[1A_PL01] Numererical Simulation with Two-Phase Flow Model
*Hiroyuki Yoshida[1] (1. JAEA)

[1A_PL02] Current Status and Issues for CFD Simulation of Boiling Phenomena
*Kei Ito[1] (1. Kyoto Univ.)

[1A_PL03] Current Status and Issues for Direct Numerical Simulation of Boiling Phenomena
*Yasuo Ose[1] (1. YSE)

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[1], Yasunori Yamamoto[1], Kosuke Ono[1] (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[1], Michio Murase[1], Kosuke Hayashi[2], Akio Tomiyama[2] (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[1], Kei Kitahara[1], Tatsuya Matsumoto[1], Wei Liu[1], Koji Morita[1] (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[1], Taizo Kanai[1], Satoshi Nishimura[1] (1. CRIEPI)
3:30 PM - 3:45 PM

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

©Atomic Energy Society of Japan

*Junichi Kaneko[1], Naofumi Tsukamoto[1] (1. NRA)
3:45 PM - 4:00 PM

[1A_AC] The 53rd AESJ Awards Ceremony
4:30 PM - 6:00 PM Room A (Zoom room 1)

[1A_AC] Awards Ceremony
4:30 PM - 6:00 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[1], Tomohiro Endo[2] (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[1], Masayuki Tojo[1], Kenichi Tada[2], Akio Yamamoto[3] (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-Dimentional Heterogenious Transient Calculation Code RYUHO
*Tatsuya Fujita[1], Naofumi Tsukamto[1] (1. Nuclear Regulation Authority)
10:45 AM - 11:00 AM

[1B04] A Development of Multi-Physics Burnup Analysis System
*Motomu Suzuki[1] (1. CRIEPI)
11:00 AM - 11:15 AM

[1B05] Development of Core Management Code System SHIKOKU2
*Masami Hirano[1], Yosuke Kawamoto[1], Emi Yoshida[1], Kosuke Miyawaki[1], Kazuma Oohori[2], Yutaka Umakoshi[2] (1. Yonden Eng., 2. YONDEN)
11:15 AM - 11:30 AM

[1B06] Development of Core Management Code System SHIKOKU2
*Yosuke Kawamoto[1], Masami Hirano[1], Emi Yoshida[1], Kosuke Miyawaki[1], Kazuma Oohori[2], Yutaka Umakoshi[2] (1. Yonden Eng., 2. YONDEN)
11:30 AM - 11:45 AM

[1B_GM] The 54th General Meeting of Reactor Physics Division
12:10 PM - 12:50 PM Room B (Zoom room 2)

[1B_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network | Reactor Physics Division

[1B_PL] Recent actions on sustainable reactor training in reactor physics education
Chair: Go Chiba (Hokkaido Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room B (Zoom room 2)

[1B_PL01] Basic policy and target for "Establishment of nuclear education platform focusing on university research reactors"
*Kengo Hashimoto[1] (1. Kindai Univ.)

[1B_PL02] Experiences and prospects on the use of digital technologies in capacity development
*Masahiro Tatsumi[1] (1. NEL)

[1B_PL03] ADS development and reactor physics experiments at JAEA
*Kenji Nishihara[1] (1. JAEA)

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[1], Cheolho Pyeon[1] (1. Kyoto Univ.)
2:45 PM - 3:00 PM

[1B08] Reactor noise analysis using MVP code for subcritical systems in KUCA
*Kunihiro Nakajima[1], Yasunobu Nagaya[2], Atsushi Sakon[1], Tadafumi Sano[1], Kengo Hashimoto[1] (1. Kindai Univ., 2. JAEA)
3:00 PM - 3:15 PM

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

©Atomic Energy Society of Japan

*Masaki Goto[1], Takashi Kanda[1], Kunihiro Nakajima[1], Tadafumi Sano[1], Atsushi Sakon[1], Kengo Hashimoto[1]
(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[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1]
(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[1], Akihiro Noguchi[1], Akio Yamamoto[1]
(1. Nagoya Univ.)
3:45 PM - 4:00 PM

Room C

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

[1C01-06] Optimizatioin/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[1], Tai Asayama[1], Tomohiro Furukawa[1], Masaaki Tanaka[1], Takashi Takata[1], Yasuhiro Enuma[1] (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[1], Shigeo Ohki[1], Masashi Miyazaki[1], Shigeru Takaya[1], Kenji Yokoyama[1], Masanori Ando[1]
(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[1], Takashi Takata[1], Yoshitaka Fukano[1], Hidemasa Yamano[1] (1. JAEA)
10:45 AM - 11:00 AM

[1C04] Development of Advanced Reactor Knowledge- and AI-aided Design Integration Approach throughthe whole plant lifecycle, ARKADIA
*Yasuhiro Enuma[1], Yuki Kondo[1], Ryuta Hashidate[1], Rika Mitsumoto[1], Taira Hazama[1] (1. JAEA)
11:00 AM - 11:15 AM

[1C05] Verification of Neutronics-Thermalhydraulics Coupling UDF for FLUENT Code using MSRE Experiment
*Hiroyasu MOCHIZUKI[1] (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[1], Endo Tomohiro[1], Akio Yamamoto[1], Go Chiba[2] (1. Nagoya Univ., 2. Hokkaido Univ.)
11:30 AM - 11:45 AM

[1C_GM] The 22nd General Meeting of Advanced Reactor Division

12:10 PM - 12:50 PM Room C (Zoom room 3)

[1C_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network | Advanced Reactor Division

[1C_PL] Trends in other countries/organizations regarding safety standards for advanced reactors

Chair: Takaya Ito (MFBR)
1:00 PM - 2:30 PM Room C (Zoom room 3)

[1C_PL01] Status of efforts at Generation-IV International Forum
*Shigenobu Kubo[1] (1. JAEA)

[1C_PL02] Status of efforts at International Atomic Energy Agency
*Hirofumi Ohashi[1] (1. JAEA)

[1C_PL03] Status of efforts in USA
*Hidemasa Yamano[1] (1. JAEA)

[1C_PL04] Issues to be addressed in Japan
*Akira Yamaguchi[1] (1. UTokyo)

[1C_PL05] Discussion

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

©Atomic Energy Society of Japan

HTGR Heat Application Technologies

*Hiroyuki Sato[1], Takeshi Aoki[1], Xing L. Yan[1] (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[1], Hiroyuki Sato[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:00 PM - 3:15 PM

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

*Shota Kobayashi[1], Yasutaka Harai[1], Tadakatsu Yodo[1], Shohei Otsuki[1], Wataru Nakazato[1], Hironori Noguchi[1], Satoru Kamohara[1] (1. MHI)

3:15 PM - 3:30 PM

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

*Koshi Mitachi[1] (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[1] (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[1], Hideo Hirayama[1] (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[1] (1. NRA)

10:30 AM - 10:45 AM

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

*Taichi Matsumura[1], Keisuke Okumura[1], Manabu Fujita[2] (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[1], Fumiyoshi Nobuhara[2], Seiki Ohnishi[1] (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[1], Yoshihiro Hirao[2], Norihiro Matsuda[3], Seiki Ohnishi[2] (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[1], Toshihisa Tsukiyama[2], Koichi Okuno[3], Toshinobu Maenaka[4] (1. MHI NSE, 2. HGNE, 3. Hazama Andou Corp. , 4. Takenaka Corp.)

11:30 AM - 11:45 AM

Planning Lecture | Board and Committee | Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

[1D_PL] Decade of Fukushima Daiichi NPS decommissioning. What are the challenges of the future?

Chair: Naoto Sekimura (UTokyo)
1:00 PM - 2:30 PM Room D (Zoom room 4)

[1D_PL01] The Activity of Atomic Energy Society of Japan for 1F Decommissioning

*Hiroshi Miyano[1] (1. Chairman of Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS)

[1D_PL02] Fukushima Daiichi Decontamination and Decommissioning -Current Status and Challenges-

*Akira Ono[1] (1. TEPCO HD)

[1D_PL03] The Progress of R &D for decommissioning technologies

*Koichi Noda[1] (1. JAEA)

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[1], Kyohei Nakajima[1], Yoichi

©Atomic Energy Society of Japan

Tamagawa[1] (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[1], Yosuke Toh[1], Kosuke Tanabe[2] (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[1], Mitsuhiro Nogami[2], Chikara Ito[1], Keitaro Hitomi[2], Kenichi Watanabe[3] (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[1], Keitaro Hitomi[1], Chikara Ito[2], Kunimi Tsubakiyama[3], Kenichi Watanabe[3], Shigetaka Maeda[2] (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[1], Kunimi Tsubakiyama[1], Keitaro Hitomi[2], Mitsuhiro Nogami[2], Chikara Ito[3], Shigetaka Maeda[3] (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 &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[1], *Motomu Ishii[1], Hiroaki Fujiyoshi[1], Yoshihiro Isobe[1], Kouzou Hattori[2], Takashi Suzuki[2], Shouji Sekiguchi[2], Susumu Miura[2] (1. NFI, 2. JNFL)
10:00 AM - 10:15 AM

[1E02] Development of nondestructive inspection for embedded hardware 3
Mitsuyuki Sagisaka[1], Takashi Matsunaga[1], *Ryota Ogawa[1], Yoshihiro Isobe[1], Kouzou Hattori[2], Takashi Suzuki[2], Shouji Sekiguchi[2], Susumu Miura[2] (1. NFI, 2. JNFL)
10:15 AM - 10:30 AM

[1E03] Study on Check Valve Diagnosis using AI
Ryota Ogawa[1], Takashi Matsunaga[1], *Yoshihiro Isobe[1] (1. NFI)
10:30 AM - 10:45 AM

[1E04] Advanced Computerization of Hammering Inspection 5
*Takashi Matsunaga[1], Ryota Ogawa[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Yoshihiro Isobe[1], Shinobu Yoshimura[2], Tomonori Yamada[2] (1. NFI, 2. UTokyo)
10:45 AM - 11:00 AM

[1E05] Advanced computerization of Hammering Inspection 5
Takashi Matsunaga[1], Ryota Ogawa[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], *Hiroaki Fujiyoshi[1], Yoshihiro Isobe[1], Jun Tomiyama[2], Shinobu Yoshimura[3], Tomonori Yamada[3] (1. NFI, 2. Univ. of the Ryukyus, 3. UTokyo)
11:00 AM - 11:15 AM

[1E06] Advanced Computerization of Hammering Inspection 5
Takashi Matsunaga[1], Ryota Ogawa[1], *Mitsuyuki Sagisaka[1], Hiroaki Fujiyoshi[1], Yoshihiro Isobe[1], Jun Tomiyama[2], Shinobu Yoshimura[3], Tomonori Yamada[3] (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[1], Keita Okuyama[1], Shunya Morita[2], Masahiro Watanabe[1], Yutaka Kokai[1], Daichi Kato[1] (1. Hitachi, 2. HGNE)
11:30 AM - 11:45 AM

[1E_GM] The 39th General Meeting of Operation and Power Division

12:10 PM - 12:50 PM Room E (Zoom room 5)

[1E_GM] General Meeting

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

[1E_PL] Efforts to Risk Informed Plant Operation and Maintenance

Chair: Tadashi Watanabe (Univ. of Fukui)
1:00 PM - 2:30 PM Room E (Zoom room 5)

[1E_PL01] Research and Development for Risk Informed Plant Operation
*Tai Furuta[1] (1. CRIEPI)

[1E_PL02] Status of Risk Informed Approach in KEPCO

©Atomic Energy Society of Japan

*Shinji Masumoto[1] (1. KEPCO)

[1E_PL03] Status of Risk Informed Approach in TEPCO

*Ryota Tomiyasu[1] (1. TEPCO HD)

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)
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[1], Keita Okuyama[1], Michiaki Kurosaki[2], Eisuke Wakabayashi[2], Tomoyasu Inoue[2], Junta Yamada[2], Yusuke Shimizu[2], Shonosuke Yukita[3], Shigehiko Kaneko[4] (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[1], Michiaki Kurosaki[1], Eisuke Wakabayashi[1], Tomoyasu Inoue[1], Shirou Takahashi[2], Keita Okuyama[2], Shonosuke Yukita[3] (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[1], NORIHIDE TOHYAMA[1], HIDETOSHI SAITO[1], TADASHI IIJIMA[1], TAKAHISA FUNABIKI[1], HIROYUKI NOJI[1], KEI IRISAWA[1] (1. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

3:15 PM - 3:30 PM

Room G

[1G_GM] The 44th General Meeting of Social and Environmental Division

12:10 PM - 12:50 PM Room G (Zoom room 7)

[1G_GM] General Meeting

Planning Lecture | Board and Committee | Ethics Committee

[1G_PL] Nuclear Power Useful for the Society

Chair: Tomohito Nakano (TOSHIBA ESS)
1:00 PM - 2:30 PM Room G (Zoom room 7)

[1G_PL01] Significance in this Session

*Kyoko Oba[1] (1. JAEA)

[1G_PL02] Pursuit of Nuclear Technology Useful for the Society: understanding the AESJ's Code of Conduct, Article 2

*Tomoki Ohashi[1] (1. Miyagi Gakuin Women's Univ.)

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[1], Tomomi Samejima[1], Tetsuo Sawada[2] (1. TGUISS, 2. Tokyo Tech)

2:45 PM - 3:00 PM

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

*SHINJI MITANI[1,4], HIROKO MIYUKI[2,4], Naoki Kimura[3] (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[1], Toshiharu Miyakawa[2] (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[1], Noboru Yanase[2], Ryota Matsui[3] (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[1], Isao Yamagishi[2], Atsuhiko Terada[2],

©Atomic Energy Society of Japan

Kazuyoshi Uruga[3], Takeshi Tsukada[3] (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 Uruga[1], Takeshi Tsukada[1], Isao Yamagishi[2], Atsuhiko Terada[2] (1. CRIEPI, 2. JAEA)
10:45 AM - 11:00 AM

[1I03] Evaluation of Strontium Penetration Behavior in Concrete Structural Materials
*Yuko Kimoto[1], Kai Yoneyama[1], Isamu Sato[1], Haruaki Matsuura[1], Eriko Suzuki[2], Shuhei Miwa[2] (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[1], Isamu Sato[1], Haruaki Matsuura[1], Norihiko Kurihara[1], Naoya Miyahara[1], Eriko Suzuki[2], Shuhei Miwa[2] (1. TCU, 2. JAEA)
11:15 AM - 11:30 AM

[1I05] G_{H2} from inorganic hydrates and hydroxides
*Jun Kumagai[1], Katsuyoshi Horinouchi[2], Kumi Negishi[3], Masaya Ida[3] (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

[1I_GM] The 54th General Meeting of Division of Nuclear Fuel Cycle and Environment

12:10 PM - 12:50 PM Room I (Zoom room 9)

[1I_GM] General Meeting

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

[1I_PL] Discussion on future technical investigation for the final disposal of removed soil and wastes

Chair: Daisuke Sugiyama (CRIEPI)
1:00 PM - 2:30 PM Room I (Zoom room 9)

[1I_PL01] Overview of the current status of the interim storage and development of volumetric reducing treatment method for removed soil and wastes
*Kazuto Endo[1] (1. NIES)

[1I_PL02] Multi-aspect assessment of scenarios for volumetric reducing treatment and final disposal of removed soil and wastes
*Tetsuo Yasutaka[1], Masahiro Osako[2] (1. AIST, 2. NIES)

[1I_PL03] Panel Discussion
Kazuto Endo[1], Tetsuo Yasutaka[2], Masahiro Osako[1], Kazuo Yamada[1]、Yasuaki Miyamoto[3], Daisuke Sugiyama[4] (1. NIES, 2. AIST, 3. JAEA, 4. CRIEPI)

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[1], Hideharu Takahashi[1], Daisuke Ito[2], Yoshinobu Morimoto[3], *Tsutomu Matsumoto[4] (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[1], Keita Endo[1], Akira Sasahira[1], Shunji Homma[2], Masahide Takano[3], Ayako Sudo[3] (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[1], Daisuke Watanabe[1], Akira Sasahira[1] (1. HGNE)
3:15 PM - 3:30 PM

[1I09] Fluorination Method for Classification of the Waste Generated by Fuel Debris Removal
*Shunji Homma[1], Daisuke Watanabe[2], Keita Endo[2] (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[1], Masahide Takano[1], Daisuke Watanabe[2] (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

©Atomic Energy Society of Japan

[1K01-04] Irradiation Effect

Chair: Hirotatsu Kishimoto (Muroran 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[1], Yoshiki Saita[1], Katsuhito Takahashi[1], Hideo Watanabe[1] (1. KYUSHU UNIVERSITY)

10:00 AM - 10:15 AM

[1K02] Swelling resistance of ODS steel for fuel cladding tube of fast reactor

*Takashi TANNO[1], Hiroshi OKA[1,2], Yasuhide YANO[1], Satoshi OHTSUKA[1], Takeji KAITO[1] (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[1], Kohei Kokutani[1], Katsuhiko Fujii[1], Koji Fukuya[1] (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[1], Jun Aihara[2], Kazuhiro Sawa[1] (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: Hirokazu 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[1], Takumi Terachi[2], Takuyou Yamada[1], Koji Arioka[1] (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[1], Takumi Terachi[2,1], Makie Okamoto[3,1], Koji Arioka[1] (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[1], Naofumi Nakazato[1], Joon-Soo Park[1], Akira Kohyama[2] (1. Muroran IT, 2. NITE Corporation)

11:40 AM - 11:55 AM

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

[1K_PL] Current Status of Research and Development Relating to Irradiation Tests and Necessity of Domestic Materials Testing Reactor -Part I-

Chair: Tamaki Shibayama (Hokkaido Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room K (Zoom room 11)

[1K_PL01] Overview

*Tamaki Shibayama[1] (1. Hokkaido Univ.)

[1K_PL02] Consideration for the Modality of a New Materials Testing Reactor

*Kunihiko Tsuchiya[1], Takayuki Yamaura[1], Michihiro Naka[1], Tsuyoshi Kusunoki[1], Masanori Kaminaga[1], Takayuki Terai[2] (1. JAEA, 2. Professor Emeritus of UTokyo)

[1K_PL03] Importance of Materials Testing Reactor on Academic Research

*Yasuyoshi Nagai[1] (1. Tohoku Univ.)

[1K_PL04] The Role of Materials Testing Reactors and Post Irradiation Examination Facilities in the Development of Light Water Reactor Fuels

*Kan Sakamoto[1] (1. NFD)

[1K_PL05] Necessity of Domestic Materials Testing Reactor on Radioisotope Production

*Hiroshi Kawamura[1] (1. CTC)

[1K_PL06] Discussion

Chair: Mitsuhiro Kodama[1] (1. NFD)

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[1], Akiyoshi Nomoto[1], Kenji Nishida[1], Kenichi Nakashima[1], Yoshinori Hashimoto[1], Yasukazu Takada[2], Oumaya Toru[2], Takatoshi Hirota[3] (1. CRIEPI, 2. KEPCO, 3. MHI)

2:45 PM - 3:00 PM

[1K09] Revisions of JEAC4201 Embrittlement Trend

©Atomic Energy Society of Japan

Curve

*Toru Oumaya[1], Masahide Suzuki[4], Koji Fukuya[1], Yasukazu Takada[3], Akiyoshi Nomoto[2], Ryoichi Saeki[2], Kenji Nishida[2], Yoshinori Hashimoto[2] (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[1], Ryoichi Saeki[1], Akiyoshi Nomoto[1], Kenichi Nakashima[1], Toru Oumaya[2], Yasukazu Takada[2] (1. CRIEPI, 2. KEPCO)

3:15 PM - 3:30 PM

[1K11] Revisions of JEAC4201 Embrittlement Trend Curve

*Takatoshi Hirota[1], Ryoichi Saeki[2], Akiyoshi Nomoto[2], Kenji Nishida[2], Yoshinori Hashimoto[2], Yasukazu Takada[3], Toru Oumaya[3] (1. MHI, 2. CRIEPI, 3. KEPCO)

3:30 PM - 3:45 PM

[1K12] Revisions of JEAC4201 Embrittlement Trend Curve

*Katsuhiko Fujii[1] (1. INSS)

3:45 PM - 4:00 PM

Room L

[1L_GM] The 64th General Meeting of International Nuclear Information Network

12:10 PM - 12:50 PM Room L (Zoom room 12)

[1L_GM] General Meeting

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

[1L_PL] University-driven Innovation to be pursued for realizing " Society 5.0"

Chair: Yukinori Hirose (TOSHIBA ESS)

1:00 PM - 2:30 PM Room L (Zoom room 12)

[1L_PL01] University-driven Innovation to be pursued for realizing " Society 5.0"

*Shuichi Sakamoto[1] (1. MEXT)

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[1], Yasusi Kino[2], Yoshiharu Tanahashi[1], Kimitaka Itoh[1], Norimasa Yamamoto[1], Shinji Okada[1], Atsuo Iiyoshi[1] (1. Chubu University, 2. Tohoku University)

2:45 PM - 3:00 PM

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

*Naoko Ashikawa[1,2], Tomoko Kawate[1,3,2], Hirotaka Toyoda[4,1], Zhen Sun[5,6] (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[1], Satoshi Ito[1], Hidetoshi Hashizume[1] (1. Tohoku Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM

Poster Session

Poster Session | Poster Session | Student Network

[1Z_PS] Poster Session of Student Network: Core Time 1

4:30 PM - 6:30 PM Poster Session (Zoom room 14)

[1Z_PS] Poster Session Core Tome 1

©Atomic Energy Society of Japan

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[1], Kazuma Kishimoto[1], Xin Li[1], Masahiro Furuya[1], Ikken Sato[3], Hiroshi Madokoro[3], Yuji Ohishi[2] (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[1], Akifumi Yamaji[1], Ikken Sato[2], Masahiro Furuya[1], Hiroshi Madokoro[2], Hirofumi Fukai[1], Yuji Ohishi[3] (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[1], Kiu Tanaka[1], Yifan Sun[1], Hiroaki Muta[1] (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[1], Chiaki Kino[1], Nobuyoshi Tsuzuki[1] (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[1], Kenichi Tezuka[1], Nobuyoshi Tsuzuki[1] (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[1], Kazuo Watanabe[2] (1. H.O.Yoneyama, 2. WNR-Cx Watanabe Lab.)

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

Multi-Physics モデリングによる福島 2・3 号機ペデスタル燃料デブリ深さ方向の性状同定
(6) 全体概要と 3 号機ペデスタル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[1]，岸本 和真[1]，Xin Li[1]，古谷 正裕[1]，佐藤 一憲[2]，間所 寛[2]，大石 佑治[3]

[1]早稲田大学，[2]日本原子力研究開発機構，[3]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 号機ペデスタル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 号機ペデスタル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 号機ペデスタル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 号機ペデスタル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 号機ペデスタルのデブリ臨界性の試評価結果を報告する。

2. 福島 3 号機ペデスタル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（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 号機ペデスタル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材は排除し、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 号機ペデスタル燃料デブリ深さ方向の性状同定」の成果である。

---

*Akifumi Yamaji[1], Kazuma Kishimoto[1], Xin Li[3], Masahiro Furuya[1], Ikken Sato[2], Hiroshi Madokoro[2], Yuji Ohishi[3]

[1]Waseda Univ., [2]JAEA, [3]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[1], Akifumi Yamaji[1], Ikken Sato[2], Masahiro Furuya[1], Hiroshi Madokoro[2], Hirofumi Fukai[1], Yuji Ohishi[3]

[1]Waseda Univ., [2]JAEA, [3]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.

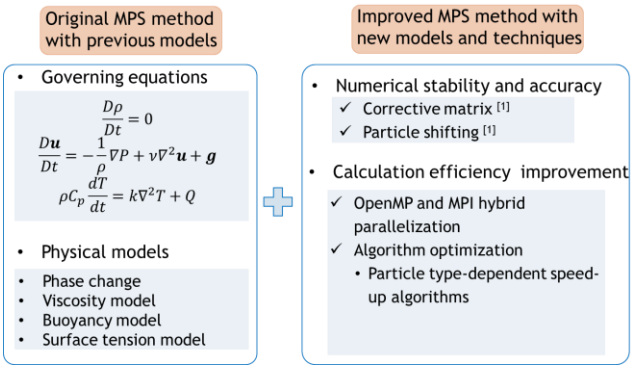


Fig. 1 MPS method and improved models

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 14th, 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.

Multi-Physics モデリングによる福島 2・3 号機ペデスタル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_4C 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。

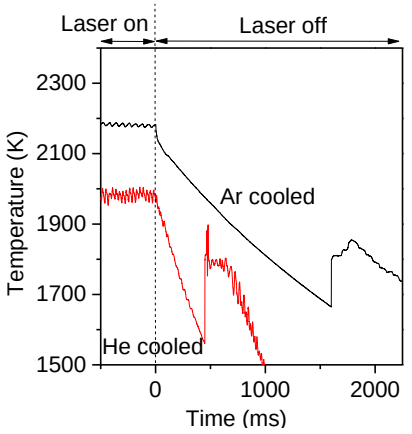


図 1　浮遊ガスとして Ar と He を用いて得られた溶融 Fe の冷却曲線

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 号機ペデスタル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[1]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。

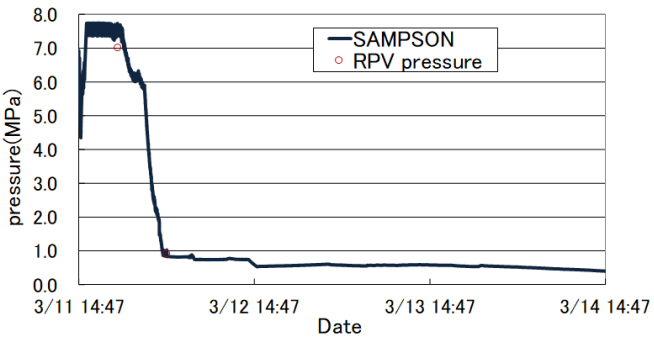


Fig.1 RPV pressure behaviors (Unit-1)

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).

*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[1]。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。

$$Tx = M(X)/M_0(X)/\{M(Cs)/M_0(Cs)\}$$ M_0：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
Cs	1	1	1	1
I	3.9	0.72	0.12	0.035
Mo	0.24	0.33	0.28	0.49
Ba	0.08	0.12	0.0065	0.0069
Te	2.05	0.93	0.091	0.097

	Point 1	Point2	Point3
Cs			
^{131}I	4.1	14	1.2
^{99}Mo	0.037		0.031
^{140}Ba	0.0039	0.0042	
^{132}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[1]（[1]H.O.米山）　渡邊一男[2]（[2]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 分で水素発生の 1500℃に至り[1)]、水素発生後 6 分で 3000℃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[1)] 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[1)]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[2)] 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。

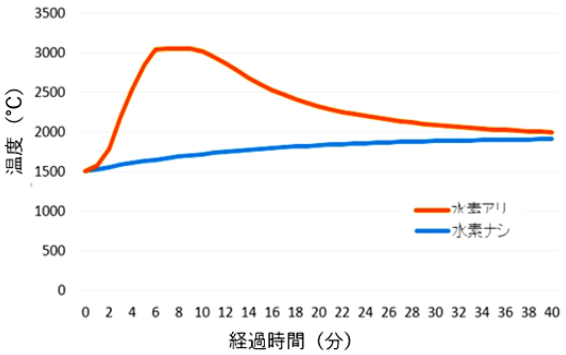


図１． 中心部 1500℃到達以後の温度変化

$$q = \varepsilon\, Eq\, \sigma\, A\,(T_1^4 - T_2^4) \qquad (1)$$

ただし、q：輻射熱、ε：輻射率、Eq：形状係数、T：温度、σ：ボルツマン常数

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

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

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℃となってから 6 分後には 3000℃になり維持されるが、10 分後には殆どの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℃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る。図にはないが最外部の温度は 9 分後に最高温度 2300℃であった。

中心部が 3000℃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[2)]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℃になる。その後は 10 分以内に 3000℃近くになろう。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　炉心溶融・水素爆発はどう起こったか, 石川迪夫, 日本電気協会新聞部（2018）

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

Planning Lecture | Joint Session | Research Committee for Mechanistic Evaluation of Critical Heat Flux for Nuclear Reactors, Thermal Hydraulic Division, Computational Science and Engineering Division

[1A_PL] Current Status of Numerical Simulation and Issues for CHF Evaluation

Chair: Tomio Okawa (UEC)

Wed. Mar 17, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room A (Zoom room 1)

[1A_PL01] Numererical Simulation with Two-Phase Flow Model

*Hiroyuki Yoshida[1] (1. JAEA)

[1A_PL02] Current Status and Issues for CFD Simulation of Boiling Phenomena

*Kei Ito[1] (1. Kyoto Univ.)

[1A_PL03] Current Status and Issues for Direct Numerical Simulation of Boiling Phenomena

*Yasuo Ose[1] (1. YSE)

©Atomic Energy Society of Japan

2021年春の年会

合同セッション1（「原子炉における機構論的限界熱流束評価手法」研究専門委員会，
熱流動部会，計算科学技術部会）

数値シミュレーションの現状と限界熱流束評価に向けた課題
Current Status of Numerical Simulation and Issues for CHF Evaluation

二相流モデルを用いた数値シミュレーションについて

Numerical Simulation with Two-Phase Flow Model

*吉田 啓之[1]
[1]原子力機構

1. はじめに

原子炉設計における燃料の限界熱流束評価は、炉心の熱的余裕を評価する上で最も重要な項目の一つである。燃料の限界熱流束は燃料集合体構造等に大きく依存するため、実機の燃料形状及び運転条件を模擬した大規模試験により関連データを取得している。しかしながら、そのような試験は多大な費用と期間を必要とし、試験実施可能な国内外の主要施設が限定的であることなどから、大規模試験に依存しない限界熱流束評価のための技術開発が望まれている。

「原子炉における機構論的限界熱流束評価技術」研究専門委員会においては、近年の計算機性能の飛躍的向上、数値解析技術や計測技術の進展を受け、限界熱流束の機構論的評価に向けた調査、課題抽出を行っている。本報告では、二相流モデルを用いたシミュレーションの概要、現状、課題について紹介する。

2. 二相流モデルを用いた数値シミュレーションによる限界熱流束評価

2-1. 二相流モデルを用いた数値シミュレーションの概要

二流体モデルを例として示す。二流体モデルの基礎式のうち、連続の式、運動量保存式を示す。

$$\frac{\partial \rho_m \alpha_m}{\partial t}+\frac{\partial \rho_m \alpha_m u_{m,k}}{\partial x_k}=\Gamma_m,\ \frac{\partial \rho_m \alpha_m u_{m,i}}{\partial t}+\frac{\partial \rho_m \alpha_m u_{m,k} u_{m,i}}{\partial x_k}=-\alpha_m \frac{\partial p}{\partial x_i}+\frac{\partial \tau_{m,ik}}{\partial x_i}-M_{m,i}-\Gamma_m\left(u_{g,i}-u_{l,i}\right)+F_i$$

ここで、ρ:密度[kg/m³]、α: ボイド率[-]、u: 速度[m/s]、Γ: 相変化速度[kg/s]、t: 時間[s]、x: 座標[m]、p: 圧力密度[Pa]、τ: せん断応力[N/m²]、M: 界面摩擦[N/m²]、F: 外力[N]であり、添え字mは液相lあるいは気相gを、i,kは座標の方向を表す。上式に加えエネルギー方程式を連立させることで、二流体モデルにより相変化を伴う二相流の挙動をシミュレーションすることができる。

2-2. 限界熱流束評価の現状

これまで、3 次元二流体モデルを用いた限界熱流束評価はほとんど行われていなかったが、1. で述べた状況を反映し、近年、いくつかの試みが行われている。例えば Lifante らは、Fluent に壁面沸騰モデルなどを導入し、COSMOS-L 試験などの限界熱流束試験結果との比較を行っている[1]。また Feng らは、STAR-CCM+を用いて限界熱流束の予測を試みた[2]。両者とも、二流体モデルと気泡数密度に関する輸送方程式、相関式を用いていること、比較、検討した実験結果が熱流束一定の条件であることが共通である。

3. 機構論的限界熱流束評価に向けた課題

2-2 で示した解析においては、シミュレーションで壁面温度が急上昇した熱流束を限界熱流束として実験結果と比較した。Feng らは実験結果と±25%で一致したと報告しているが、過小評価の傾向が現れている。二流体モデルで得られる速度、ボイド率などは統計平均値であるが、近年の基礎的な研究では、局所・瞬時の気液挙動が限界熱流束の引き金になると指摘されている、上述の解析結果と実験結果との差異は、これらの影響を含まないことが一因と思われるため、機構論的な評価に向けては限界熱流束に関係する局所・瞬時の挙動をモデル化することが不可欠と考えられる。

参考文献 [1] C. Lifante, et al., Proc. ICONE27, ICONE27-2070 (2019). [2] J. Feng, Z. Skirpan, E. Baglietto, Proc. ICONE2020, ICONE2020-16080 (2020).

*Hiroyuki Yoshida[1]
[1]JAEA

2021年春の年会

合同セッション1（「原子炉における機構論的限界熱流束評価手法」研究専門委員会，
熱流動部会，計算科学技術部会）

数値シミュレーションの現状と限界熱流束評価に向けた課題
Current status of Numerical Simulation and Issues for CHF Evaluation

沸騰現象の CFD における課題と現状

Current Status and Issues for CFD Simulation of Boiling Phenomena

*伊藤　啓[1]
[1]京都大学

1. はじめに

昨今，沸騰現象の CFD に関する様々なモデルが提唱されており，ミクロスケールからマクロスケールまで多種多様な解析が実施されている．本報告では，それらの沸騰解析モデルの現状について整理し，特に限界熱流束予測への適用性に関して，各モデルの利点や欠点（限界）を示す．

2. マクロスケールにおける沸騰現象解析

マクロスケールにおける沸騰現象の CFD は，平均流モデルと界面解析モデルに大別でき，平均流モデルとしては混合流モデルや二流体モデル，界面解析モデルとしては界面追跡法や粒子法が該当する．平均流モデルを用いた解析は，比較的計算負荷が小さい反面，沸騰現象の再現性は熱伝達や沸騰のモデル次第であり，沸騰開始点や限界熱流束の予測性には疑問が残る．一方，界面追跡法や粒子法は界面変形を直接計算するため，沸騰気泡の成長挙動などを平均流モデルよりも正確に計算することは可能であるが，格子解像度を高める必要があるため解析負荷は大きく増加する．それでも，壁面での沸騰核や Microlayer を解像することは難しく，限界熱流束予測のためには，壁面近傍のミクロスケールの現象をどのようにモデル化するかが課題となっている．

3. メゾスケールにおける沸騰現象解析

メゾスケールの CFD には，Phase-filed 法を用いることが多い．Phase-filed 法は Helmholtz の自由エネルギー密度に基づいて気液界面を記述する手法であり，沸騰解析においても本質的に優れた特性を有する．しかし，現実の解析においては，Phase-field 法が要請する気液界面厚さのスケール（nm オーダー）の格子を用いることは困難であるため，その優れた特性を生かし切れているとは言い難い．また，Convective Cahn-Hilliard 方程式の対流速度スケールについても，問題点が存在すると考えらえる．

4. ミクロスケールにおける沸騰現象解析

ミクロスケール解析に関しては，分子動力学を用いた沸騰現象解析が行われている．Newton の運動方程式を用いるのみで人為的なモデル化を必要としないため，解析結果の信頼性は高いと考えられるが，解析負荷（取り扱う分子数）の観点から，解析領域のサイズは最大でも 1μm 程度であり，限界熱流束の予測などに用いることは難しい．

5. おわりに

ミクロスケールからマクロスケールまで，様々な沸騰解析手法が存在するが，現状ではどの手法も大きな課題を抱えており，数値解析に基づく限界熱流束の予測は未だ難しい状況である．今後，予測精度向上を目指して更なるモデル開発・改良が実施されることが望まれる．

謝辞

本報告の実施にあたり，京都大学名誉教授の功刀資彰先生に多くの資料を御提供頂きました．謹んで御礼申し上げます．

---

*Kei Ito[1]
[1]Kyoto University

2021年春の年会

合同セッション1（「原子炉における機構論的限界熱流束評価手法」研究専門委員会，
熱流動部会，計算科学技術部会）

数値シミュレーションの現状と限界熱流束評価に向けた課題
Current status of Numerical Simulation and Issues for CHF Evaluation

沸騰現象の直接数値シミュレーションにおける現状と課題

Current Status and Issues for Direct Numerical Simulation of Boiling Phenomena

*小瀬　裕男[1]
[1]大和システムエンジニア

1. はじめに

近年，解析に用いる計算機の大規模化，数値解析技術の進展により，沸騰現象に対する詳細な解析が行われつつある．特に，最近では実験式や経験式を用いずに，気液界面の微視的な構造を評価対象として，気液界面の動的な挙動や熱伝達を直接数値的に解析する，直接数値シミュレーション（DNS）が注目されてきている．本報告では，沸騰現象に対する DNS の現状について，その進展や最近の研究例を紹介するとともに，限界熱流束評価に向けて克服すべき技術的課題について議論する．

2. 沸騰現象の DNS に対する現状

沸騰現象の DNS では一般的な CFD と同様に，質量，運動量およびエネルギーの保存式を解く．くわえて，気液界面の微視的な挙動を表現するための気液界面モデリングや表面張力モデルといった計算モデル，さらには沸騰現象を模擬するために，相変化や気液界面における jump 条件，核生成，Micro-layer 蒸発などの物理モデルが必要となる．このように様々な素過程を必要とする沸騰現象の DNS が最初に報告されたのは，Lee ら[1]による移動格子を用いた研究例とされるが，当時の解析技術では気泡の変形や合体を再現することはできない．その後，VOF 法や level set 法などといった界面追跡法に代表される高精度な気液界面スキームの登場によって，気泡の大変形や気液間熱伝達を直接解くことが可能となり，たとえば Son らによる核沸騰中の単一気泡成長や離脱[2]，あるいは高熱流束下における核沸騰現象への適用[3]，さらに最近では Sato ら[4]による界面追跡法を用いた，核沸騰から膜沸騰に至る現象の 3 次元プール沸騰 DNS による研究例が報告されるなど，近年の DNS は飛躍的な技術的進展を遂げている（詳細なレビューに関しては[5]を参照）．ただし，その多くは飽和プール沸騰を対象としており，発生する気泡はせいぜい数個程度に限られている．実際の現象として想定されるサブクール状態の流動沸騰に適用した報告例は極めて少ないのが現状である．

3. 沸騰現象の DNS に対する課題

限界熱流束評価に向けて，DNS が有用な手段であることは間違いない．しかしながら，次に挙げるような克服すべき技術的課題が数多く残されていることも事実である．1）現象のマルチスケール性：たとえば気泡の発泡まで想定すると，μm から m（あるいはμs から s）オーダーの空間（あるいは時間）スケールが要求されるため，フルスケールの DNS は現実的に困難，2）核生成モデル：一般的には不均質核生成理論といわれるが，十分に確立されたモデルは存在しない，3）発泡点密度のモデル化：発泡点密度を理論的に予測することは困難であり，何らかの経験式を導入するなどのモデル化が必要．4）その他：解析条件として仮定する初期熱流動場や伝熱面上の性状などは，評価結果に大きく影響するため，適切な条件設定が非常に重要である．実用的には解くべき問題やスケールに応じて最適な手法やモデルを組み合わせた DNS が必要と考えられる．

参考文献 [1] Lee et al., J. Heat Trans. 111 (1989), [2] Son et al., J. Heat Trans. 121 (1999), [3] Son et al., Int. J. Heat Mass Trans. 51 (2008), [4] Sato et al., Int. J. Heat Mass Trans. 125 (2018), [5] Kharangate et al., Int. J. Heat Mass Trans. 108 (2017)

---

*Yasuo Ose[1]
[1]YSE

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[1], Yasunori Yamamoto[1], Kosuke Ono[1] (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[1], Michio Murase[1], Kosuke Hayashi[2], Akio Tomiyama[2] (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[1], Kei Kitahara[1], Tatsuya Matsumoto[1], Wei Liu[1], Koji Morita[1] (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[1], Taizo Kanai[1], Satoshi Nishimura[1] (1. CRIEPI)

3:30 PM - 3:45 PM

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

*Junichi Kaneko[1], Naofumi Tsukamoto[1] (1. NRA)

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

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[1]，山本 泰功[1]，小野 考祐[1]
[1]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。

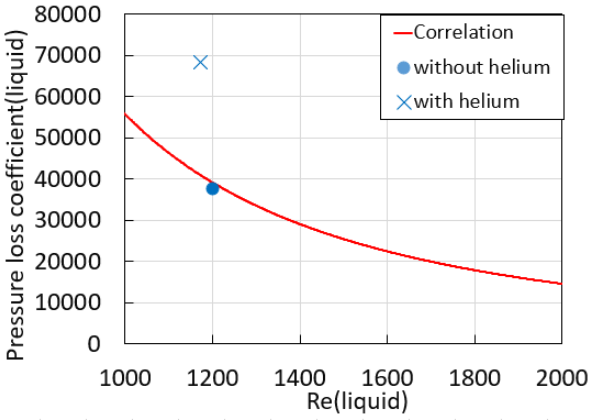


図 1.液相区間の圧力損失係数

*Tetsuya Takada[1], Yasunori Yamamoto[1], Kosuke Ono[1]
[1]Hokkaido Univ.

鉛直管上端フラッディ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[1]，村瀬 道雄[1]，林 公祐[2]，冨山 明男[2]
[1]原子力安全システム研究所，[2]神戸大学

直径と流体物性値が鉛直管の上端でのフラッディ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，上端フラッディング，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 α と界面摩擦係数 f_i を評価し、液膜厚さ δ と f_i の相関式を導出した。これにより、上端フラッディングでの流動特性（CCFL、f_w、f_i、α もしくは δ）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 α もしくは δ 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 δ を図 1 に、環状流モデルに CCFL 相関式、f_w 相関式および δ 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ないが、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。

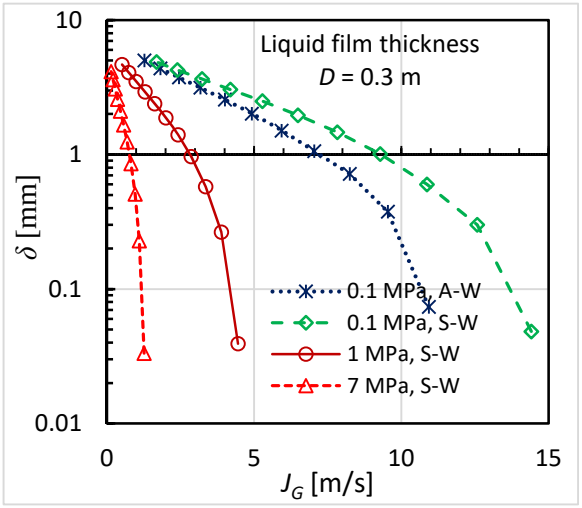


図 1　相関式による液膜厚さ δ の計算値

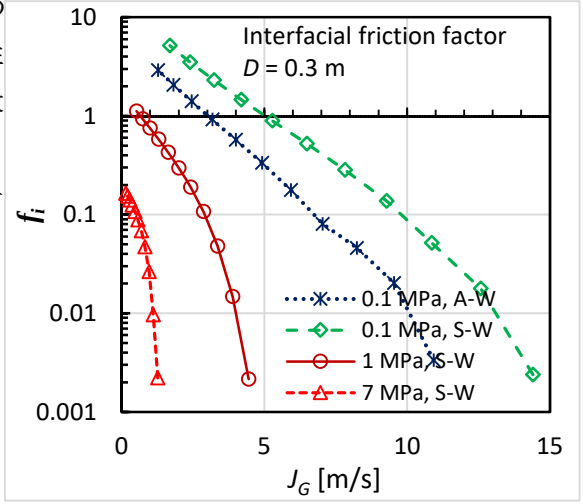


図 2　環状流モデルによる界面摩擦係数 f_i の計算値
（CCFL, f_w, δ の相関式を使用）

3. 結論　CCFL 相関式、f_w 相関式および δ 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[1], Michio Murase[1], Kosuke Hayashi[2], Akio Tomiyama[2]
[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc., [2]Kobe University

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],

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

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.

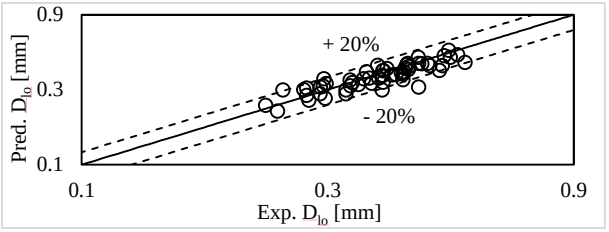


Fig. 1: Experimental vs predicted lift-off diameter.

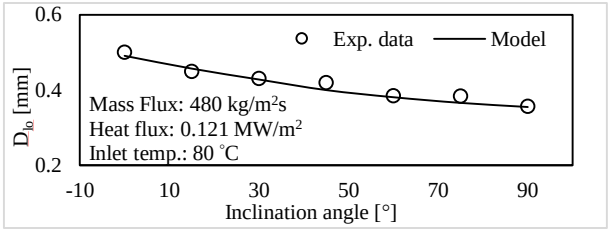


Fig. 2: Lift off diameters as a function of inclination angle.

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[1]，金井　大造[1]，西村　聡[1]

[1]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^{-1} 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。

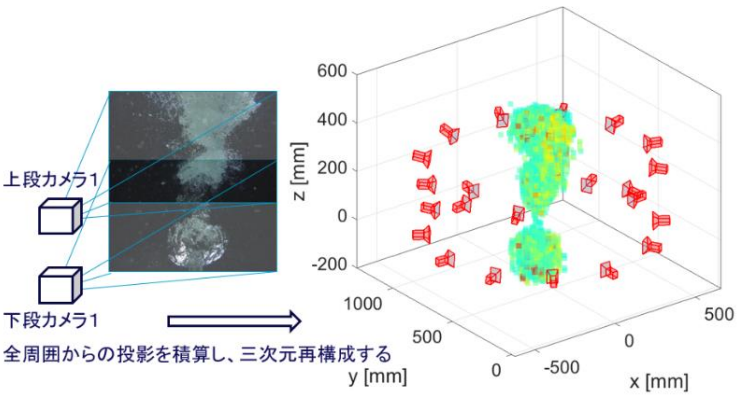


図 1　空気流量 2000 L min^{-1} 時再構築結果例

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[1], Taizo Kanai[1], Satoshi Nishimura[1]

[1]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[1]，塚本　直史[1]
[1]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[1]。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[2]（図1）及びZeitounらのボイド率測定試験[3]（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[4]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[5]。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[4]。離脱気泡はバルク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.

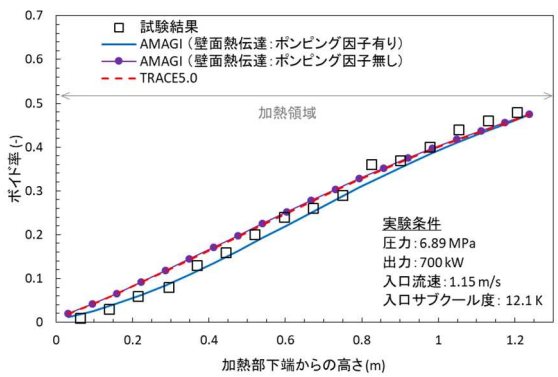


図1　Christensenの高圧ボイド率測定試験の解析結果

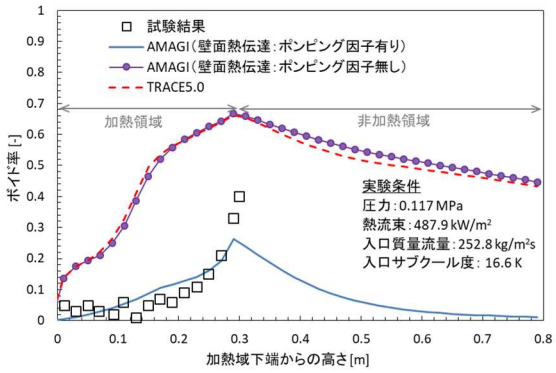


図2　Zeitounらの大気圧ボイド率測定試験の解析結果

* Kaneko Junichi [1], Tsukamoto Naofumi [1]
[1] Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

Awards Ceremony

[1A_AC] The 53rd AESJ Awards Ceremony

Wed. Mar 17, 2021 4:30 PM - 6:00 PM Room A (Zoom room 1)

[1A_AC] Awards Ceremony

4:30 PM - 6:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

4:30 PM - 6:00 PM (Wed. Mar 17, 2021 4:30 PM - 6:00 PM Room A)

[1A_AC] Awards Ceremony

©Atomic Energy Society of Japan

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[1], Tomohiro Endo[2] (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[1], Masayuki Tojo[1], Kenichi Tada[2], Akio Yamamoto[3] (1. GNF-J, 2. JAEA, 3. Nagoya Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM

©Atomic Energy Society of Japan

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[1]，遠藤 知弘[2]

[1]JAEA，[2]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[1)]。そこで確率テーブルの統計誤差計算手法を開発し、FRENDY[2)]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$\mathrm{P}_{i,j}$とその平均全断面積$\Sigma_{t,i,j}$の積$(\mathrm{P}_{i,j}\Sigma_{t,i,j})$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$\mathrm{P}_{i,j}\Sigma_{t,i,j}$を保存しておき、ラダー間の$\mathrm{P}_{i,j}\Sigma_{t,i,j}$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$\overline{\mathrm{P}_j\Sigma_{t,j}}$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$\mathrm{P}_{i,j}\Sigma_{t,i,j}$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=6keV 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、$\overline{\mathrm{P}_j\Sigma_{t,j}}$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。

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 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 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

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).

*Kenichi Tada[1] and Tomohiro Endo[2]　[1]JAEA, [2]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[1], 東條 匡志[1], 多田 健一[2], 山本 章夫[3]

[1]GNF-J, [2]JAEA, [3]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[1][2]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[3]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[4][5]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，熱的制限値（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。

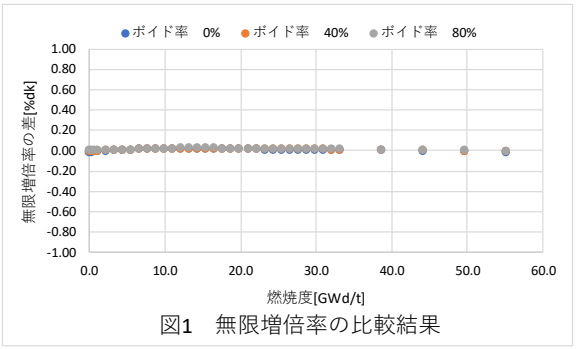


図1 無限増倍率の比較結果

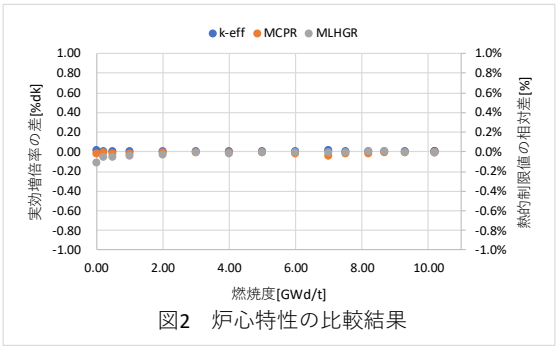


図2 炉心特性の比較結果

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[1], Masayuki Tojo[1], Kenichi Tada[2], Akio, Yamamoto[3]

[1]GNF-J, [2]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-Dimentional Heterogenious Transient Calculation Code RYUHO

*Tatsuya Fujita[1], Naofumi Tsukamto[1] （1. Nuclear Regulation Authority）

10:45 AM - 11:00 AM

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

*Motomu Suzuki[1] （1. CRIEPI）

11:00 AM - 11:15 AM

[1B05] Development of Core Management Code System SHIKOKU2

*Masami Hirano[1], Yosuke Kawamoto[1], Emi Yoshida[1], Kosuke Miyawaki[1], Kazuma Oohori[2], Yutaka Umakoshi[2] （1. Yonden Eng., 2. YONDEN）

11:15 AM - 11:30 AM

[1B06] Development of Core Management Code System SHIKOKU2

*Yosuke Kawamoto[1], Masami Hirano[1], Emi Yoshida[1], Kosuke Miyawaki[1], Kazuma Oohori[2], Yutaka Umakoshi[2] （1. Yonden Eng., 2. YONDEN）

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

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[1]，塚本 直史[1]
[1]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。

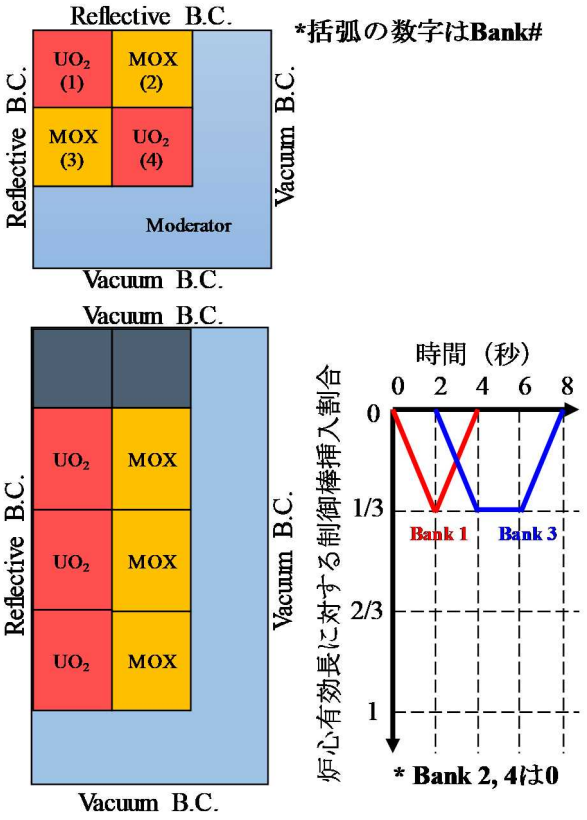


図1 C5G7-TDベンチマークTD4-5の概要

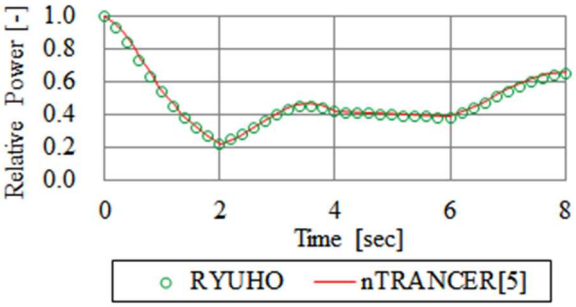


図2 C5G7-TDベンチマークTD4-5の解析結果
（相対炉心出力の時間変化）

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[1] and TSUKAMOTO Naofumi[1]
[1]Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

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[1]

[1]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[1]

[1]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[1]，川本洋右[1]，吉田絵美[1]，宮脇康介[1]，大堀和真[2]，馬越豊[2]

[1]四電ｴﾝｼﾞﾆｱﾘﾝｸﾞ㈱，[2]四国電力㈱

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。

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

ここで、Δtは時間幅、**A**は燃焼行列、a_iは MMPA 法の近似係数、$\boldsymbol{I}$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Δt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。

表 1　SHIKOKU2 による解析結果の比較
（17×17 4.8wt%UO2 燃料集合体　80GWd/t　3 年冷却）

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

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[1], Yosuke Kawamoto[1], Emi Yoshida[1], Kosuke Miyawaki[1], Kazuma Ohori[2] and Yutaka Umakoshi[2]
[1]Yonden Eng., [2]YONDEN.

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[1]，平野雅美[1]，吉田絵美[1]，宮脇康介[1]，大堀和真[2]，馬越豊[2]

[1]四電ｴﾝｼﾞﾆｱﾘﾝｸﾞ㈱，[2]四国電力㈱

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 次に展開していたが、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

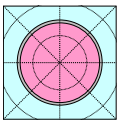
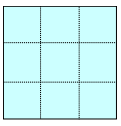
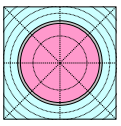
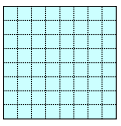
	燃料棒	反射体
LS/FS		
FS_fine		

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[1], Masami Hirano[1], Emi Yoshida[1], Kosuke Miyawaki[1], Kazuma Ohori[2] and Yutaka Umakoshi[2]

[1]Yonden Eng., [2]YONDEN.

General Meeting

[1B_GM] The 54th General Meeting of Reactor Physics Division

Wed. Mar 17, 2021 12:10 PM - 12:50 PM Room B (Zoom room 2)

[1B_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Wed. Mar 17, 2021 12:10 PM - 12:50 PM Room B)

[1B_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network | Reactor Physics Division

[1B_PL] Recent actions on sustainable reactor training in reactor physics education

Chair: Go Chiba (Hokkaido Univ.)

Wed. Mar 17, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room B (Zoom room 2)

[1B_PL01] Basic policy and target for "Establishment of nuclear education platform focusing on university research reactors"

*Kengo Hashimoto[1] (1. Kindai Univ.)

[1B_PL02] Experiences and prospects on the use of digital technologies in capacity development

*Masahiro Tatsumi[1] (1. NEL)

[1B_PL03] ADS development and reactor physics experiments at JAEA

*Kenji Nishihara[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

2021年春の年会

炉物理部会セッション

持続可能な原子炉実習教育への新たな取り組み

Recent actions on sustainable reactor training in reactor physics education

(1)「大学研究炉を中心とした原子力教育拠点の形成」の実施方針と到達目標

(1) Basic policy and target for "Establishment of nuclear education platform focusing on university research reactors"

[1*]橋本 憲吾 [1]

[2]近畿大学原子力研究所

1. 原子力教育拠点形成計画の概要

原子力を専攻する学生が最低限学修すべき講義や実習の中で、実際の原子炉を利用した実習教育は、講義で得た知識を血肉化する実践現場として不可欠である。しかしながら、試験研究用原子炉の多くが廃止又は運転停止となり、教育・研究のために利用できる大学原子炉は近畿大学と京都大学の三基(UTR-KINKI, KUR, KUCA)のみとなっている。さらに、京都大学原子炉 KUR は 2026 年以降の運転の目処が立っておらず、我が国の原子力教育は危機的状況にある。文部科学省「国際原子力人材育成イニシアティブ事業」として今回採択された「大学研究炉を中心とした原子力教育拠点の形成」は、近畿大学原子炉(UTR-KINKI)と京都大学臨界集合体(KUCA)の有機的連携により、貴重な原子力教育リソースである両大学原子炉の効率的・有効的教育利用を推進するものである。このプログラムでは、参加各大学教員の実習指導への主体的関与、そして、各大学が持つ原子力教育リソースの共有と強化を大きな目標としている。また、原子力産業界と連携することにより、原子力技術者教育の専門性を高度化し、原子力アカデミアのみならず産業界への人材輩出を目指している。

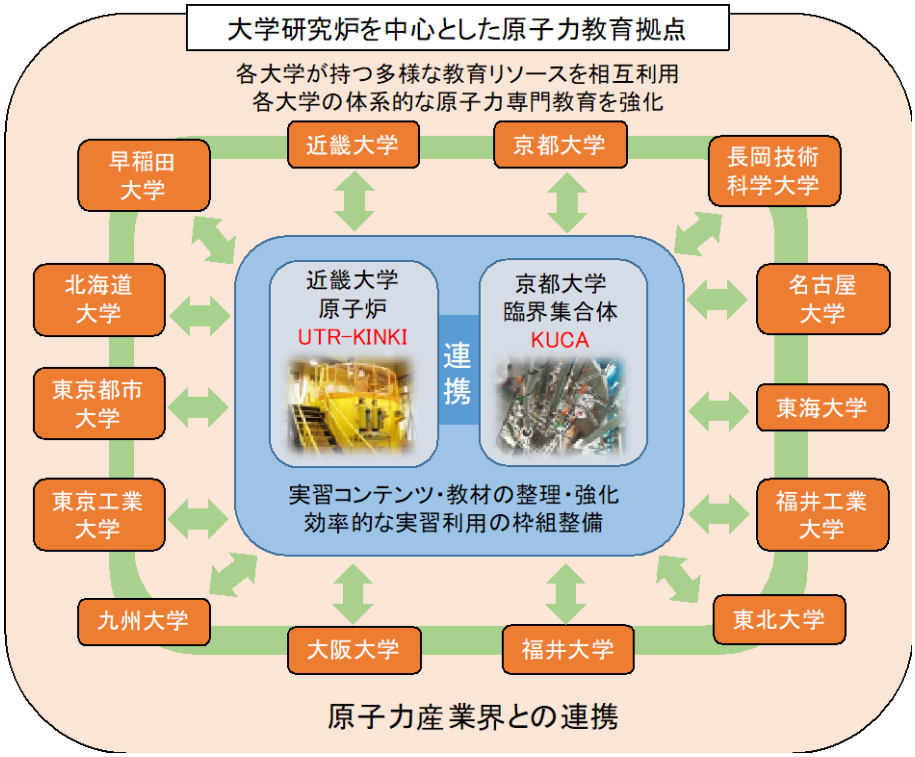


図 1 大学研究炉を中心とした原子力教育拠点のコンセプト

* Kengo Hashimoto[1]
[2] Kindai Univ., Atomic Energy Research Institute

図１に示すように、本教育拠点には、近畿大学原子炉と京都大学臨界集合体を中心に全国の１４の大学が参画し、原子力産業界、日本原子力研究開発機構とも連携する。さらに、従来から近畿大学が韓国・慶熙大学校と連携して実施してきた海外実習（AGN-201K を活用）も本事業に合流する予定である。

2. 拠点形成計画の実施方針

2-1. 運営会議による重要事項の決定

本教育拠点形成計画（以後、本事業という）の企画運営主体として、参画機関等から構成される運営会議を組織する。この運営会議は、中長期ビジョンの策定やマシンタイム配分を含む重要事項の決定を行い、原子力実習教育に関する施策の立案、実行、結果の評価、改善の PDCA サイクルを有効にし、自律的な活動の持続的発展のための運営管理を実施する。

2-2. 学生の旅費を支給

原子炉実習に参加する学生と教員の旅費を本事業から支給する。実習指導を行う TA（原子炉実習履修済の院生）に対しても旅費等を支給することができる。

2-3. 実習教育の責任は参画大学教員が負う

実習プログラム・テキストの作成、実習の実行については、参画大学教員が責任を負う。学生実習のための原子炉運転と運転指導を参画大学教員が行えるよう、施設大学は参画大学教員の運転資格取得を進める。本事業の実習を持続可能とし更に有効性を高めるためには、この方針は必須条件となる。

2-4. 施設管理とマシンタイム確保の責任は施設大学が負う

原子炉施設の運転管理と放射線管理については、原子炉施設大学である近畿大学と京都大学教員が責任を負う。また、本事業に必要なマシンタイムの確保に最大限の努力をする。

2-5. 実習には３＋αのコース

①基礎コース（学部生コース）

主に原子力を専攻する学部学生を対象とし、近畿大学原子炉を利用した原子炉実習「基礎コース」を整備・実施し、原子力ジェネラリスト育成を行う。このコースでは、原子炉物理・放射線計測等の基礎項目に関する実習を通して、既に講義で得ている知識を実物の原子炉で実践して理解を深め、原子炉施設における運転管理や放射線管理の実務（規制・法令に基づく管理業務を含む）を有機的に理解させる。また、原子力技術の面白さを体験し関心を高め、原子力分野への進学・就職意識を確かなものとする。

②中級コース（院生コース）

学部で原子力を専攻しなかった大学院生を主な対象として、京都大学臨界集合体を利用した短期間の原子炉実習を整備・実施する。原子力基幹科目の未履修院生の参加が見込まれるので、実習参加に先立って事前授業の受講と事前レポート提出を課す予定である。

③上級コース

上記「基礎コース」又は「中級コース」を受講した大学院生を対象として、近畿大学原子炉又は京都大学臨界集合体を利用した専門性の高い実習プログラムを整備・実施する。最新の中性子計測技術に基づいた高度な原子炉物理実験、商業用軽水炉等で採用されている核計装や炉物理試験技術に関する実習・演習等を行う。

④国際研鑽機会の付与

「基礎コース」受講の学生の中から意欲ある者を選抜し、「慶熙大学校原子炉実習」、「日韓合同原子炉実験研修会」、原子炉物理実験「国際専門コース」等に派遣する。使用言語は英語とし、各実習項目の後に結果のプレゼンテーションを行い、将来の原子力技術者としての国際的視野を養う。

慶熙大学校原子炉・AGN-201K

3. 拠点形成計画の到達目標

本事業の目標とする人材像を次の３つに定め、運営会議又はそのワーキンググループにより目標到達度を定期的に評価し、改善策の立案等を継続的に実施する。

①原子力ジェネラリストの育成

幅広い総合工学である原子力工学の基礎的な知識と技能を身に付け、原子力産業界の基盤人材となる原子力ジェネラリストを育成する。これを実現するために、本事業の「基礎コース」又は「中級コース」を整備・実行し、参画機関による教育リソースを活用する。

②原子力スペシャリストの育成

自らの専門分野を持ち、優れた技術力と深い学識を兼ね備え、原子力産業界又は原子力アカデミアにおける将来のエースとなる原子力スペシャリストの育成を目指す。これを実現するために、本事業の「上級コース」を整備・実行し、参画機関が保有する高度な研究リソースを活用する。

③国際原子力人材の育成

高い専門的知識と技術に加えてリーダーシップと国際コミュニケーション能力を身に付け、世界の技術者・研究者と共働しうる国際原子力人材の育成を目指す。これを実現するために、本事業の「上級コース」に加えて、「慶熙大学校原子炉実習」等の国際研鑽機会を付与し、参画機関が一体となって育成に努める。

本事業を成功に導き持続可能な原子力教育システムを形成するためには、炉物理部会員のみならず原子力学会員各位の理解と協力が必須である。原子力工学の未来を担う若者の成長のために、ご支援をお願いしたい。

2021年春の年会

炉物理部会セッション

持続可能な原子炉実習教育への新たな取り組み

Recent actions on sustainable reactor training in reactor physics education

（2）人材育成におけるデジタル技術活用の経験と今後の展望について

(2) Experiences and prospects on the use of digital technologies in capacity development

[1*]巽 雅洋 [1]

[2]㈱原子力エンジニアリング

これからの社会を担う原子力人材の育成に関して、学生や社会人を対象とした実習経験や来るべき社会の変化に関する考察を通じて、デジタル技術活用の重要性と可能性について議論する。

キーワード：人材育成、シミュレータ、デジタル技術、プログラミング

1. はじめに

原子力人材の育成における最も重要案なテーマの一つに、原子力システムの安全性確保に関する理解が挙げられる。特に、原子炉物理学（以下、炉物理）における反応度やフィードバック効果に関する理解が重要となるが、数式や抽象的な概念だけでは直感的な理解は難しい。炉物理を工学として学ぶにあたり、実体験を得ることが大切であり、その役割を担うのが原子炉実習である。これまで、学生や原子力技術者を対象とした原子炉実験プログラムを通じて、理論を現実の事象として体感できる貴重な機会が提供されてきた。しかしながら、国内における原子炉施設の運転停止等により、この機会が急速に失われつつある。そこで本稿では、それを補う一つの手段としてシミュレータを用いた人材育成の可能性と、さらにその先を見据えた議論として、デジタル技術の活用とデジタルマインドの醸成の重要性について述べる。

2. デジタル技術の活用と今後の展望

2-1. シミュレータを用いたアクティブ・ラーニング

大学における授業や国際ワークショップ等における人材育成プログラムでの経験から、シミュレータは教育ツールとして非常に有用であると考える。例えば、原子力技術の初学者向けのトレーニングコースにおいて、シミュレータを用いた事故解析の演習を通じて、システムの安全性がどのように実現されているかを議論した事例では、講師として高い実習効果が得られたと感じたのと同時に参加者からの評価も高かった。このように、シミュレータを用いた解析と分析を通じて学ぶ“Learning by doing”のスタイルは、教える側から教わる側への一方向の情報伝達ではなく、自発的な試みやグループでの議論を通じて、深い理解を醸成するアクティブ・ラーニングの実践として有効であると考える。ただし、限られた時間を有効に活用するために、導入部分の講義内容やシミュレータが提供するユーザ体験には注意を払う必要がある。詳細すぎる説明や高機能なシミュレータが必ずしも有効ではなく、教育テーマに相応しいレベルの解説やシミュレーション機能、並びにユーザインタフェースを有することが重要となる。したがって、各実習に最適化されることが理想的であるが、独立して製作することはリソースの観点からも現実的ではなく、拠点間での連携や共有を進めることが重要である。また、将来的には、後述する活動の一環として、より高い自由度と忠実度を有する「デジタルツインモデル」の開発と原子炉実習での活用が期待される。

2-2. 今後の展望と期待

Society5.0[1]に向けたデジタル技術を基盤とする社会構造への変容の中で、エネルギーの安定供給を支える

* Masahiro Tatsumi[1]
[2] Nuclear Engineering, Ltd.

原子力技術のあり方は、今の延長線上で問題ないのだろうか？ 過去に実績ある技術や積み重ねられた議論は尊重すべきであるが、これまでの実績や規制の枠組みに固執するあまり、イノベーションが阻害されては意味が無い。合理的かつ説明性が高い技術が活用できるのであれば、建設的な議論がなされるべきであろう。元来、複合領域における先進技術の活用を牽引してきた達成してきたのが原子力分野であり、そのビジョンの原点に回帰する必要があるのではなかろうか。その一つの鍵がデジタル技術の活用にあると筆者は考える。

社会基盤の中枢がソフトウェアによって駆動される「software-defined な社会」への移行が進む中、知の蓄積は指数関数的な速度で行われており、従来のパラダイムで人材育成を行うことが困難となりつつある。MIT メディア研究所が提唱する ”Practice over theory” や “Learning over education” を始めとする 10 の原則[2]は、インターネット時代における研究や教育のあり方を再定義し得るインパクトを持つ。従前から実施されてきた演繹的な教育アプローチに偏重するのではなく、具体的な問題解決や実験を出発点とする帰納的な教育アプローチを適切に組み合わせ、大学 1 年次のような初期教育から社会人を対象としたリカレント教育に至るまで、多様なレベルで「考え方を学ぶ」機会を提供する必要がある。この際、問題を解くための手段としての計算機の利用やプログラミングに関するスキルの獲得は、筆者の過去の経験から、技術者として必要な論理的思考力，表現力，実行力の強化に非常に有効なアプローチであると考える。過去約 30 年間において、領域毎にハードウェア中心の「ものづくり」で最適化してきた日本は、ソフトウェアを基盤とするプラットフォーム戦略を採ってきた欧米と比較して、大きな成長機会を逃してしまった感がある。しかしながら、ソフトウェア・ファースト[3]な視点を持つ人材を育成し、ものづくり技術とソフトウェア技術の融合を高いレベルで実現すれば、日本は比類なき優位性を再び得ることができる可能性がある[4]。

単一の組織や分野だけで多様な教育機会を提供することは、リソースの観点から現実的ではなく、たとえ実現出来たとしても無駄が多い。それより各組織の特徴を活かした教育プログラムを共有可能な部品として互いに公開し、それらを自由に組み合わせることができる EaaS (Education as a Service) プラットフォームを実現すべきである。MOOC (Massive Open Online Course) や Micro Degree 制度の活用により、分野を超えて実現することが望ましいが、教育制度の変革が必須となるため、実現には時間が必要かもしれない。

翻って原子炉実習について見てみると、デジタル技術の積極活用こそ無かったが、近大原子炉や KUCA 等の共同利用や単位認定制度の整備など、EaaS 的な取組みは既に実現されてきた。これを維持・発展するためには、今後の施設運営や各種リソースの制限，社会環境の変化から、今まさに変革が求められている。今回の「国際原子力人材育成イニシアティブ事業」における「大学研究炉を中心とした原子力教育拠点の形成」において、カリキュラム開発や教育実施におけるデジタル技術の積極活用を通じて、デジタルマインドを持つ原子力人材の育成が望まれる。

3. おわりに

原子炉実習は施設の共同利用という形で長期にわたり継続されてきたが、これは先進的な取組みであったことを改めて認識すべきである。今回の原子力拠点形成の活動を契機に、過去のノウハウを活用すると同時に、デジタル技術の活用による新たな価値の提供とオープンな運営により、国際的に活躍する原子力人材の育成に資する次世代の教育プラットフォームとして進化することを期待したい。

[1] 内閣府, “Society 5.0”, https://www8.cao.go.jp/cstp/society5_0/
[2] Ito, Joichi. “The Practice of Change.” PhD Dissertation, Keio University Graduate School of Media and Governance (2018).
[3] 及川卓也, “ソフトウェア・ファースト”, 日経 BP 社 (2019).
[4] 安宅和人, “シン・ニホン AI×データ時代における日本の再生と人材育成”, NewsPicks パブリッシング (2020).

2021年春の年会

炉物理部会セッション

持続可能な原子炉実習教育への新たな取り組み

Recent actions on sustainable reactor training in reactor physics education

(3) JAEA における ADS 開発と炉物理実験

(3) ADS development and reactor physics experiments at JAEA

*西原 健司[1]

[1]日本原子力研究開発機構

持続可能な原子炉実習教育に向けて必要な条件の一つである教育実習へのニーズの多様性を、JAEA における加速器駆動システム（ADS）の開発経験を通じて議論する。

キーワード：原子炉実習教育、加速器駆動システム、新型炉開発

1. はじめに

持続可能な原子炉実習教育に向けて必要な条件の一つは、教育実習へのニーズの多様性であろう。教育実習は大学学部生・院生、原子炉技術者などに対して開かれているのが現状であるが、原子炉開発メーカーや国立研究開発法人の研究者も教育実習を受けるようになれば、人材育成に大きく貢献する可能性がある。それでは、これらの研究者に対する実習教育は有効だろうか？本発表では、JAEA における加速器駆動システム（ADS）の開発経験を通じて、この点について考えてみたい。

2. 臨界集合体を用いた ADS 開発

ADS 実現にむけた技術開発項目は多岐にわたるが、そのうち、計測系を含む炉心設計にいては炉物理分野の開発が重要となる（下図）。ADS ではマイナーアクチノイド（MA）を主燃料として核分裂による核変換を行い、それに伴って発生する核分裂発熱を鉛ビスマス共晶合金（LBE）で冷却する。MA と LBE はこれまで国内の原子炉では多量には用いてこなかったため、核データの検証が十分ではない。そのため、臨界集合体（CA）を用いて、MA の核分裂反応率や、LBE とアルミ/空気の置換反応度の測定を実施してきた。

また、ADS は炉中心に強力な核破砕中性子源を持ち、未臨界状態で運転される点でも、これまでの原子炉と異なる。炉心出力は未臨界度に比例することから、未臨界度を精度よく、高い信頼性を持って予測・監視することは不可欠な技術である。そのため、CA を用いパルス中性子法（PNS 法）を代表とする未臨界度監視技術の開発を行ってきた。

上記の技術開発は主に KUCA と米国 LANL の臨界集合体で行われた。実施したのは 5 名程度の若手・中堅研究者で、入所後数年のうちに、1〜2 週間/年の炉物理実験を複数年実施している。これらの研究は、ADS を模擬できる CA 実験条件を検討して実施されたが、想定していなかった結果のばらつきや不整合から成果が生まれており、CA での開発の有効性を示すものとなっている。CA での開発を通じて、各研究員が研究の幅を広げたと考えられる。

3. おわりに

ADS の研究開発では、MA を用いることと、未臨界であることなどの開発要素がある。現実の ADS は存在しないため、設計を模擬できる実験に落とし込み、観測し、改善する必要がある。その訓練を行う場として、CA 実験は最適であるため、原子炉実習教育は、ADS などの新型炉開発を行う研究者にも有効であろう。

---

*Kenji Nishihara[1]

[1]JAEA

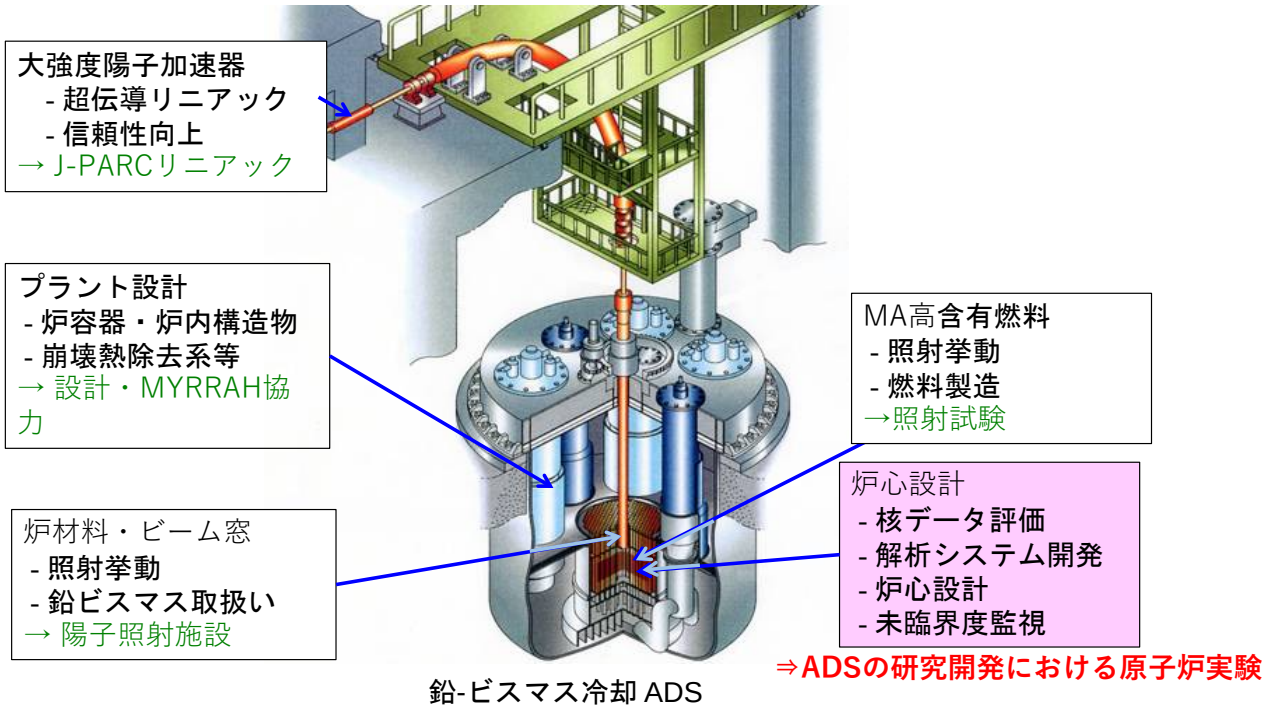


図　ADS 技術開発の全体像

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[1], Cheolho Pyeon[1] (1. Kyoto Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

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

*Kunihiro Nakajima[1], Yasunobu Nagaya[2], Atsushi Sakon[1], Tadafumi Sano[1], Kengo Hashimoto[1] (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[1], Takashi Kanda[1], Kunihiro Nakajima[1], Tadafumi Sano[1], Atsushi Sakon[1], Kengo Hashimoto[1] (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[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] (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[1], Akihiro Noguchi[1], Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya Univ.)

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

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[1]，卞　哲浩[2]

[1]京都大学大学院　エネルギー科学研究科

[2]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 1×10^8(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(α,β)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[1]。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。

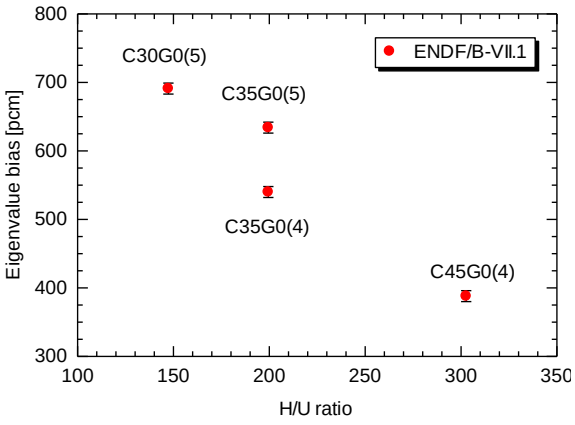


図 1 H/U 比に対する固有値バイアスの値

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[1], Cheol Ho Pyeon[2], [1] Kyoto Univ., Graduate School of Energy Science, [2] 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[1], 長家 康展[2], 左近 敦士[3], 佐野 忠史[3], 橋本 憲吾[3]

[1]近畿大学大学院総合理工学研究科, [2]日本原子力研究開発機構, [3]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α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-α

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%Δk/k から 25%Δk/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_3 検出器を利用した。0.3%Δk/k から 25%Δk/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-α法により即発中性子減衰定数α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_3 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-α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イングでαを求めた。

4. 結果

EE1 及び EE05 炉心の未臨界体系で得られたαの実験結果と MVP による計算結果を図 2 に示す。α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%Δk/k から 25%Δk/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。

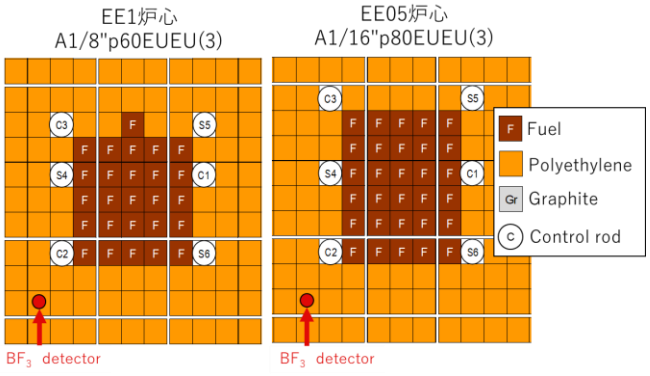


図 1 ：実験の炉心体系図

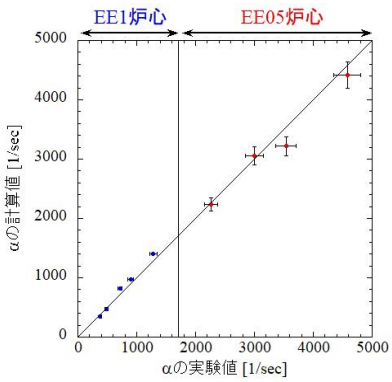


図 2 ：αの実験値と計算値の比較

*Kunihiro Nakajima[1], Yasunobu Nagaya[2], Atsushi Sakon[3], Tadafumi Sano[3] and Kengo Hashimoto[3] ([1]Graduate School of Science and Engineering, Kindai University, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]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[1]，中嶋 國弘[1]，神田 峻[1]，佐野 忠史[1]，左近 敦士[1]，橋本 憲吾[1]
[1]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[1]が、検出器に含まれる ^{127}I の放射化により生成される ^{128}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 ^{128}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% $\Delta k/k$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_∞を求めた。(1)式中のTはゲート時間、C_1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_2Tは遅発中性子の影響を考慮する補正項である。

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

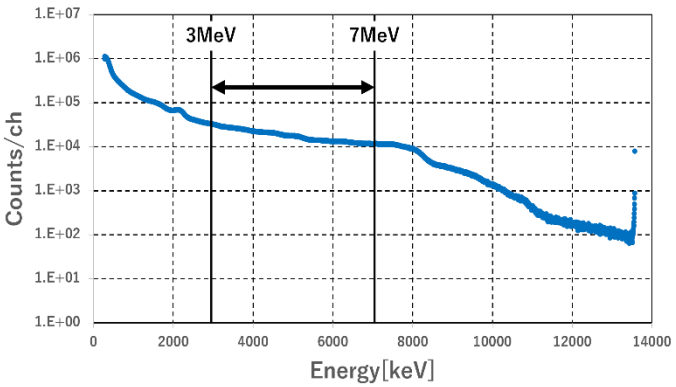


図1　γ線スペクトル

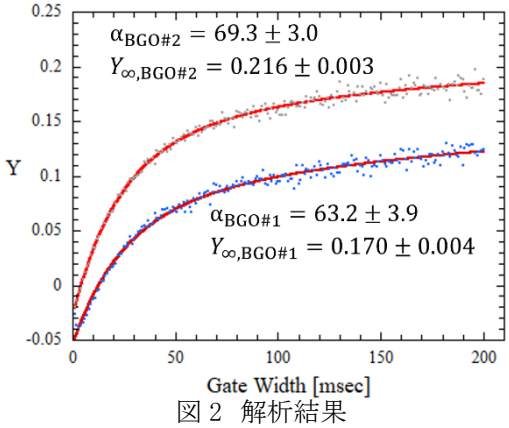


図 2　解析結果

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_∞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[1], Kunihiro Nakajima[1], Takashi Kanda[1], Tadafumi Sano[1], Atsushi Sakon[1], Kengo Hashimoto[1]
[1]Kindai University

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[1], 遠藤 知弘[1], 山本 章夫[1]

[1]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α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 $^{1}\mathrm{H}(n,\gamma)$反応断面積を共分散データに基づいて摂動させた ^{1}H核データの不確かさに起因する即発中性子減衰定数α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αに注目した。即発中性子減衰定数α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α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でき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 $^{1}\mathrm{H}(n,\gamma)$反応断面積を摂動させた ^{1}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BF_3検出器内での $^{10}\mathrm{B}(n,\alpha)\,^{7}\mathrm{Li}$ 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αを求める手順を整備した。次に SCALE6.2 に付属する $^{1}\mathrm{H}(n,\gamma)$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}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αの不確かさを評価した。

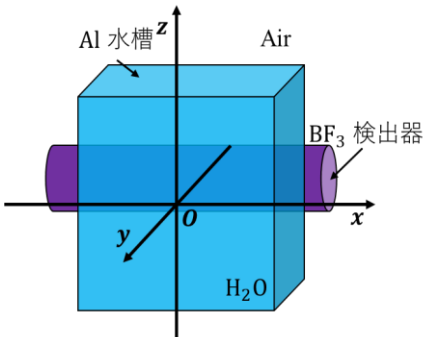


図 1 PHITS 計算体系

3. 結果・考察： 即発中性子減衰定数αの測定値α_{meas}および13 ケースの PHITS 計算値の平均(α_{water}, $\alpha_{\mathrm{BF_3}}$)と $^{1}\mathrm{H}(n,\gamma)$核データに起因する不確かさ(絶対標準偏差σ)を表 1 にそれぞれ示す。$^{1}\mathrm{H}(n,\gamma)$核データ起因のα不確かさσの大きさは約 50 [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、核データ起因のα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α_{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。

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

X[cm]	Y[cm]	Z[cm]	α_{meas} [s^{-1}]	$\alpha_{water} \pm \sigma$[s^{-1}]	$\alpha_{\mathrm{BF_3}} \pm \sigma$[s^{-1}]
17.02	17.02	17.73	8012	8091 ± 52	8027 ± 51
12.07	12.06	12.02	11065	11184 ± 52	11080 ± 53
4.49	4.51	3.41	44683	47789 ± 53	45808 ± 57

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[1], Tomohiro Endo[1] and Akio Yamamoto[1]

[1]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[1]，野口 晃広[1]，山本 章夫[1]
[1]名古屋大学

非増倍体系における即発中性子減衰定数α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α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α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αに注目している。中性子増倍体系におけるαの数値解析手法としてはα-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α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α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ω固有値方程式は$(\mathbf{A}-\alpha/\mathrm{v}_g)\psi_g(\vec{r},\vec{\Omega})=0$と記述できる($\mathbf{A}$:正味の中性子消滅演算子，$\mathrm{v}_g$: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、②n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$\Sigma_{\mathrm{t},g}-\alpha^{(n)}/\mathrm{v}_g$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$\alpha^{(n+1)}=1/\langle\phi_{0,g}^{(n)}(\vec{r})/\mathrm{v}_g\rangle$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α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。α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}H の核データ(弾性散乱σ_{ela}、(n,γ)反応$\sigma_{(\mathrm{n},\gamma)}$，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α不確かさは 68 [1/s]であり、内訳としては ^{1}H(n,γ)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、αの計算値と実験値(44683±182 [1/s])の間には大きな差異(C/E=1.11)が観察された。

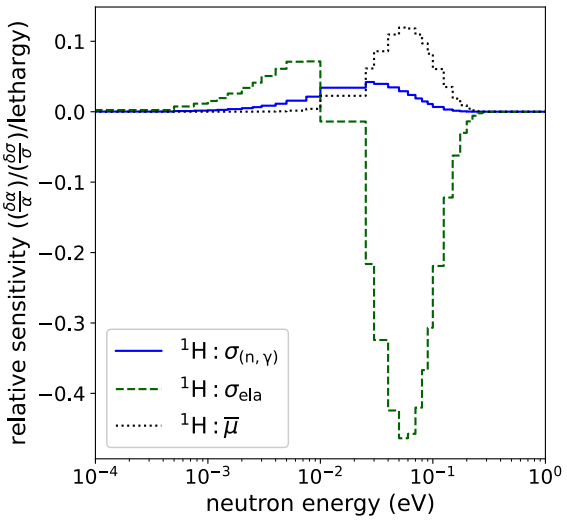


図 1 ^{1}H の核データに対するα感度係数

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[1], Akihiro Noguchi[1], Akio Yamamoto[1]
[1] Nagoya University

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

[1C01-06] Optimizatioin/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[1], Tai Asayama[1], Tomohiro Furukawa[1], Masaaki Tanaka[1], Takashi Takata[1], Yasuhiro Enuma[1] (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[1], Shigeo Ohki[1], Masashi Miyazaki[1], Shigeru Takaya[1], Kenji Yokoyama[1], Masanori Ando[1] (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[1], Takashi Takata[1], Yoshitaka Fukano[1], Hidemasa Yamano[1] (1. JAEA)

10:45 AM - 11:00 AM

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

*Yasuhiro Enuma[1], Yuki Kondo[1], Ryuta Hashidate[1], Rika Mitsumoto[1], Taira Hazama[1] (1. JAEA)

11:00 AM - 11:15 AM

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

*Hiroyasu MOCHIZUKI[1] (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[1], Endo Tomohiro[1], Akio Yamamoto[1], Go Chiba[2] (1. Nagoya Univ., 2. Hokkaido Univ.)

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

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[1]，浅山 泰[1]，古川 智弘[1]，田中 正暁[1]，高田 孝[1]，江沼 康弘[1]
[1]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。

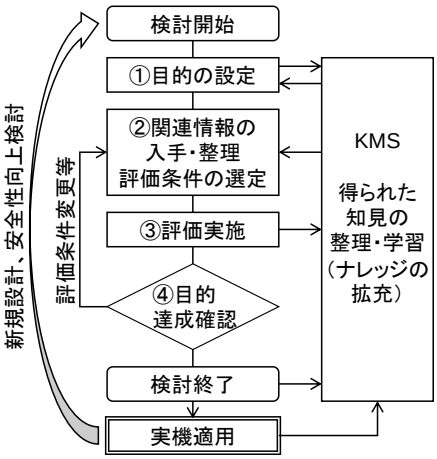


図 1　ARKADIA 評価フロー

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。

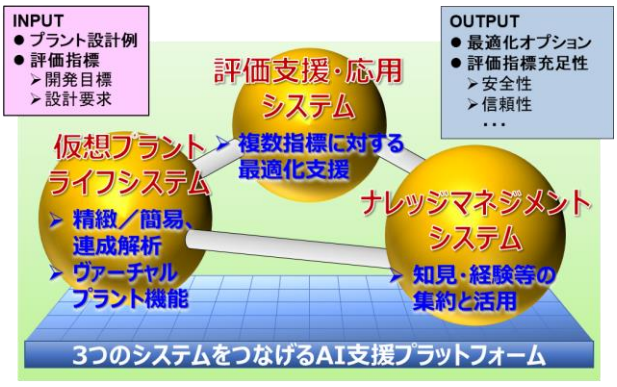


図 2　ARKADIA システム構成

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。

*Hiroyuki Ohshima[1], Tai Asayama[1], Tomohiro Furukawa[1], Masaaki Tanaka[1], Takashi Takata[1] and Yasuhiro Enuma[1]
[1]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[1]，大木 繁夫[1]，宮崎 真之[1]，高屋 茂[1]，横山 賢治[1]，安藤 勝訓[1]

[1]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[1]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[2]（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目指す。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[3]を参考に、スキームの基礎概念をまとめた[4]。

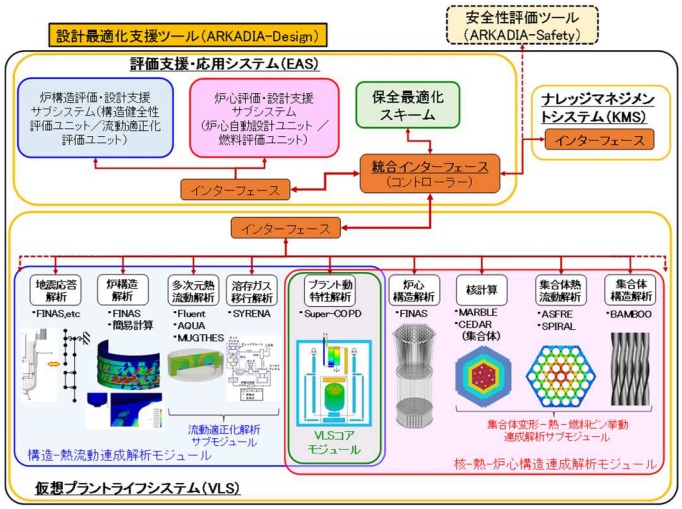


図 1　ARKADIA-Design の全体構成

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).

*Masaaki Tanaka[1], Shigeo Ohki[1], Masashi Miyazaki[1], Shigeru Takaya[1], Kenji Yokoyama[1], and Masanori Ando[1]

[1]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[1]，高田 孝[1]，深野 義隆[1]，山野 秀将[1]
[1]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－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。

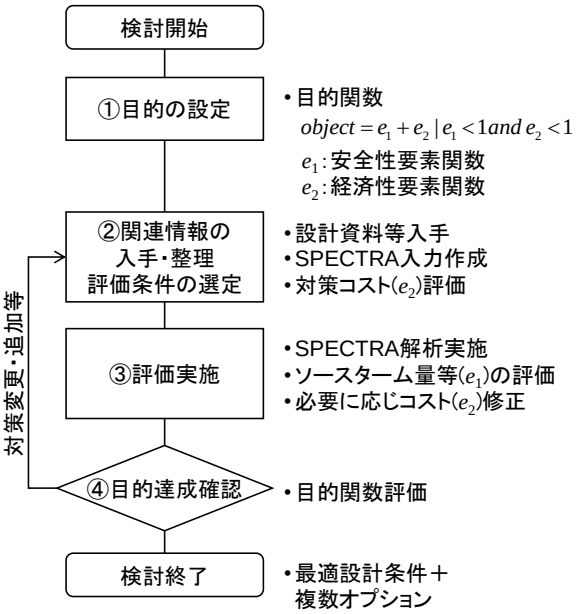


図 1　ARKADIA-Safety の具体的適用例

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.

*Akihiro Uchibori[1], Takashi Takata[1], Yoshitaka Fukano[1] and Hidemasa Yamano[1]
[1]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[1]，近藤 佑樹[1]，橋立 竜太[1]，光元 里香[1]，羽様 平[1]

[1]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。

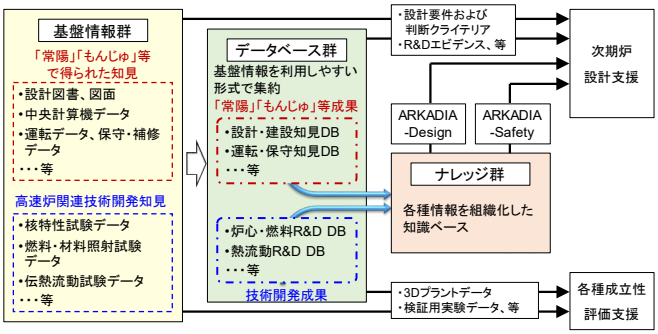


図 1　知識ベースシステム

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[1]を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となる試験結果、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となる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[1], Yuki Kondo[1], Ryuta Hashidate[1], Rika Mitsumoto[1] and Taira Hazama[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

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

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

*望月　弘保[1]
[1]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 コードに組込んでいる[1]。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。

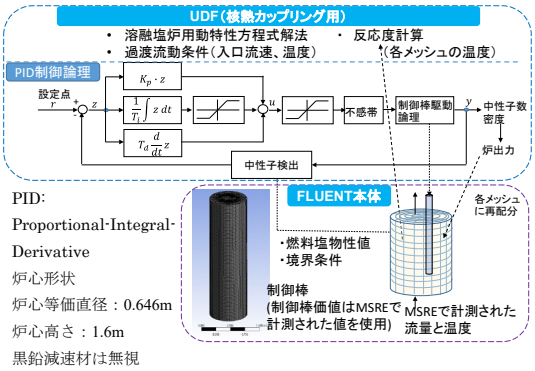


図 1 MSRE 実験の解析モデル

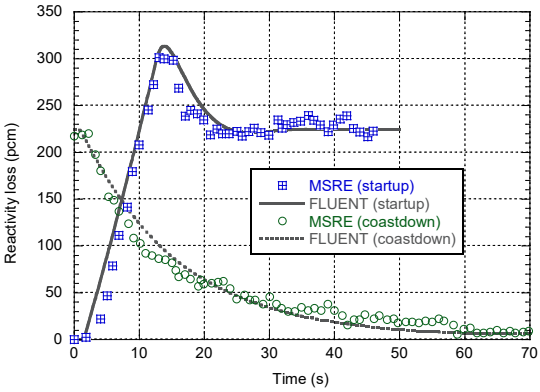


図 2 MSRE 燃料循環ポンプ起動・停止時の FLUENT で計算された反応度変化

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[1]
[1]Tokyo Institute of Technology

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[1]，遠藤　知弘[1]，山本　章夫[1]，千葉　豪[2]
[1]名古屋大学，[2]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$(E >$ 数 100 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。

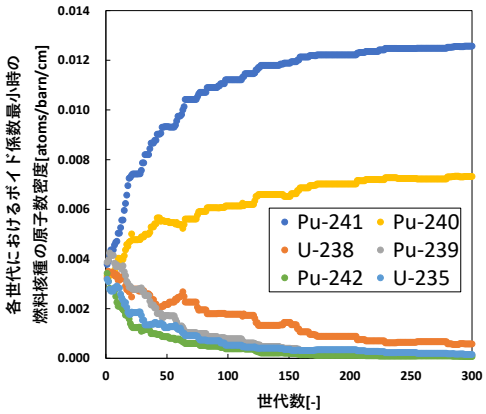


図 1　世代数に対する燃料核種の原子数密度の変化

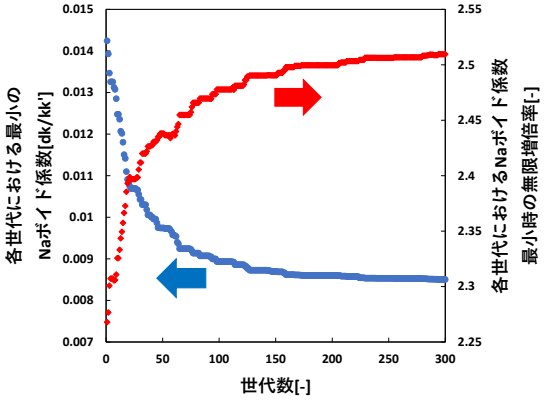


図 2　世代数に対するボイド係数・無限増倍率の変化

参考文献

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

*Hiroya OIKE[1], Tomohiro ENDO[1], Akio YAMAMOTO[1], Go CHIBA[2]
[1]Nagoya Univ., [2]Hokkaido Univ.

General Meeting

[1C_GM] The 22nd General Meeting of Advanced Reactor Division

Wed. Mar 17, 2021 12:10 PM - 12:50 PM Room C (Zoom room 3)

[1C_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Wed. Mar 17, 2021 12:10 PM - 12:50 PM Room C)

[1C_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network | Advanced Reactor Division

[1C_PL] Trends in other countries/organizations regarding safety standards for advanced reactors

Chair: Takaya Ito (MFBR)

Wed. Mar 17, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room C (Zoom room 3)

[1C_PL01] Status of efforts at Generation-IV International Forum

*Shigenobu Kubo[1] （1. JAEA）

[1C_PL02] Status of efforts at International Atomic Energy Agency

*Hirofumi Ohashi[1] （1. JAEA）

[1C_PL03] Status of efforts in USA

*Hidemasa Yamano[1] （1. JAEA）

[1C_PL04] Issues to be addressed in Japan

*Akira Yamaguchi[1] （1. UTokyo）

[1C_PL05] Discussion

©Atomic Energy Society of Japan

2021年春の年会

新型炉部会セッション

新型炉の安全基準に関する諸外国の動向
Trends in other countries/organizations regarding safety standards for advanced reactors

（1）GIF における取り組み状況

(1) Status of efforts at Generation-IV International Forum

*久保 重信[1]
[1]日本原子力研究開発機構

第 4 世代原子炉国際フォーラム（GIF）では、安全性・信頼性・経済性等に優れた次世代原子炉システムとして有望な 6 つの炉型（ナトリウム冷却高速炉、鉛冷却高速炉、ガス冷却高速炉、溶融塩炉、超高温ガス炉、超臨界圧水炉）の研究開発を進めている。これら新型炉の実現に向けては、国際的に標準となる安全基準の策定が必須であり、GIF においてその取り組みが進められている。ナトリウム冷却高速炉（SFR）を対象とした安全設計クライテリア（SDC）及び安全設計ガイドライン（SDG）が整備され、これを他の炉型へと展開するとともに、国際原子力機関（IAEA）や経済協力開発機構／原子力機関（OECD/NEA）とも連携し、GIF が開発対象としている炉型とも技術的共通点が多い水冷却以外の小型モジュール炉（SMR）の国際的な安全基準策定にも貢献している。

1. ナトリウム冷却高速炉の安全基準策定に係る取組

GIF では、開発対象とする 6 炉型のうち、技術的成熟度が高い SFR を対象として、安全設計クライテリアの策定に着手した。原子炉施設の国際的な安全基準としては、IAEA において現在国際的に主流となっている水冷却炉を主な対象として体系的な整備がなされているが、SFR を含む水冷却以外の新型炉に対する国際的な安全基準は見当たらない状況にあった。SFR は高速炉であることの炉心特性に加えて、液体金属ナトリウムを冷却材に用いた高温低圧の原子炉冷却材系となることから水冷却炉とは異なる安全設計上の特性を有しており、このことに対応した安全基準を策定する必要がある。SFR 開発国である日・米・仏・炉・中・韓・EU に加えて、IAEA からの参加を得て SDC タスクフォースを組織し、2011 年 7 月から活動を行い、これまでに SDC 報告書に加えて、SDC の要求をより具体化・詳細化したガイドラインとして安全アプローチ及び設計条件に関する SDG を GIF での承認を得て発行している。さらに、炉心系、冷却材系、格納系における具体的な設計上の推奨事項及び設計事例をまとめた系統別 SDG を策定し、IAEA 及び OECD/NEA の新型炉安全ワーキンググループ（WGSAR）のレビューを受けている。これらの安全基準類の策定に当たっては、当学会において特別専門委員会ならびに研究専門委員化を組織して、国内の知見を結集してひな形を作成し GIF の SDC タスクフォースに提示して主導的な役割を果たしている。また、GIF と IAEA 合同の SFR の安全に関するワークショップをこれまでに 8 回開催してきており、GIF メンバー国以外の主要な SFR 開発国であるインドを含め幅広く国際的な浸透を図っている。

2. 他炉型や SMR への展開

GIF では、炉型横断的に安全に関する検討を行うリスク安全ワーキンググループ（RSWG）が組織されており、炉型に依存しない第 4 世代炉の安全設計原則や各炉型の安全設計に関する共通した視点からの検討が行われている。ここでは、先行して策定された SFR の SDC/SDG を他の炉型に展開する活動が行われている。液体金属を冷却材に使用する鉛冷却炉は、SFR との共通点が多く SFR の SDC を参考として SDC の検討が進められている。超高温ガス炉については、先行する IAEA での高温ガス炉の安全基準検討の成果を参照した取り組みが進められている。IAEA では、国際的な開発機運が高まっている SMR の安全基準策定に乗り出しており、新型炉の開発知見を有する GIF 並びにその参加国の協力が求められている。SMR は、水冷却炉とそれ以外の炉型を含めた型にはまらない分野であるが故、個別の技術に依存しない安全基準が志向される一方、

従来の水冷却炉と異なる特性を十分把握する必要もある。GIF において SFR の SDC/SDG を策定するにあたっては、IAEA の安全基準類を参照しており、水冷却炉と異なる安全特性の分析をすでに行っている。その経験を踏まえ、IAEA における SMR の安全基準策定に係る活動に貢献している。

---

*Shigenobu Kubo[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

2021年春の年会

新型炉部会セッション

新型炉の安全基準に関する諸外国の動向

Trends in other countries/organizations regarding safety standards for advanced reactors

（2）IAEA における取り組み状況

(2) Status of efforts at International Atomic Energy Agency

*大橋 弘史[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

国際原子力機関（IAEA）では、加盟国における小型モジュール炉（SMR）導入の機運の高まりを背景として、この数年間で SMR 安全基準に関わる活動が活発化してきている。本講演では、諸外国（英国、米国、カナダ、ポーランドなど）において SMR としての早期導入が検討されて高温ガス炉への我が国の取り組みを例として、IAEA における SMR 安全基準に関する取り組み状況について報告する。

2. 国内における取り組み

高温ガス炉は、耐熱性に優れた燃料（セラミック製被覆粒子燃料）や減速材（黒鉛）、不活性な冷却材（ヘリウムガス）の特徴から、優れた固有の安全性や炉心溶融しないなど、他の原子炉とは異なる安全特性を有しており、実用化にあたっては高温ガス炉の特徴を考慮した安全基準の策定が望まれる。原子力機構では、実用高温ガス炉の安全基準の構築に資するため、海外の規制機関や規制支援機関等が参加する OECD/NEA の国際共同プロジェクトとして、高温工学試験研究炉（HTTR）を用いて炉心冷却流量喪失時の高温ガス炉の安全性を実証するとともに、データや知見の蓄積を進めている。また、日本原子力学会では、IAEA での国際標準化を目標として、「高温ガス炉の安全設計方針」研究専門委員会を設立（2013 年 4 月～2015 年 3 月）し、HTTR の建設、運転・試験などを通じて蓄積した知見を取り込んだ実用高温ガス炉の安全要件を作成した。

3. IAEA における取り組み

IAEA では、原子力エネルギー局（NE 局）において、「モジュラー型高温ガス炉の安全設計」研究協力計画（CRP）が設立（2014 年 12 月～2018 年 12 月）され、日・中・独・米など 8 カ国の高温ガス炉専門家が集い高温ガス炉の安全要件を検討した。原子力機構は日本原子力学会で作成した安全要件を提案し議論を主導して、CRP の成果物としてまとめた。また、原子力安全・セキュリティー局（NSS 局）では、SMR の安全基準に関する技術報告書（TECDOC 又は Safety Report）の作成を進めている。先ず、早期導入が期待される軽水炉と高温ガス炉の SMR を対象とし、規制機関やベンダー等の専門家が招集され、安全要件（SSR-2/1（Rev.1））の SMR への適用性評価が実施された（2017 年 2 月～2019 年 2 月）。原子力機構は CRP と同様に日本原子力学会で作成した安全要件を提案し、これをまとめた TECDOC が 2020 年 12 月に刊行された。現在、NSS 局では、安全評価指針及び安全設計指針の SMR への適用性評価について検討を開始したところであり、軽水炉と高温ガス炉に加えて液体金属炉や溶融塩炉の SMR も対象炉型に含める方向で議論が進められている。

4. おわりに

IAEA では、大型軽水炉を想定した既存の安全基準の SMR への適用性評価を中心として、SMR 安全基準に関する検討を進めている。原子力機構は、我が国の技術の国際標準化を目指し、今後も IAEA における当該活動に積極的に参加して、我が国の技術知見の反映を図っていく。

---

*Hirofumi Ohashi[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

2021年春の年会

新型炉部会セッション

新型炉の安全基準に関する諸外国の動向

Trends in other countries/organizations regarding safety standards for advanced reactors

（3）米国における取り組み状況

(3) Status of efforts in USA

*山野 秀将[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

米国では、民間投資が盛んになり、従来炉と異なる小型モジュール炉（SMR）や非軽水型の新型炉の開発が活発になってきている。米国原子力規制委員会（NRC）は、新型炉許認可に向け、炉型横断的なリスク情報を活用した性能を基準とする枠組みを定めた新たな規則の草案について、2020 年 11 月に意見公募を開始した。本講演では、米国を中心として、新型炉の安全規制の取り組み状況について報告する。

2. 米国における取り組み状況

エネルギー省は 2020 年 5 月には「先進型原子炉実証プロジェクト（ARDP)」を開始し、5～7 年以内に実証可能な先進型原子炉、将来の実証リスク低減を目的とした技術・運転・規制課題解決、2030 年代半ばに実用化が期待される革新的先進型原子炉概念の 3 つのカテゴリーに選ばれた先進型原子炉開発プロジェクトに対して資金援助が実施するため公募がなされ、2020 年 7 月には「原子力エネルギーリーダーシップ法案（NELA)」を盛り込んだ予算法案が上院で可決された。2020 年 10 月には先進型実証炉カテゴリーとしてナトリウム冷却高速炉（TerraPower）と高温ガス冷却炉（X-Energy）が選定され、2020 年 12 月には他の 2 つのカテゴリーについても原子炉概念が選定された。米国は、多くのプロジェクトを立ち上げ、商業原子力技術における国際的リーダーシップの再構築を狙っている。

NRC が 2008 年に発行した「新型炉の規制に関する政策声明」には、「新型炉は、増強された安全裕度を提供するとともに、それらの安全性及びセキュリティーの機能を果たすため、単純な、固有の、受動的な、もしくは他の革新的な手法を活用することを期待する」と述べられ、従来とは異なる新たな考え方を示した。2016 年 12 月には、非軽水炉技術の申請を効果的、効率的に審査するため、NRC はビジョンと戦略を策定し、その実現のため、2017 年 7 月には、近未来、中期及び長期の実行活動計画を策定した。2019 年 1 月に「原子力技術革新・規制最新化法案(NEIMA)」が成立し、新型炉の審査プロセスを 2 年以内に策定することを NRC に指示するとともに、溶融塩炉や液体金属冷却炉、高温ガス炉といった新型原子炉設計の開発者が利用可能になるよう、炉型横断的な許認可の枠組を 2027 年までに完成することを求めた。

NRC は産業界主導の許認可近代化計画に参加し、米国産業界は、NEI-18-04, Revision 1「非軽水炉の許認可の基盤を開発するためのリスク情報を活用した性能を基準とするガイダンス」を 2019 年 4 月に発行した。NRC は、それを基に、2020 年 6 月に、規制指針 RG1.233「非軽水炉の許可、認可、承認のための申請に係る許認可基盤と内容を情報提供するための、炉型横断的なリスク情報を活用した性能を基準とする方法論についてのガイダンス」を公表した。同内容を含む新たな規則（10 CFR Part53）の草案について 2020 年 11 月には意見公募が開始され、2021 年 11 月まで募集される。米国では、ステークホルダーの交流を大切にしながら、新型炉の安全規制活動が積極的に行われている。

3. おわりに

米国では、最新知見や新たな手法を取り込み、産業界と規制当局が交流を図りながら、安全規制の枠組みを構築しており、我が国において新型炉の安全基準を検討する上で参考になる。

---

*Hidemasa Yamano[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

2021年春の年会

新型炉部会セッション

新型炉の安全基準に関する諸外国の動向
Trends in other countries/organizations regarding safety standards for advanced reactors

（4）我が国で取り組むべき課題

(4) Issues to be addressed in Japan

*山口 彰[1]
[1]東京大学

1. はじめに

2020 年 10 月、日本政府は「温室効果ガスの排出量を 2050 年までに実質ゼロにする」方針を発表し、「省エネルギーを徹底し、再生可能エネルギーを最大限導入するとともに、安全最優先の原子力政策を進めることで、安定的なエネルギー供給を確立」すると表明した。世界的には、特に原子力導入国を中心に、脱炭素に向けたエネルギー供給の一つとして小型モジュール炉（SMR）が注目されており、米国、カナダ、英国、ロシア、中国等を中心に開発が盛んになってきている。非軽水型を含む SMR は従来炉と異なる特徴を有しており、安全規制のあり方や安全基準について国際的に様々な議論がなされている。そのような背景を受けて、本講演では、今後、新型炉開発に携わるステークホルダー間の議論を活発化させるため、我が国で取り組むべき課題を検討する。

2. 我が国で取り組むべき課題

2013 年に原子力発電所の規制基準が策定され、既設軽水型発電炉や試験研究炉に対して適合性審査が行われている。研究開発段階の規制基準については、ナトリウム冷却高速原型炉「もんじゅ」の審査時に見直すこととなっていたが、申請されなかったため、規制基準の見直しはされていないままである。

第 4 代国際フォーラム（GIF）において、軽水型発電炉の安全要件（SSR-2/1）を参考にして、ナトリウム冷却高速炉の国際標準の安全基準（安全設計クライテリア：SDC）が 2013 年に発行され、現在、同ガイドラインを含めて、IAEA や規制当局を含む OECD/NEA の新型炉安全ワーキンググループでレビューがなされているが、我が国の規制当局も参加すべきである。GIF では、他炉型についても順次 SDC を構築しており、新型炉安全基準の国際標準化を図っている。高温ガス炉の安全基準については、2014 年から IAEA エネルギー局において検討され、成果物としてまとめられた。現在は、IAEA 安全局において、軽水炉、ガス炉、液体金属炉、溶融塩炉の先進的な SMR の安全基準として検討が進められている。国際的な安全基準を検討するとき、様々な意見が交わされ、文章の背景を理解することができる。今後検討される国内基準の参考になるため、安全基準検討の段階から規制当局の参加が期待される。

米国を中心に、新型炉の安全規制に関する取り組みが活発になっている。炉型横断的なリスク情報を活用した性能を基準とする方法論についても議論がなされており、特に、緊急時計画区域（EPZ）の適正化、安全系の電源の取り扱い、機構論的ソースターム評価といった確率論的リスク評価（PRA）の役割が拡大している。我が国でも新検査制度においてリスク情報を活用して、規制活動を向上しようとしている。新型炉の安全基準についても、海外の動向を踏まえて、原子力イノベーションを取り込んだ様々な設計を共通の尺度で公平に評価する国内基準の検討に着手すべきである。

3. おわりに

新型炉の安全基準策定のため、産業界と規制当局を含むステークホルダーが一体感をもってコミュニケーションをとりつつ、国内基準の検討に着手していくことが肝要である。

---

*Akira Yamaguchi[1]
[1]University of Tokyo

(Wed. Mar 17, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room C)

[1C_PL05] Discussion

世界的には、SMR等の革新炉導入に向けた活発な動きがみられ、GIFやIAEAでもSMRに対する安全基準の検討が進められている。特に、米国では、非軽水炉に対してリスク情報を活用した安全規制が提案され、新型炉特有の許認可プロセスがみられる。本セッションでは、GIF、IAEA、米国における安全基準の検討状況について報告し、新型炉に対する国際的な安全基準の検討状況を学会員と共有する。また、我が国において将来の新型炉の安全規制について今後どのように取り組むべきかについて検討を開始する。

©Atomic Energy Society of Japan

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[1], Takeshi Aoki[1], Xing L. Yan[1] (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[1], Hiroyuki Sato[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:00 PM - 3:15 PM

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

*Shota Kobayashi[1], Yasutaka Harai[1], Tadakatsu Yodo[1], Shohei Otsuki[1], Wataru Nakazato[1], Hironori Noguchi[1], Satoru Kamohara[1] (1. MHI)

3:15 PM - 3:30 PM

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

*Koshi Mitachi[1] (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[1] (1. MOSTECH Co. Ltd)

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

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[1]，青木健[1]，ヤンジングロン[1]
[1]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 GTHTR300[1]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[2]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[3]-[5]。

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^3/h 規模のプラントの系統や機器設計を完了している[6]。

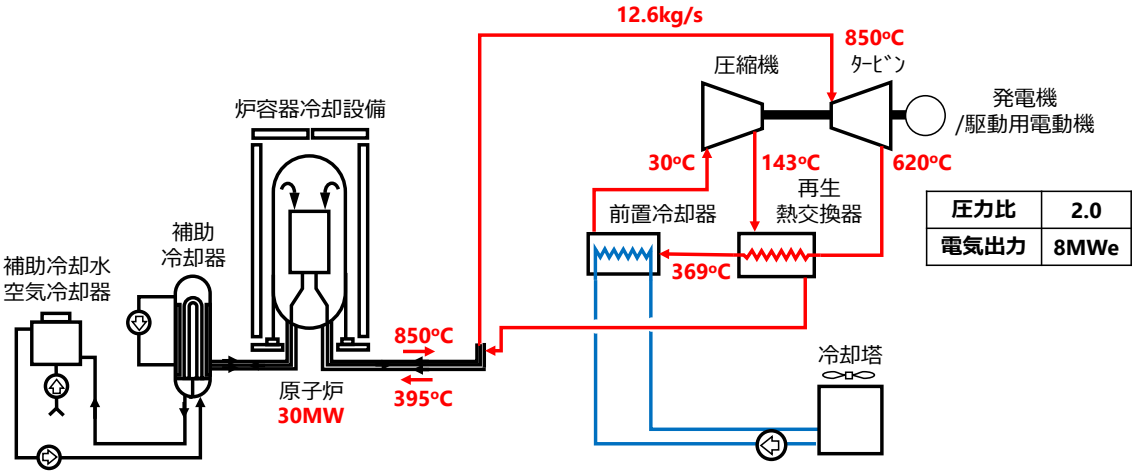


図１　HTTR 直接ガスタービンサイクル発電システムの系統構成

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[1], Takeshi Aoki[1], Xing L. Yan[1]
[1]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

1. 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[1]。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[2,3]、核熱加熱試験[4]）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。

2. 評価手法　RELAP5 MOD3[5]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。

3. 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

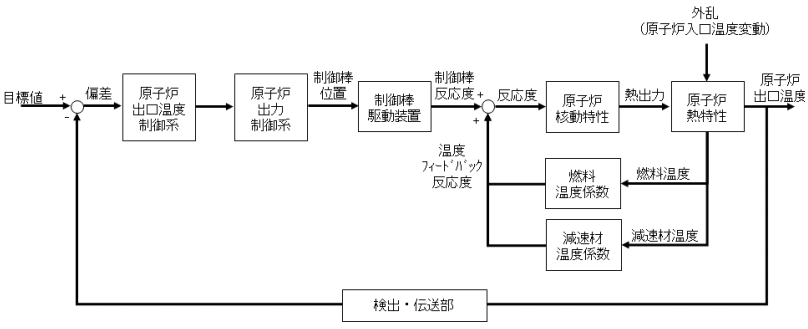


図２　プラント制御特性評価モデルの制御図

参考文献

[1] H. Sato, et. al., Prog. Nucl. Energy, 53, 1009-1016 (2011)　[2] 栃尾他, 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[1]，原井 康孝[1]，淀 忠勝[1]，大槻 昇平[1]，中里 道[1]，野口 浩徳[1]，蒲原 覚[1]
[1]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。

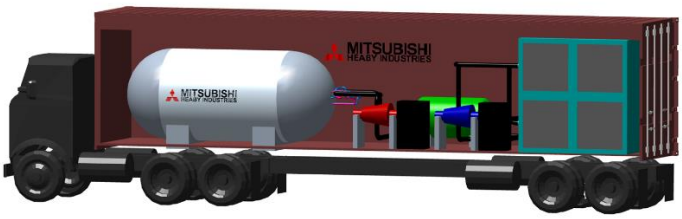


図 1. マイクロ炉の構成（イメージ）

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

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[1], Yasutaka Harai[1],Tadakatsu Yodo[1], Shohei Otsuki[1], Wataru Nakazato[1], Hironori Nogchi and Satoru Kamohara[1]
[1]MHI

自給型の溶融塩高速炉の研究

A Study of Molten Salt Fast Reactor with Sustainable Properties

*三田地 紘史[1]
[1]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溶融塩高速炉を取り上げ、炉心特性を推定する。

キーワード：溶融塩炉、高速炉、塩化物塩、NaCl-$CaCl_2$、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、自給型の溶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）の減速材のない溶融塩炉を考える。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-0.5$CaCl_2$（数値はモル比）の溶媒塩に UCl_3 と $TRUCl_3$ 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^3 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、^{238}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-0.35$CaCl_2$-0.247UCl_3-0.053$TRUCl_3$（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 litter 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=^{238}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。

本溶融塩炉は 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 ^{238}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、本研究の溶融塩炉を 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。

表1　運転40年間の物量収支

	初装荷 [ton]	補給 [ton]	投入 [ton]	残留 [ton]	引抜 [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

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
[1]Beyond Energy Research & Development Association

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[1]

[1]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

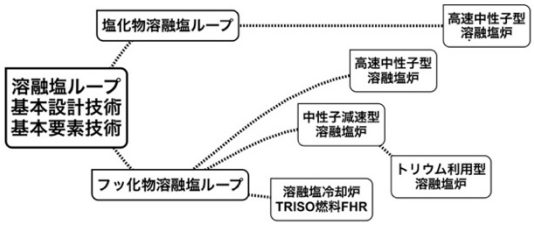
国内では、1970 年代に故古川和男、故加藤義夫、大野英雄らによりフッ化物自然循環ループが複数台製作され稼働した。その後 2015 年に国立施設で唯一、核融合科学研究所（NIFS、土岐市）に溶融塩（フッ化物、FLiNaK）循環 Oroshhi-2 ループが建設され現在稼働している[1]。その建設目的は核融合熱利用とトリチウム生成用の核融合炉ブランケット工学にあり、同目的で建設された東北大学 TNT ループ、NIFS の 1 号機に続く国内 3 番目のループになる。2021 年初頭現在、これら循環ループの設計・製作・運転技術のすべての知識を集め、九州大学に建設候補地を得て、経済産業省の開発資金支援（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)	ρCp(MJ/m^{3}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
$NaNO_3$-$NaNO_2$-KNO_3 /HTS (49: 7: 44 mol %) (at 442 °C)	142	538	1.51	0.57	9.1
NaCl-KCl-$MgCl_2$ (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,

*Motoyasu Kinoshita[1], [1]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[1], Hideo Hirayama[1] (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[1] (1. NRA)

10:30 AM - 10:45 AM

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

*Taichi Matsumura[1], Keisuke Okumura[1], Manabu Fujita[2] (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[1], Fumiyoshi Nobuhara[2], Seiki Ohnishi[1] (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[1], Yoshihiro Hirao[2], Norihiro Matsuda[3], Seiki Ohnishi[2] (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[1], Toshihisa Tsukiyama[2], Koichi Okuno[3], Toshinobu Maenaka[4] (1. MHI NSE, 2. HGNE, 3. Hazama Andou Corp. , 4. Takenaka Corp.)

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

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[1]，平山 英夫[1]
[1]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ーが変わり、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ー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[1] and Hideo Hirayama[1]
[1]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[1]
[1]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[1]
[1]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[1]，奥村 啓介[1]，藤田 学[2]

[1]日本原子力研究開発機構, [2]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 10～100 keV で光子強度が小さくなっているが、これは ^{137m}Ba の X 線と ^{241}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 ^{90}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 ^{214}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。

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（要因）	^{137m}Ba	^{90}Y	^{214}Bi
	X線未定義	γ線未定義	2.5 ～4 MeV 少
	^{241}Am 59.5 keV γ線未定義	^{208}Tl (JEFF)	^{239}Pu, ^{240}Pu (JEFF)
	^{106}Rh >3.04 MeV γ線未定義	>2.6 MeV γ線未定義	10～50 keV 少

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[1], K. Okumura[1], M. Fujita[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA), [2]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[1]，延原 文祥[2]，大西 世紀[1]
[1] 海技研，[2]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、国内では旧い 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。

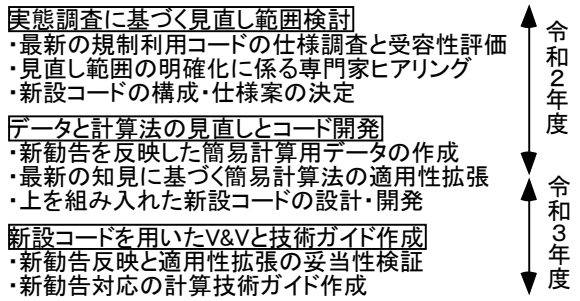


図1．研究スケジュール全体とコード新設計画

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 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 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 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[1], Fumiyoshi Nobuhara[2] and Seiki Ohnishi[1]
[1] NMRI, [2] 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[1]，平尾 好弘[2]，松田 規宏[3]，大西 世紀[2]

[1]東京ニュークリア・サービス，[2]海技研，[3]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[1)]。

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[2)]。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[3)]、将来の PKG コードへの組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[4)]。

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[1], Yoshihiro Hirao[2], Norihiro Matsuda[3], Seiki Ohnishi[2], ／[1]Tokyo Nuclear Services Co. LTD., [2]NMRI, [3]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[1]，月山 俊尚[2]，奥野 功一[3,] 前中 敏伸[4]

[1] MHI NS エンジ，[2] 日立ＧＥ,[3] 安藤ハザマ,[4] 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^3 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。

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($cm^{-1}\cdot b^{-1}$)

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。

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%	相当
Si 系組成	3wt%程度	気乾
Ca 系組成	3wt%程度	相当
従来組成	ANL 組成など	

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。

---

*Mikihiro Nakata[1], Toshihisa Tsukiyama[2], Koichi Okuno[3], Toshinobu Maenaka[4]

[1] MHI NSE, [2] HGNE, [3] Hazama-Ando Corp. , [4] Takenaka Corp.

Planning Lecture | Board and Committee | Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

[1D_PL] Decade of Fukushima Daiichi NPS decommissioning. What are the challenges of the future?

Chair: Naoto Sekimura (UTokyo)

Wed. Mar 17, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room D (Zoom room 4)

[1D_PL01] The Activity of Atomic Energy Society of Japan for 1F Decommissioning

*Hiroshi Miyano[1] (1. Chairman of Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS)

[1D_PL02] Fukushima Daiichi Decontamination and Decommissioning -Current Status and Challenges-

*Akira Ono[1] (1. TEPCO HD)

[1D_PL03] The Progress of R &D for decommissioning technologies

*Koichi Noda[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

2021年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

廃炉作業 10 年　福島第一の廃炉の今　課題はなにか

Decade of Fukushima Daiichi NPS decommissioning. What are the challenges of the future?

（1）原子力学会の 1F 廃炉に向けた活動

(1) The Activity of Atomic Energy Society of Japan for 1F Decommissioning

*宮野 廣[1]

[1]廃炉委員長

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所（以下「福島第一」という）の廃炉は、2011 年 3 月 11 日の大震災発生と引き続く発電所の事故の発生から 10 年を経過した。日本原子力学会の福島第一原子力発電所廃炉検討委員会は、学会事故調の後を受け 2014 年に発足してから、7 年足らずである。福島第一の廃炉は、国の一大プロジェクトでもあり、これまで原子力発電を推進してきた国の組織、また原子力発電事業を任ってきた東京電力をはじめとする電気事業者が責任を持って実施して行かなければならない事業でもある。しかし、事故の発生はわが国の原子力にかかわる組織全体の大きな責任でもあると考える。日本原子力学会をはじめとする原子力の安全を担ってきた学術団体の担う役割は大きい。

廃炉委では、福島第一の廃炉の活動に対して、学術の視点を中心に検討を加えてきた。これまでの活動の中から、見えてきた課題がいくつかある。以下に、これらの課題を取り上げ、学会としての取り組みについてまとめる。

2. 廃炉委の活動

2-1. 分科会の活動

廃炉委の活動は、主に分科会にて実施している。個別検討課題に取り組む分科会の活動を以下にまとめる。

①**リスク評価分科会**・・・廃炉過程でのリスク要因の分析や評価法の確立のための手法を検討した。

②**廃炉リスク評価分科会**・・・廃炉の過程でのリスクの分析方法や工法への反映を検討した。

③**建屋の構造性能検討分科会**・・・事故に遭った建屋の健全性を確認した。経年による劣化を考慮した健全性を検討する。

④**ロボット分科会**・・・高放射線場であり、かつ手探りの狭隘部での構造物の分解取出しおよび燃料デブリ取り出しの工法に適用するロボット技術を検討する。

⑤**事故提言・課題フォロー分科会**・・・燃料の破損過程などの未解決の技術課題の研究に結び付けるための解明事項をまとめた。今後の取り出し時の調査に役立てる。

⑥**廃棄物検討分科会**・・・福島第一サイトの「目指すサイトの姿」をいくつか想定し、そのための廃炉の過程で排出される多量の放射性廃棄物の量と処分法の検討を行う。

⑦**強度基準検討分科会**・・・事故炉の構造物の構造強度の基準の在り方を検討する。

2-2. ワークショップの活動

廃炉委では、深い議論を行い実効的な成果をあげるべく、非公開での自由な議論を進めている。2018 年以来以下のテーマで「ワークショップ」を開催し、深い議論を行い課題への対応の提案に反映した。

第 1 回　1F 廃炉－廃炉の論点と対応

第 2 回　廃止措置（1F は“廃炉”という）と管理目標

第 3 回　廃炉での“廃棄物の取り扱い”について

第 4 回　事故炉の廃炉における放射性廃棄物・放射線の閉じ込めのためのバウンダリの考え方について

第 5 回　廃炉での“廃棄物の取り扱い”について（その２）

第 6 回　外部ハザードにどこまで対応すべきか

第 7 回　ロボットの信頼性をどのように考えるか

第 8 回　IAEA の活動と汚染処理水対応
第 9 回　燃料デブリに関連する保障措置
第 10 回 クリアランスレベルの考え方

2-3. 国際会議の開催

福島第一原子力発電所の廃炉に係る国際研究者会議 FDR2019 を 2019 年 5 月 24-26 日@ J ビレッジで開催した。40 年にも及ぶとされる福島第一の廃炉について、国内外の技術者や研究者が最新の研究成果などを報告する国際会議である。JAEA の協力と各学会、JSME のロボ･メカ部門、JSME の動エネ部門、と AESJ からの多くのボランティアの支援で運営された。この会議は、日本機械学会（JSME）と日本原子力学会（AESJ）が共同で開催した初めての福島第一の廃炉に関する国際会議であり、欧米の各国から技術者や研究者など多くが参加した。これから廃炉の本格的な作業に取り組む段階に入る計画であり、難しい技術開発も最終段階に入るとともに、新たな研究にも着手される。本国際会議は先進的な一歩となるであろう。新型コロナウイルス感染症の影響により、次回は、2022 年を予定している。

2-4. 残された課題

福島第一の廃炉は、通常炉の廃炉、廃止措置とは大きく異なる。技術的課題は様々にある。放射線の強い環境で残存する燃料や燃料デブリを取り出すことは容易ではない。極めて長期に渡る事業となることが予想される。まず、①長期に渡る事業の目標と責任を明確にした取り組みが必要である。その上で、②エンドステートをどのようにするのか、③それに向かうロードマップとその管理の仕組みを作り、④大量の放射性物質の取り扱いをどのような指標、リスク管理で行うのか、といった明らかにしなければならない課題が残されている。これらを地域社会のかかわり、国内の扱い、国際社会との連携を考えて、どのように取り組むのか、容易に解決しない難しい課題もある。

学会は、これらの課題解決に向けて、これからも積極的に取り組んで行かなければならない。

3. おわりに

廃炉委は、毎年、春に公開のシンポジウムを開催し、廃炉の状況や課題、その解決策の提案などを社会に解説し、廃炉作業への理解の一助となることを目指している。

公開の報告書、シンポジウムでの使用資料など、全ては以下の URL で公開しており、参照願いたい。

また、本企画セッション講演資料は、セッション開催前に以下 URL に掲載予定である。

原子力学会廃炉委員会　HP　https://www.aesj.net/aesj_fukushima/fukushima-decommissioning

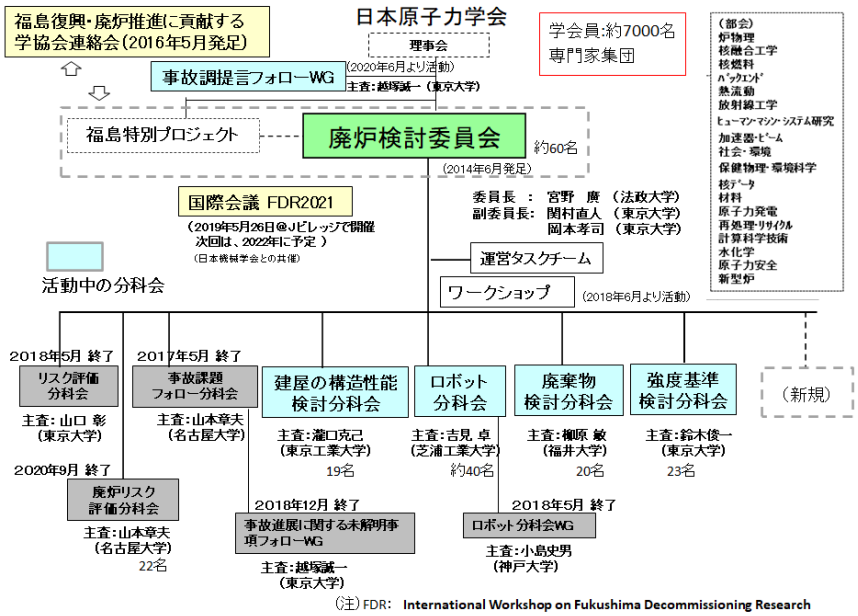


図 1　廃炉検討委員会の体制

*Hiroshi Miyano[1]

[1]Chair.of 1F Decommissioning Committee AESJ

2021年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

廃炉作業 10 年　福島第一の廃炉の今　課題はなにか

Decade of Fukushima Daiichi NPS decommissioning. What are the challenges of the future?

（2）福島第一における廃炉・汚染水対策の現状と課題

(2) Fukushima Daiichi Decontamination and Decommissioning: Current Status and Challenges

*小野　明[1]

[1]東京電力ホールディングス　福島第一廃炉推進カンパニー

1. はじめに

本講演では、事故後 10 年が経過した福島第一原子力発電所における廃炉・汚染水対策の現状と今後の課題について説明する。

まず廃炉をどのような全体計画の下、進めているか述べたい。東京電力ホールディングスは、国により 2011 年 12 月に取り纏められた「東京電力（株）福島第一原子力発電所 1～4 号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」（以下「中長期ロードマップ」）に基づき廃炉作業を進めている。このロードマップにおける第 1 期とは、使用済燃料の取り出しを開始するまでの期間、第 2 期とは、溶け落ちた燃料デブリの取り出しを開始するまでの期間と定義されている。最後の第 3 期は、廃炉が完了するまでの長い期間になるが、2019 年 12 月に改訂された中長期ロードマップで、第 3 期の最初の 10 年間を新たに 3-1 期と位置づけた。この期間は、より本格的な廃炉作業、つまりデブリ取り出し作業を着実に実施するために、燃料の取り出し、汚染水対策など複数の工程を計画的に進める時期と定義している。そして、それぞれの分野における主なマイルストーンも定めている。

これを踏まえ、当社は 2020 年の 3 月にこれらのマイルストーン及び原子力規制委員会のリスクマップに掲げられた目標を達成するための主要なプロセスを作って公表した。「廃炉中長期実行プラン 2020」と呼ばれるものである。今後は毎年、改訂を実施し、例えば次回は 2021 年 3 月に「廃炉中長期実行プラン 2021」を公表する予定である。

「廃炉中長期実行プラン」により当社は今後の廃炉作業を、将来を見据えながらより計画的に進めることが可能となる。一方、地域の方々からみると、今後の廃炉作業を具体的に把握し、廃炉事業に参入する際の検討を行うことができる。福島第一の廃炉を通じて福島の復興にいかに貢献できるかが鍵であり、「復興と廃炉の両立」の大原則の下、東京電力ホールディングスは、引き続き廃炉・汚染水対策に責任を持って取り組んでいく。

2. 汚染水対策

汚染水は、原子炉内に注入された冷却水が燃料デブリに触れることで発生する。そして、この汚染水と建屋内に流入する地下水と雨水が混ざり合うことで、新たな汚染水が発生し続けている。これに対処するため、東京電力は、①汚染源を取り除く、②汚染源に水を近づけない、③汚染水を漏らさない、の 3 つの基本方針に基づき対応を進めてきた。

これらの対策は既に成果を上げつつあり、現在は、

- ②の主要対策である地下水や雨水の原子炉建屋等への流入抑制を更に徹底すること
- 汚染水を①により多核種除去設備等で処理した後の処理水の処分
- 原子炉建屋やタービン建屋等に残っている汚染水の除去を更なるリスク低減の観点から進めていくこと（建屋滞留水の処理）

の 3 点が主な課題となっている。

2-1. 地下水・雨水の流入抑制

フェーシング、サブドレーン、陸側遮水壁(凍土壁)など、地下水の流入を抑制するための従来からの対策に

加えて、最近は雨水が建屋内に流入することを防ぐための対策も強化している。例えば、3 号機タービン建屋は水素爆発により大きな損傷部があり、雨が降ると 3 号機タービン建屋全域に降った雨が、この損傷部を通じて建屋内部に入り込み汚染水を増やしていた。この箇所に雨水カバーを設置する工事を 2020 年 8 月に完了している。

これらの重層的な対策により、1 日当たり汚染水発生量は対策前の約 540m^3/日（2014 年 5 月）に対し、対策後は 140m^3/日程度（2020 年 1 ～12 月）まで低減し、中長期ロードマップに掲げている目標を達成した。

2-2. 多核種除去設備等処理水への対応

前述の通り 1 日当たり汚染水発生量は大きく低減した。しかし、依然として雨水、地下水が流入し汚染水が発生し続けていることも事実である。そのため汚染水を多核種除去設備等で処理した後の水を保管するタンクは増え続け、その貯蔵量は 1 月 21 日現在で約 124 万m^{3}に達している。

処理水の今後の取り扱いについては、国の小委員会が 2016 年以降 17 回にわたって議論を行い、2020 年の 2 月に報告書をまとめた。同報告書では、「技術的には、実績のある水蒸気放出及び海洋放出が現実的な選択肢であり、より確実なのは海洋放出」との提言が行われた。

東京電力としては、小委員会報告書及び 2020 年 4 月から開催された「関係者の御意見を伺う場」でのご意見も踏まえて、今後、国から基本的な方針が示されると認識しており、それを踏まえ、丁寧なプロセスを踏みながら適切に対応する。

なお、二次処理時の多核種除去設備の性能を確認するため、2020 年 9 月と 10 月にトリチウムを除く告示濃度比総和が 100 以上のタンク群の中から、高い濃度のタンク群（J1-C 群）、低い濃度のタンク群（J1-G 群）を選択し、それぞれ 1000m^{3}ずつ確認試験を実施した。62 核種に C-14 を合わせた告示濃度比総和が、前者は 2,406→0.35、後者は 387→0.22 といずれも二次処理後に 1 未満となることを確認した。

2-3. 建屋内滞留水の処理

放射性物質の濃度が高い汚染水は原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋等に滞留しているが、津波発生時等の漏えいリスクを念頭にその除去を進めてきた。2017 年 3 月には他の建屋に先駆けて、1 号機のタービン建屋の滞留水を除去することに成功した。その後も作業を継続し、1～4 号機のタービン建屋、廃棄物処理建屋、4 号機原子炉建屋について建屋内滞留水の水位を低下させ、中長期ロードマップに掲げられた滞留水処理の目標を達成したことを 2020 年 12 月に確認した。

当初、プロセス主建屋、高温焼却炉建屋についても、2020 年中の滞留水処理完了を目指していたが、最近行われた建屋内調査で高線量源が見つかったため対応方針を変更した。これらの建屋は事故後、高濃度汚染水をセシウム吸着装置（キュリオン、サリー）で処理する前の貯水槽として用いられているが、調査の結果、放射性物質を吸着するためのゼオライト土嚢が地下階に設置されており、この土嚢が高い放射能を有していることが判明した。このまま建屋から水を除去すると、滞留水による遮蔽がなくなり、屋内が高線量化する等のリスクがあるため、現在、それへの対応策を検討している。

3. 使用済燃料プールからの燃料取り出し

福島第一の廃炉においても、一般の原子力発電所同様、まず初めに燃料の取り出しを行うことになるが、通常炉と異なって、水素爆発とメルトダウンの影響が取り出しに向けての準備の大きな妨げになっている。使用済燃料プールからの燃料の取り出しは、オペレーティングフロア（以下、「オペフロ」）における①瓦礫撤去（水素爆発のなかった 2 号機を除く）、②除染・遮へい、③燃料取扱設備の設置、④燃料取り出し、⑤構内の共用プール等での保管の順に実施している。

2014 年 12 月に取り出しが完了した 4 号機を別として、燃料の溶融を起こした 1～3 号機のオペフロはいずれも線量が高く、作業員の被ばくには特に留意する必要があることから、これらの作業はほとんどを遠隔操作で実施する。

3-1. 1 号機の取り出し準備状況

オペフロ北側の瓦礫撤去に 2018 年 1 月着手し、既に完了している。一方、使用済燃料プールのある南側では、燃料交換機、天井クレーン、更に崩落屋根の鉄骨やスラブというように、瓦礫が山のようにうず高く積

み重なって使用済燃料プールを覆っている。これらの撤去に際して、鉄骨やスラブ等が使用済燃料プールへ落下したりダストが舞い上がったりするリスクを可能な限り低減するため、瓦礫落下防止・緩和対策として使用済燃料プールのゲートへのカバー設置、使用済燃料プール上への養生設置、燃料交換機・天井クレーンを下部から支える支保材の設置等を最近実施した。今後、大型カバーを設置し、その中でオペフロ上の瓦礫の撤去を行い、2027～2028 年度頃を目標に取り出しを開始する。

3-2. 2 号機の取り出し準備状況

2 号機では 2020 年 6 月には、水中 ROV で使用済燃料プール内の燃料等の状態を確認し、燃料取り出しに支障となる新たな課題がないことを確認した。現在、原子炉建屋南側に構台を設置する作業を進めており、今後、建屋南側側面に開口部を設けて、この構台からオペフロにアクセスし、2024～2026 年度頃に取り出しを開始する。

3-3. 3 号機の取り出し状況

3 号機については、2019 年 4 月に燃料取り出しを開始した。途中、ケーブル等のトラブルにより取り出し作業がストップした時期があったものの、2021 年 1 月 30 日現現在、566 体中 524 体の燃料集合体を取り出し済みである。小瓦礫撤去などの関連作業を間欠的に実施している他、ハンドル変形燃料についても新規掴み具の開発、適用により対応し、2021 年 3 月末に計画通り取り出しを完了する予定である。

3-4. 関連作業（1・2 号機共用排気筒の解体）

1、2 号機共用排気筒は、震災後の点検で一部の部材の損傷を確認した。評価上、大規模な地震が起こっても倒壊しないことを確認しているが、耐震上の裕度を向上させるため、1、2 号機の燃料取り出し開始に先立ち、120m の高さの排気筒を半分程度の高さまで解体することとした。

2019 年 8 月から地元企業による解体工事を開始し 2020 年 5 月に一連の作業を終了した。

なお、解体作業は遠隔操作で実施したが、この技術を開発し解体を行ったのは、福島の浜通りを拠点とする地元の企業である。

4. 燃料デブリ取り出しに向けて

福島第一 1～3 号機における燃料デブリの取出しは、これまでに経験したことのない取り組みとなる。取り出し作業は、①原子炉格納容器内部調査、②燃料デブリ取り出し、③保管というステップで進めていくが、極めて高線量の環境下での作業となるため、ほとんどの作業を遠隔で実施することになる。

4-1. 格納容器内部調査と燃料デブリ分布状況の推定

取出し方法を決定し具体的な取出し機器の開発を進めるためには、まずその位置や性状を把握する必要があり、これまでに格納容器内部の状況をロボット等の遠隔調査機器、ミュオン透過法などにより調査している。燃料デブリの分布の状況は、以上のような調査の結果や事故進展解析結果等から下記のとおり推定している。

1 号機：燃料デブリの大部分が格納容器底部に存在

2 号機：圧力容器底部に多くが残存し格納容器底部にも一定の量が存在

3 号機： 1 号機と 2 号機の中間

4-2. 取り出し初号機の決定と装置開発

この中で取り出し初号機に決まったのは 2 号機である。他号機に比べて現場の線量が低いことや内部調査により、より多くの情報が得られていること、燃料取り出し作業との干渉がないこと等が主な理由である。

最初に行う取り出しは試験的な取り出しと位置付けており、その際に用いる装置は、英国で開発されている。モックアップ施設での試験・訓練を経て、実運用に移行する予定である。長さ最大約 22m のロボットアーム を用いて格納容器内にアクセスする計画であり、伸ばしてもたわまないように高強度のステンレス鋼となっている。また、先端部に金ブラシや真空容器型回収装置をとりつけ、粉状の燃料デブリを回収する予定である。

なお、2021 年内の取り出し開始を目指していたが、英国内の新型コロナ感染拡大の影響でこれらの装置の開発が遅れている。工程遅延を 1 年程度に留められるよう引き続き安全最優先で取り組んでいきたい。

4-3. 1 号機内部調査の準備状況

1 号機については、次期調査として、潜水機能付ボート型調査装置による格納容器内ペデスタル（台座）外の堆積物分布等の調査を計画している。この調査装置は、直径 25cm、長さ 1m の大型のものとなる。調査装置を投入するため、「X－2」ペネと呼ばれる貫通孔をアクセスルートとして、装置を内部へガイドするためのパイプを設置、これを通して格納容器内に投入する計画としている。現在は、アクセスルート構築のために格納容器内の干渉物の切断を実施中しているところであるが、最近、配管等、新規の干渉物を確認したことから、今後、カメラを投入してルートを確認した後、その結果に基づいて具体的な切断作業を再開する予定である。

潜水機能付ボート型調査装置を用いて調査する際には、カメラ撮影、堆積物の 3 次元形状や厚さの測定、更に少量のサンプリング等、調査目的に応じた 5 種類の調査装置を用いることとしている。

4-4. 取り出し規模の拡大

2 号機における試験的取り出し後は、取り出し方法の検証や確認を行った上で、同じ機構の装置を用い、段階的に取り出し規模を拡大していく。中長期的には 1、3 号機においても取り出しを開始し、取り出し規模を拡大予していく予定である。

1 号機、3 号機における取り出しに当たっては、1・2 号機排気筒残置部や 3・4 号機排気筒等の撤去を行い、デブリ取り出しに必要な設備の設置を行っていく。加えて、1、3 号機は 2 号機と比較して作業現場の線量が高いことから、遠隔操作で汚染した配管の撤去や除染を行い、線量を低減することを検討している。

また、これらと並行して取り出し・保管設備の設計、製作も順次進めていく。

5. 放射性固体廃棄物の管理

固体廃棄物については、「保管管理計画」において、向こう 10 年間に発生する物量の予測を行った上で、必要な減容処理施設や保管施設を導入する計画を立案している。ただし、発生する物量の予測は今後の廃炉作業等の進展状況等により変動するため、毎年、見直しを行い、計画を更新している。

2020 年 7 月に発表した計画では瓦礫等は 10 年間で約 78 万m^3発生することを見込んでいる。これらを線量や形態により分類の上、例えば、伐採木や使用済保護衣は焼却、また金属物は切断や破砕をするなどして最終的に 26 万 m^3まで減容し、これらを各貯蔵庫に保管することを計画している

減容処理設備のうち、既に雑固体廃棄物焼却設備が 2016 年 3 月に運開し使用済保護衣類の焼却処理を行っている。また、可燃性瓦礫類（木材、梱包材･紙）等の処分を目的とした増設雑固体廃棄物焼却設備についても 2020 年度中の竣工を目指し、建設が進んでいる。2020 年 11 月の火入れ式後、系統試験、コールド試験、ホット試験を経て 2021 年 3 月に竣工する予定である。加えて、金属、コンクリートを減容するための設備の設置を、2022 年度内竣工を目途に進めているところである。

こうした方策により、現在、屋外に仮置きしています廃棄物は 2028 年度内に固体廃棄物貯蔵庫内への保管に移行していく。

また、汚染水処理により発生した水処理二次廃棄物も固体廃棄物としての管理が必要である。これらについても、今後、屋内保管への移行を進める方針である。吸着塔類等を保管する予定の大型廃棄物保管庫は 2021 年度運用開始を目指し、2020 年 6 月より本体工事を実施している。

※当原稿は 2021 年 1 月時点のものである

なお、本講演資料は、セッション開始前に以下 URL に掲載予定である。

原子力学会廃炉委員会　HP　https://www.aesj.net/aesj_fukushima/fukushima-decommissioning

*Akira Ono[1]

[1] Tokyo Electric Power Company Holdings

2021年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

廃炉作業 10 年　福島第一の廃炉の今　課題はなにか

Decade of Fukushima Daiichi NPS decommissioning. What are the challenges of the future?

（3）廃炉技術の研究開発の進捗：成果と課題

(3) The Progress of R&D for Decommissioning Technologies: Achievements and Challenges

*野田　耕一[1]

[1]日本原子力研究開発機構

東京電力ホールディングス㈱福島第一原子力発電所（以下、1F）の事故から 10 年が経過した。1F の廃炉は世界がまだ経験したことがない困難な取組みであり、当初から廃炉作業とともに各種研究開発、技術開発が必要であるとされ、実際に、国を始め各機関においてそのための取組みも行われてきた。これまでの 1F 廃炉技術の研究開発の取組みと主な成果を踏まえ、研究開発の進捗と廃炉への貢献について概説するとともに、今後取り組むべき課題について紹介する。

1. 研究開発の体制とこれまでの取組み

1-1. 研究開発体制の整備

1F廃炉に関する取組みについては、2011年12月に「東京電力ホールディングス㈱福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」（以下、「中長期ロードマップ」）が政府の「原子力災害対策本部政府・東京電力中長期対策会議」において決定され、以降、継続的な見直しが行われつつ、この「中長期ロードマップ」に基づき進められている。現在は、2019年12月に政府の「廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議」で決定された第5回改訂版に基づき廃炉が進められている。1Fの廃止措置の主な作業は、汚染水対策、使用済み燃料プールからの燃料取り出し、燃料デブリの取り出し、原子炉施設の解体、放射性廃棄物の処理・処分であり、それぞれに研究開発が必要な技術課題が多数存在する。「中長期ロードマップ」の決定と同時に、これらの技術課題に必要な研究開発をまとめた「研究開発計画」も決定されており、当初から、廃止措置に合わせて研究開発を進めていくこととされていた。

2013年3月には、遠隔操作機器・装置等の開発実証施設（モックアップ施設）及び放射性物質の分析・研究施設の整備を行うことが政府の「東京電力福島第一原子力発電所廃炉対策推進会議」で決定された。これらの施設は、日本原子力研究開発機構（以下JAEA）を中心として、政府機関、産業界の協力の下、整備することとなった。この決定に基づき、JAEAは楢葉遠隔技術開発センター（モックアップ試験施設；2016年4月運用開始）（通称「NARREC」）及び、現在建設中の大熊分析・研究センター（放射性物質分析・研究施設；2018年3月施設管理棟運用開始）を整備している。

また、2013年8月には、1Fの廃炉に必要な技術開発を直接的に担うメーカーや研究機関からなる技術研究組合国際廃炉研究開発機構（以下、IRID）が設立された。IRIDには、プラントメーカー（日立GEニュークリア・エナジー、東芝エネルギーシステムズ、三菱重工業、アトックス）、電力会社（東京電力、中部電力、他）、国立研究開発法人（JAEA、産業総合研究所）が参画し、格納容器内部調査用のロボット開発、デブリ取り出しマニピュレータ開発、廃棄物の分析・評価、廃棄体化技術開発等、数多くの1Fの廃炉に直結する技術開発に取り組んできているところである。

こうした体制整備と合わせて、経済産業省は、1F廃炉の現場で使われる技術の研究開発を行うため、廃炉・汚染水対策事業を2013年度から開始した。

1-2. 基礎・基盤研究体制の整備

一方、1Fの廃炉は極めて技術的難易度の高い試みであり、国内外の英知を結集し、産学官一体となって、先端技術開発と人材育成に関する取り組みを推進する必要性も指摘された。これを踏まえ、2014年6月に文部科学省が「東京電力㈱福島第一原子力発電所の廃止措置等研究開発の加速プラン」（以下、「加速プラン」）を策定した。

本プランを踏まえて、JAEA は 2015 年 4 月に廃炉国際共同研究センター（2020 年 4 月に福島環境安全センターと統合して、廃炉環境国際共同研究センターに改組）（以下、CLADS）を組織し、IRID 組合員としての技術開発のみならず、大学や国内外の機関と連携しつつ廃炉に必要な基礎・基盤研究として、「燃料デブリの性状把握」、「炉内状況の解明」、「放射性廃棄物の処理・処分」、「遠隔技術開発」を進めている。

また、本プランに基づき文部科学省では、2015年度から「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」（以下、「英知事業」）を開始した。本事業では、国内外の英知を結集し、国内の原子力分野のみならず様々な分野の知見や経験を、機関や分野の壁を越え、国際共同研究も含めて緊密に融合・連携させることにより、原子力の課題解決に資する基礎的・基盤的研究や産学が連携した人材育成の取り組みが推進されてきた。2018 年度の新規採択課題から「英知事業」の実施主体を文部科学省からJAEAに移行させ、JAEAとアカデミアとの連携を強化し、廃炉に資する中長期的な研究開発・人材育成をより安定的かつ継続的に実施する体制を構築することとなった。

1-3. 現在の研究開発体制

1F廃炉は「中長期ロードマップ」でも30～40年と長期にわたるプロジェクトとされており、研究開発についても、「中長期ロードマップ」に基づき戦略的に進めていく必要がある。そのため、原子力損害賠償・廃炉等支援機構（以下、NDF）が2014年8月に改組・設立され、中長期的な視点から廃炉を適正かつ着実に進めるための技術的な検討を行うこととされた。これを踏まえ、NDFは毎年度「東京電力ホールディングス㈱福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン」を策定し、公表している。この中で研究開発の体制について、研究拠点整備も含め下記のように述べている。現在は、研究開発はこの体制で進められてきている。

- 国内外の大学やJAEA等の研究機関による基礎・基盤研究や応用研究、並びにIRID、海外企業、東京電力等による実用化研究、現場実証が、産学官の多様な主体により実施。
- これらの研究開発を推進するため、政府は、応用研究、実用化研究及び現場実証のうち難度の高いものは「廃炉・汚染水対策事業」により、基礎・基盤研究に係るものは「英知事業」により支援しており、東京電力においても現場適用に直結した研究開発に取り組む。
- NDF において、関係機関をメンバーとして研究開発のニーズとシーズの情報共有、廃炉作業のニーズを踏まえた研究開発の調整、研究開発・人材育成に係る協力促進等の諸課題について検討する「廃炉研究開発連携会議」を設置。
- 研究開発を進めるに当たっては、JAEAの楢葉遠隔技術開発センター、大熊分析・研究センター、廃炉環境国際共同研究センターも活用し、国際的な視点を含めた廃炉研究開発拠点を整備していくことが重要。

1-4. JAEAにおける研究開発の取組み

JAEAは、前述したように、「加速プラン」に基づき、大学や国内外の機関と連携し、世界の英知を結集して、1Fの廃炉に向けた研究開発と人材育成に関する取り組みを推進している。その研究開発拠点として2017年4月には福島県富岡町に、国際共同研究棟の運用を開始した。CLADSは、NARREC、大熊分析・研究センターや茨城地区にあるJAEAの各施設、さらには国や福島県、東京電力、国際機関、国内外の大学、研究機関、企業との研究連携を進めている。

国内外の英知を結集する場として、定期的に「福島リサーチカンファレンス（FRC）」を開催し、国内外の研究者との交流や情報共有等を行っている。国内外の廃炉研究の強化を図るために海外からの研究者を招聘するとともに、OECD/NEAや海外の研究機関との国際協力等を実施し、廃炉に必要な研究分野について、外部の研究者や専門家を交えたワーキンググループ等の活動を行っている。

また、CLADS 及び「英知事業」における「廃止措置等基盤研究・人材育成プログラム」採択事業者の共同運営による廃炉に向けた基礎・基盤研究の推進協議体として、「廃炉基盤研究プラットフォーム」を整備し、多様な分野の研究者個人の独自性やアイデアを尊重しつつ、NDFが示した戦略的かつ優先的に取り組むべき6つの重要研究開発課題（αダスト等飛散微粒子挙動や燃料デブリ経年変化プロセスの解明等）について検討を深めてきている。さらに、東京電力が直面する廃炉現場における課題や研究ニーズの把握、研究の進め方等の議論を踏まえ、汚染水対策から廃棄物の処理・処分まで含めた廃炉全体を俯瞰し、研究開発のニーズとシーズを整理した「基礎・基盤研究の全体マップ」を公表し、更新を行っている。

現在の「英知事業」の公募に当たっては、NDFが示した６つの重要研究開発課題も含め、「基礎・基盤研究の全体マップ」を研究ニーズとして活用している。

2. 研究開発成果

2-1. 1F 廃炉のための実用化研究（遠隔技術開発の例）

1F 廃炉の現場で使われる技術の実用化研究は、経済産業省で予算化された「廃炉・汚染水対策事業」において実施されている。その実施者は多岐にわたるが、多くの事業が IRID において取り組まれてきた。IRID における研究開発は、①燃料デブリ取り出しに係る研究開発、②放射性廃棄物の処理・処分に係る研究開発が中心であり、①では、格納容器内部調査技術開発、デブリ取り出し装置の開発、事故進展解析、ミュオンを用いたデブリ検知技術開発などが行われた。特に、ロボット等の遠隔技術開発では、格納容器内部の画像やデータが入手されるなど様々な成果が出ている。

PCV 内の状況は各号機毎に異なることから、各号機の状況・調査内容に即した内部調査用ロボットが開発されてきた。

1 号機の PCV 内は、水位が高い状態にあることから水中での調査機能が求められる。2017 年には、形状変化型ロボット「PMORPH」による調査が行われ、ペデスタル外底面に堆積物が確認された。今後の調査では、「潜水機能付ボート型アクセス・調査装置」を用いて、堆積物の下に何があるかの解明が期待されている。

2 号機の PCV 内は 1 号機と異なり、気中での調査となる。2017 年、2018 年に開発された「クローラ型遠隔調査ロボット」や「釣りざお型調査装置」による調査結果により、圧力容器(RPV)ペデスタルの内側の画像情報が取得され、堆積物の接触調査も行われた。今後、「アーム型アクセス装置」による調査が計画されている。

3 号機の PCV 内は水位が高いことから、水中遊泳型ロボット「ミニ-マンボウ」が開発された。2017 年に実施された調査から、ペデスタル下部に溶融物が固化したと思われるものやグレーチング等の複数の落下物、堆積物他が確認された。

燃料デブリ取出しについては、「廃炉・汚染水対策事業」において、各技術シナリオの比較検討が行われ、気中横取り出しに軸足を置くとの NDF の提言、ひいては、「中長期ロードマップ」の改定に反映された。今後は、IRID で開発中の「アーム型アクセス装置」を用いて、2 号機の内部調査、最初の試験的取り出しを行い、その後段階的に取出し量を増やしていく予定である。さらに取り出し量を拡大するために、大型の装置を組み合わせた「アクセスレール・ロボットアーム組み合わせ工法」、「アクセストンネル工法」及び「搬送台車利用工法」を開発中である。

現在開発中の各ロボットや装置は、開発後にモックアップ試験等を実施し、性能を検証するとともに、捜査員の訓練等も実施する予定である。

2-2. JAEA における基礎・基盤研究開発の例（JAEA-Review-2020-023）

事故炉の廃炉技術の研究開発は、科学技術の最前線に位置している。例えば、炉内状況の把握には、わずかな量のサンプルから高度な分析技術を用いて最大限の情報を引き出すことが必要であり、また、耐放射線性の機器による遠隔での計測技術が不可欠である。このような技術課題への取組みとして、JAEA では 1-4 で述べた基礎・基盤研究開発を進めてきている。

「炉内状況の解明」では、原子炉圧力容器破損モード解析を行い、号機ごとの燃料デブリのペデスタルへの移行挙動の特徴をとりまとめるとともに、制御棒ブレード破損試験装置（LEISAN）等を用いて、金属系デブリ形成メカニズムと特性に係る試験データを取得し、炉内状況推定図を整備し、提供した。

「燃料デブリの性状把握」では、模擬燃料デブリを用いて、ウラン-ジルコニウム混合酸化物の機械的性質評価や、炭化ホウ素と燃料、被覆管との反応生成物の評価、Pu 含有模擬燃料デブリの融点測定等を実験室規模で試験するとともに、JAEAの原子力科学研究所で保管されていたTMI-2 の燃料デブリサンプルについて、改めて性状評価を行い、1F の燃料デブリの性状推定を進めた。また、燃料デブリ取出し、処理・処分、事故原因の究明等における課題、その課題を解決するための燃料デブリの分析条件について検討し、JAEAの報告書（JAEA-Review-2020-004）として公開した。公開にあたっては、外部有識者を含むタスクチ

ームにおいてレビューを受けた。

「放射性廃棄物の処理・処分」では、2-1 の IRID 事業②の一環として、瓦礫類や汚染水処理二次廃棄物中の放射性物質の分析を進め、得られたデータをデータベースとして公開した。このデータベースは、国際学会及び国内学会にてレビューを実施し、固体廃棄物の取扱い・管理の安全性の向上及び廃炉作業の効率化の検討に貢献している。

「遠隔技術開発」では、コンプトンカメラを用いて、1F サイト内に飛散・沈着した放射性物質を３次元的に可視化するための放射線イメージングシステムを開発し、1F サイト内作業現場の汚染個所を遠隔で検知し３次元的に可視化した。さらなる 1F 現場への適用に向けてレーザー光を活用した燃料デブリ等の遠隔その場スクリーニング分析技術を開発した。また、プラスチックシンチレーションファイバー（PSF）を用いた βγ 線弁別放射線モニターを開発し、すでに 1F サイトで設置、運用されている。

2-3.「英知事業」での取り組みについて

2015 年度から開始された「英知事業」では、具体的には、「戦略的原子力共同研究プログラム」、「廃炉加速化研究プロクラム」及び「廃止措置研究・人材育成等強化プログラム」が推進されてきた。主に、大学等のアカデミアを中心に事業が実施されてきている。

「戦略的原子力共同研究プログラム」では、原子力利用の安全性向上、放射線影響などの基礎・基盤研究に係る 20 課題が採択された。「廃炉加速化研究プロクラム」では、燃料デブリ取出しや廃棄物を含めた環境対策に関する研究として 22 課題が採択された。

また、「廃止措置研究・人材育成等強化プログラム」では 7 課題が採択され、「遠隔操作技術及び核種分析技術を基盤とする俯瞰的廃止措置人材育成（東京大学)」、「廃止措置のための格納容器・建屋等信頼性維持と廃棄物処理・処分に関する基盤研究および中核人材育成プログラム（東北大学)」などが実施された。

その後、「英知事業」実施体制が見直され、2018 年度の新規採択課題からその実施主体が原子力機構に移行された。これにより、原子力機構とアカデミアとの連携を強化し、廃炉に資する中長期的な研究開発・人材育成をより安定的かつ継続的に実施する体制を構築するとともに、事業全体の管理を行う PD(Project Director) に山名 NDF 理事長が着任し、ステアリングコミッティに廃炉関係者が参加するなど、1 F 廃炉と「英知事業」との連携がより強化されることとなった。従来のプログラムは、「共通基盤型原子力研究プログラム」、「課題解決型廃炉研究プログラム」、「研究人材育成型廃炉研究プログラム」及び「国際協力型廃炉研究プログラム」の４つに再編され、2018 年度からこれまでに計 48 課題が採択され、現在、いずれも実施中である。

3. 研究開発体制の強化と今後の課題への取組み

3-1. 研究開発体制の強化

1F事故から2021年3月で10年が経過し、これまでの間、廃炉のための様々な対応等が行われてきたが、「野戦病院」とも称された1F現場の状況はかなり安定してきたといえる。一方、今後は、燃料デブリの取り出し、廃棄物の処理・処分など、より難易度の高い課題に取り組んでいく必要がある。また、集中ラド建屋での高線量のゼオライト対応など、新たな課題も出てきている。このため、中長期的な戦略に基づき、関係者がより連携して取り組んでいく必要がある。

東京電力においても、プロジェクト管理体制を構築し、研究開発も含めた事業管理体制の強化を図ったところである。

このことから、「廃炉・汚染水対策事業」は、東京電力によるニーズや現場適用を見据えた研究開発との連携をより強化する必要があり、2020年度からNDFが「廃炉・汚染水対策事業」の事務局に参画することにより、プロジェクトの企画立案及び進捗管理の両方の機能を強化する体制に移行した。併せて、東京電力は、研究実施主体と共同での交付申請を行う等、現場適用者としての研究開発への関与が明確になった。NDFは、東京電力と情報交換や意見交換によるコミュニケーション強化を行いつつ、ともに現場のニーズや適用性を考慮した案件を企画するとともに、研究開発の目的や成果の達成目標時期に合致した開発となるよう、研究開発の進捗状況を管理していくこととしている。

3-2. 今後の研究開発体制

「中長期ロードマップ」では、2019 年 12 月の改訂において、初号機（2 号機）から試験的取り出しに着

手し、段階的に取り出し規模を拡大することが示され、燃料デブリ取り出し開始から 2031 年末までの期間を「第 3－①期」と定めた。特に、燃料デブリ取り出しは、その準備から取り出し、搬出・処理・保管等の作業を、現場における他の作業等と並行して進めることから、全体最適化を目指した総合的な計画とするとしつつも、取り出しを進めながら徐々に得られる新たな情報・知見や経験を踏まえ、不断の見直しを行うといった工程管理の重要性が示された。また、廃棄物対策については、2017 年 9 月に決定した「基本的考え方」に基づき、固体廃棄物の分析による性状把握等を進めることが示された。

東京電力は、「中長期ロードマップ」や原子力規制委員会のリスクマップに掲げられた目標を達成するため、廃炉全体の主要な作業プロセスを示す「廃炉中長期実行プラン」を作成した。本プランでは、例えば燃料デブリ取り出しでは、初号機の燃料デブリ取り出し開始の実現のための工程、段階的な取り出し規模の拡大（2号機）、燃料デブリの処理・処分方法の決定に向けた取り組み、取り出し規模の更なる拡大（1と3号機）に向けた取り組み方針が示されている。廃棄物対策では、今後の廃炉作業の進捗状況等を踏まえつつ、現在整備を進めている放射性物質分析・研究施設を活用し、固体廃棄物の処理・処分等の検討に必要な性状把握を進めることとしている。

さらに NDF と東京電力は、「中長期ロードマップ」と「廃炉中長期実行プラン」を踏まえ、燃料デブリの取り出し規模の更なる拡大の達成に向け必要な研究開発の抽出とその実施を適切に管理するため、研究開発の今後約 10 年間の研究開発の全体を俯瞰した「研究開発中長期計画」を示した。ここでは、燃料デブリ取り出しにおける各段階で現在想定される研究開発項目及び内容を東京電力の「廃炉中長期実行プラン」と紐づけた形で明らかにした。具体的には、燃料デブリの取り出し規模の更なる拡大に向けた技術課題として、燃料デブリの取り出し方法の開発、臨界管理技術等の安全システムの開発、デブリ飛散率や被ばく評価に係る安全評価技術の開発を挙げている。また、廃棄物対策のための技術課題として、固体廃棄物の性状把握の効率化、処理・処分概念の構築と安全評価手法の開発、保管・管理方法の検討・評価を挙げている。

「研究開発中長期計画」の実行及び更新に関しては、「英知事業」との連携を図っていくこととされ、「廃炉・汚染水対策事業」と「英知事業」との連携の強化も期待される。

一方、JAEA においても、東京電力が直面する廃炉現場における課題や研究ニーズの把握、研究の進め方等の議論を踏まえ、汚染水対策から廃棄物の処理・処分まで含めた廃炉全体を俯瞰し、研究開発のニーズとシーズを整理した「基礎・基盤研究の全体マップ」を公表し、更新を行っている。「英知事業」の実施に当たっては、当該「基礎・基盤研究の全体マップ」をベースとしており、「研究開発中長期計画」とも連携を図り、1F 廃炉の中長期的な技術的ニーズや工程に即した研究開発が適切に実施されることが期待される。

3-3. 今後の課題

今まで俯瞰してきたように、2011 年 12 月の最初の中長期ロードマップの策定の時から、1F 廃炉のための研究開発の体制整備が進められ、様々な関係機関が実施し様々な成果を上げてきている。1F 廃炉に直接適用することを目的とした「廃炉・汚染水対策事業」と、計測や分析といった基礎・基盤的な研究を目的とした「英知事業」の両方が車の両輪となり、国内メーカーだけでなく、大学や海外の研究機関との連携など、国内外の英知を結集して対応してきている。

しかしながら、今後は、デブリの取り出し、その分析、その結果を活用した炉内状況把握、事故進展の解明、瓦礫や水処理 2 次廃棄物などを含む放射性廃棄物の処理・処分など、より難易度の高い技術的課題への取り組みが必要となってくる。また、実施主体についても、海外の研究機関との連携がより必要になるとともに、福島県地元企業の活用も求められており、より多様なプレーヤーが参加することが想定される。このためにも、今後は、国、NDF、東京電力、JAEA がより緊密に連携し、中長期的な計画、目標をもとに、基礎・基盤研究から現場実装まで、適切に資源配分を行いながら技術をつなげていくことが求められる。

なお、本講演資料は、セッション開始前に以下 URL に掲載予定である。

原子力学会廃炉委員会　HP　https://www.aesj.net/aesj_fukushima/fukushima-decommissioning

*Koichi Noda[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

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[1], Kyohei Nakajima[1], Yoichi Tamagawa[1] (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[1], Yosuke Toh[1], Kosuke Tanabe[2] (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[1], Mitsuhiro Nogami[2], Chikara Ito[1], Keitaro Hitomi[2], Kenichi Watanabe[3] (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[1], Keitaro Hitomi[1], Chikara Ito[2], Kunimi Tsubakiyama[3], Kenichi Watanabe[3], Shigetaka Maeda[2] (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[1], Kunimi Tsubakiyama[1], Keitaro Hitomi[2], Mitsuhiro Nogami[2], Chikara Ito[3], Shigetaka Maeda[3] (1. Nagoya Univ., 2. Tohoku Univ., 3. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

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[1]，中島 恭平[1]，玉川 洋一[1]

[1]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β崩壊によって生じる反電子ニュートリノは逆β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γ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α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β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[1], Kyohei Nakajima[1] and Yoichi Tamagawa[1]

[1]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[1]，藤 暢輔[1]，田辺 鴻典[2]

[1]JAEA，[2]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。

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）

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。

*Masao Komeda[1], Yosuke Toh[1] and Kosuke Tanabe[2]

[1]JAEA, [2]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[1]，野上 光博[2]，伊藤 主税[1]，渡辺 賢一[3]，人見 啓太郎[2]

[1]JAEA，[2]東北大，[2]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が約 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（^{135}Xe : 249.8keV、^{138}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[1], Mitsuhiro Nogami[2], Chikara Ito[1], Kenichi Watanabe[3] and Hitomi Keitaro[2]

[1]JAEA, [2]Tohoku Univ., [3]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[1]，人見　啓太朗[1]，伊藤　主税[2]，椿山　邦見[3]，渡辺　賢一[3]，前田　茂貴[2]
[1]東北大，[2]JAEA，[3]名古屋大

TlBr 検出器はエネルギー分解能の向上や大体積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^3)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積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日よりも長時間である約 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。

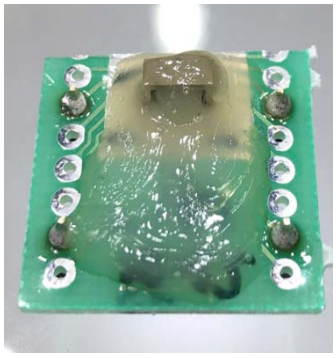


Fig.1 TlBr 検出器

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、^{137}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℃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℃)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。

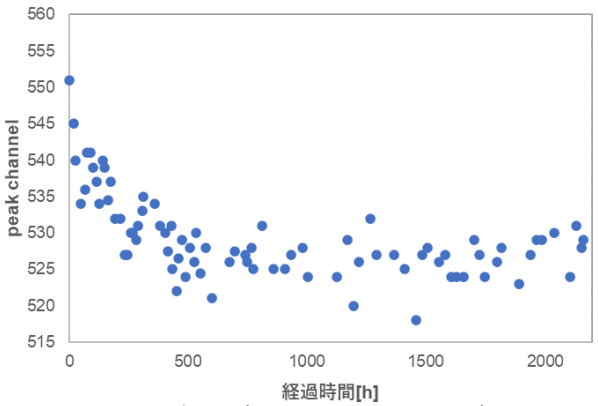


Fig.2 経過時間とピークチャンネル

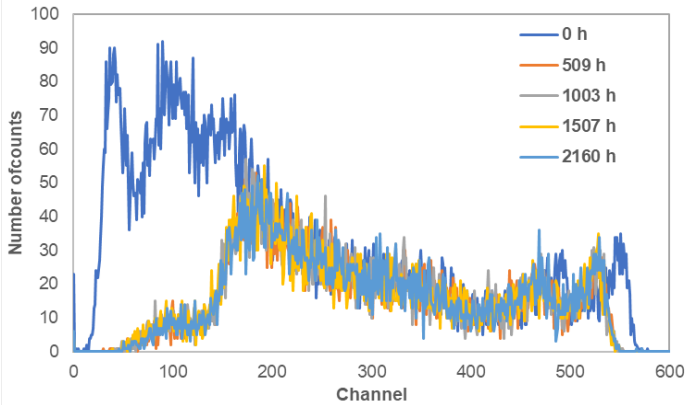


Fig.3 500 時間毎のスペクトル

謝辞　本研究は科研費（20H02670）の助成を受けたものです。

*Mitsuhiro Nogami[1], Keitaro Hitomi[1], Chikara Ito[2], Kunimi Tsubakiyama[3], Kenichi Watanabe[3] and Shigetaka Maeda[2]
[1]Tohoku Univ., [2]JAEA, [3]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[1]，椿山 邦見[1]，人見 啓太朗[2]，野上 光博[2]，伊藤 主税[3]，前田 茂貴[3]
[1]名古屋大，[2]東北大，[3]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。

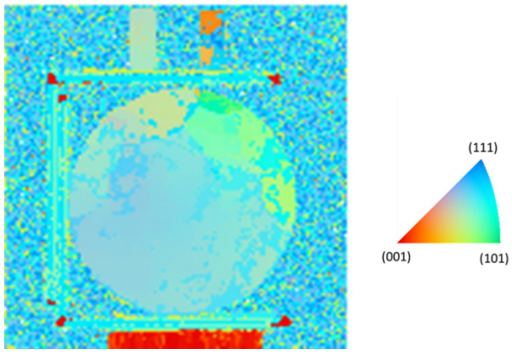


図 1　中性子ブラッグディップイメージングで取得した TlBr 結晶方位分布

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[1], Kunimi Tsubakiyama[1], Keitaro Hitomi[2], Mitsuhiro Nogami[2], Chikara Ito[3] and Shigetaka Maeda[3]
[1]Nagoya Univ., [2]Tohoku Univ., [3]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[1], *Motomu Ishii[1], Hiroaki Fujiyoshi[1], Yoshihiro Isobe[1], Kouzou Hattori[2], Takashi Suzuki[2], Shouji Sekiguchi[2], Susumu Miura[2] (1. NFI, 2. JNFL)
10:00 AM - 10:15 AM

[1E02] Development of nondestructive inspection for embedded hardware 3

Mitsuyuki Sagisaka[1], Takashi Matsunaga[1], *Ryota Ogawa[1], Yoshihiro Isobe[1], Kouzou Hattori[2], Takashi Suzuki[2], Shouji Sekiguchi[2], Susumu Miura[2] (1. NFI, 2. JNFL)
10:15 AM - 10:30 AM

[1E03] Study on Check Valve Diagnosis using AI

Ryota Ogawa[1], Takashi Matsunaga[1], *Yoshihiro Isobe[1] (1. NFI)
10:30 AM - 10:45 AM

[1E04] Advanced Computerization of Hammering Inspection 5

*Takashi Matsunaga[1], Ryota Ogawa[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Yoshihiro Isobe[1], Shinobu Yoshimura[2], Tomonori Yamada[2] (1. NFI, 2. UTokyo)
10:45 AM - 11:00 AM

[1E05] Advanced computerization of Hammering Inspection 5

Takashi Matsunaga[1], Ryota Ogawa[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], *Hiroaki Fujiyoshi[1], Yoshihiro Isobe[1], Jun Tomiyama[2], Shinobu Yoshimura[3], Tomonori Yamada[3] (1. NFI, 2. Univ. of the Ryukyus, 3. UTokyo)
11:00 AM - 11:15 AM

[1E06] Advanced Computerization of Hammering Inspection 5

Takashi Matsunaga[1], Ryota Ogawa[1], *Mitsuyuki Sagisaka[1], Hiroaki Fujiyoshi[1], Yoshihiro Isobe[1], Jun Tomiyama[2], Shinobu Yoshimura[3], Tomonori Yamada[3] (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[1], Keita Okuyama[1], Shunya Morita[2], Masahiro Watanabe[1], Yutaka Kokai[1], Daichi Kato[1] (1. Hitachi, 2. HGNE)
11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

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[1]，*石井 元武[1]，藤吉 宏彰[1]，礒部 仁博[1]，服部 功三[2]，鈴木　峻史[2]，関口 昭司[2]，三浦 進[2]
[1]原子燃料工業株式会社，[2]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[1]。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。

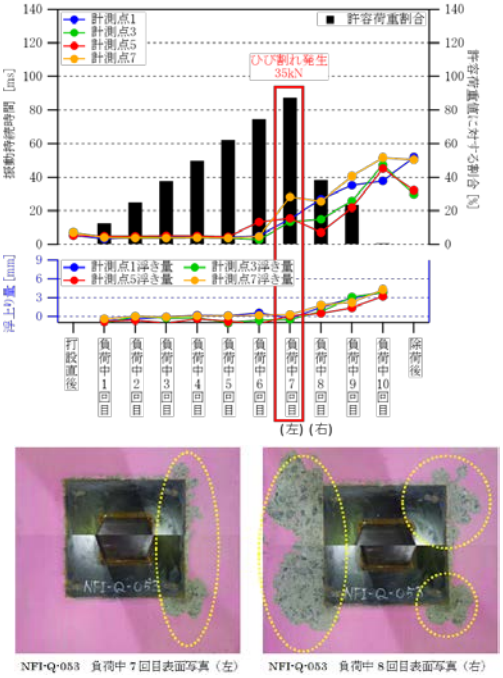


図 1 ジベル欠損モックアップの試験結果

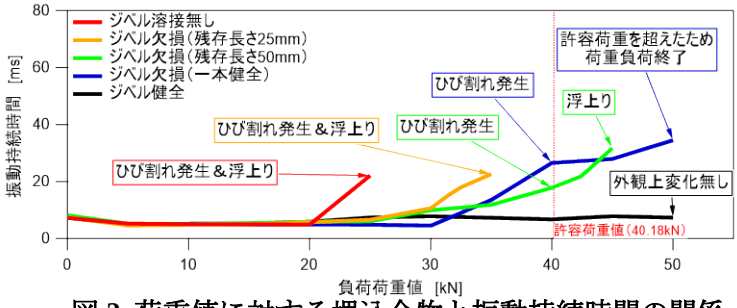


図 2 荷重値に対する埋込金物と振動持続時間の関係

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.

Ryota Ogawa[2], *Motomu Ishii[1], Hiroaki Fujiyoshi[1] and Yoshihiro Isobe[1], Kouzou Hattori[2], Takashi Suzuki[2], Shouji Sekiguchi[2] and Susumu Miura[2]
[1]Nuclear Fuel Industries, Ltd., [2]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[1]，松永 嵩[1]，*小川 良太[1]，礒部 仁博[1]，服部 功三[2]，鈴木 峻史[2]，関口 昭司[2]，三浦 進[2]
[1]原子燃料工業株式会社，[2]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 [1]。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－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－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。

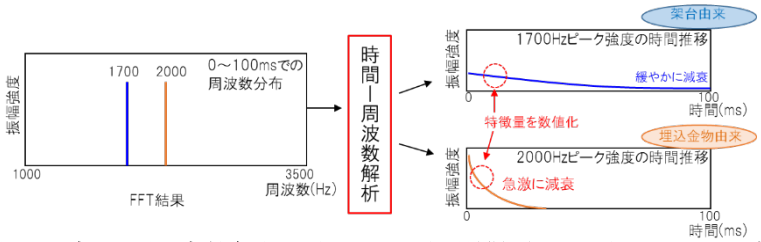


図 1 時間－周波数解析を用いた課題影響確認手法のイメージ

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、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。

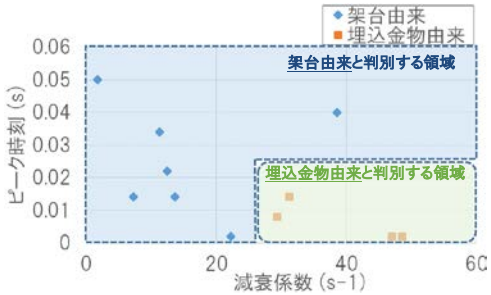


図 2 モックアップの判別マップ結果

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[1], Takashi Matsunaga[1], *Ryota Ogawa[1], Yoshihiro Isobe[1], Kouzou Hattori[2], Takashi Suzuki[2], Shouji Sekiguchi[2] and Susumu Miura[2]
[1]Nuclear Fuel Industries, Ltd., [2]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，*礒部 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、逆にリーク量が大き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。

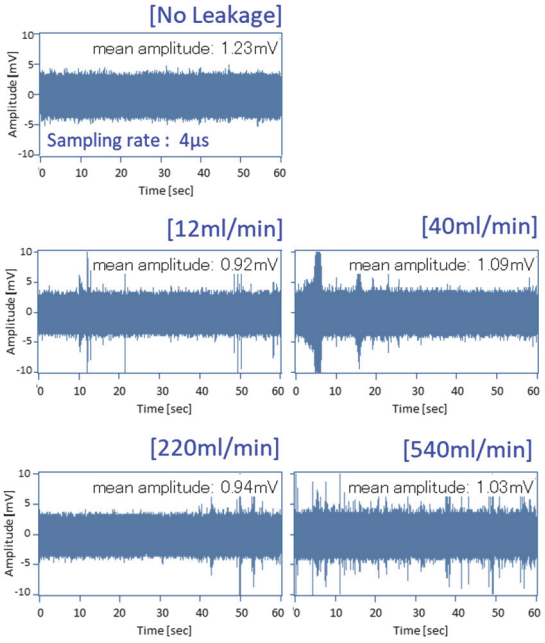


図 1　AE センサを用いた逆止弁振動計測の例

表 1　CNN の学習条件の例

層	フィルタ情報（個数、サイズ、ストライド）	出力形状
入力層	-	26224×1
畳込み層1	20, 20×20, 10	2622×20
畳込み層2	20, 20×20, 10	263×20
プーリング層1	-, 5×5, 5	52×20
全結合層1	-	1040
全結合層2	-	50
全結合層3	-	5

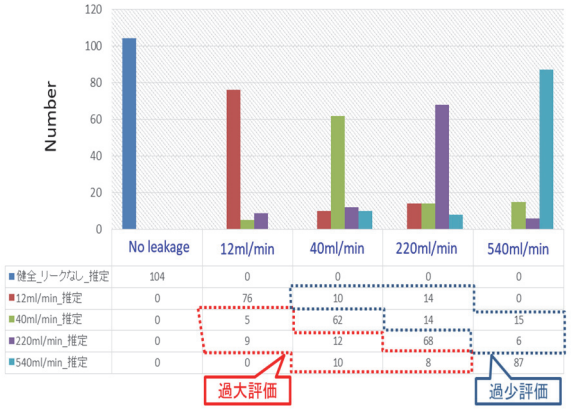


図 2　CNN による未学習データの検証結果の例

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，礒部仁博，“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[1]，小川 良太[1]，匂坂 充行[1]，礒部 仁博[1]，吉村 忍[2]，山田 知典[2]

[1]原子燃料工業株式会社，[2]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）。

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
畳込み層 1	32, 3×3, 1	9×9×32
畳込み層 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

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。

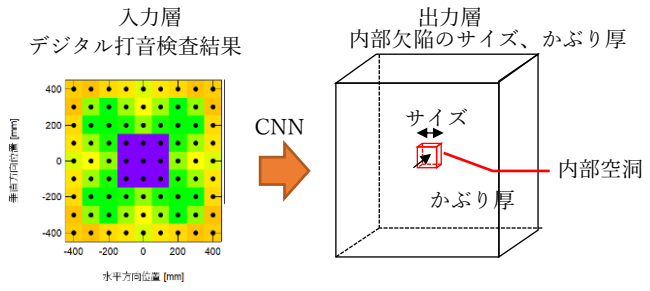


図 1　逆問題解析 AI（内部空洞）の概要

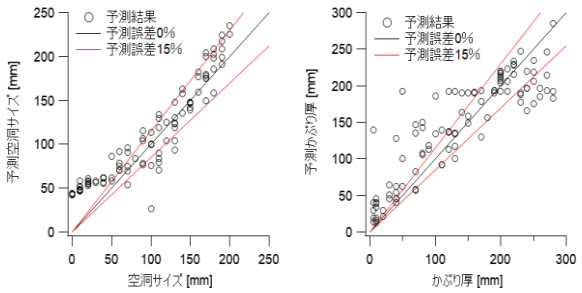


図 2　逆問題解析 AI の推定結果検証

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[1], Ryota Ogawa[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Yoshihiro Isobe[1], Shinobu Yoshimura[2], Tomonori Yamada[2]
[1]Nuclear Fuel Industries ltd., [2]The University of Tokyo

デジタル打音検査技術の高度情報化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[1]，小川 良太[1]，松永 嵩[1]，匂坂 充行[1]，礒部 仁博[1]，富山 潤[2]，吉村 忍[3]，山田 知典[3]
[1]原子燃料工業株式会社，[2]琉球大学，[3]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 [1]。

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^2 と一般的な耐久設計基準強度 24N/mm^2 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。

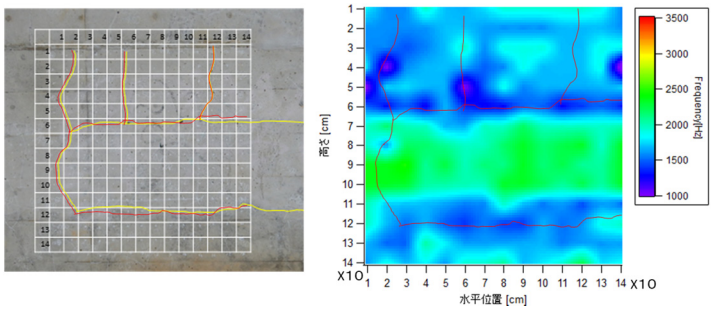


図 1　コンクリート構造物へのデジタル打音検査結果

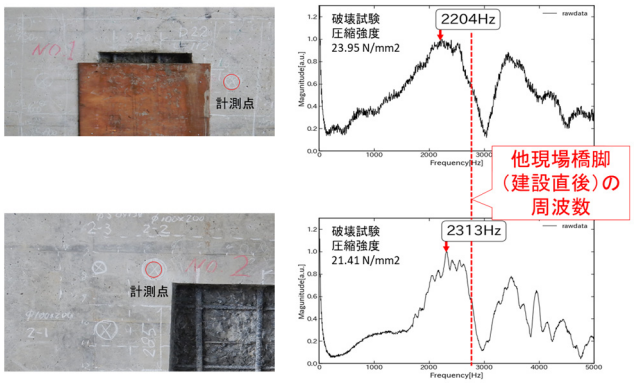


図 2　圧縮強度と評価ピーク周波数との関係

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[1], Ryota Ogawa[1], Takashi Matsunaga[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Yoshihiro Isobe[1], Jun Tomiyama[2], Shinobu Yoshimura[3], Tomonori Yamada[3]
[1]Nuclear Fuel Industries ltd., [2]University of the Ryukyus, [3]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[1]，小川 良太[1]，*匂坂 充行[1]，藤吉 宏彰[1]，礒部 仁博[1]，富山 潤[2]，吉村 忍[3]，山田 知典[3]
[1]原子燃料工業株式会社，[2]琉球大学，[3]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。

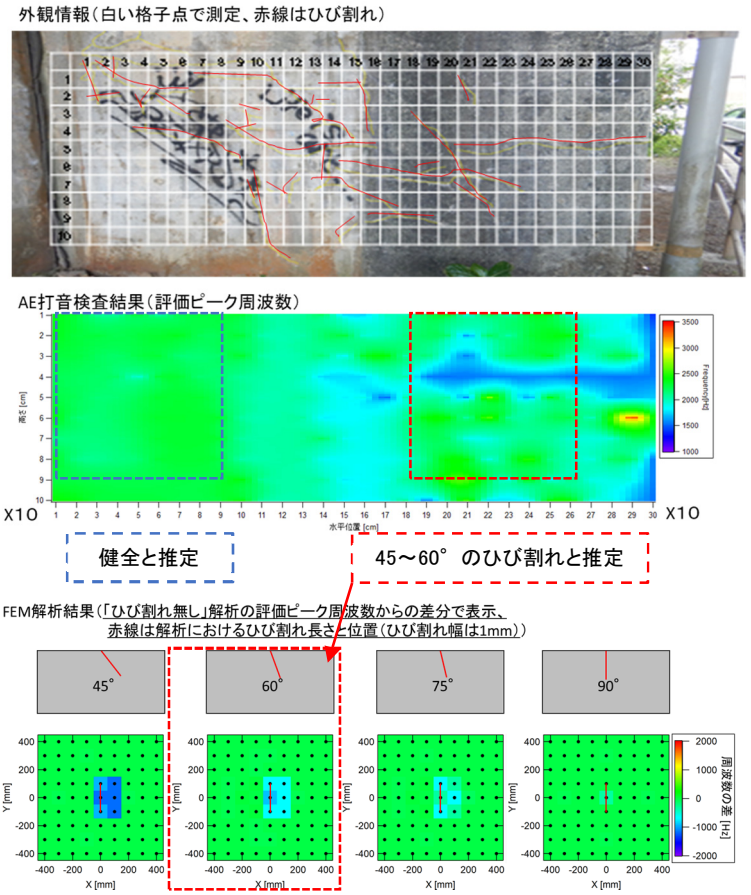


図 1　逆解析 AI モデルによる内部構造診断結果（例）

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[1], Ryota Ogawa[1], *Mitsuyuki Sagisaka[1], Yoshihiro Isobe[1], Jun Tomiyama[2], Shinobu Yoshimura[3] and Tomonori Yamada[3]
[1]Nuclear Fuel Industries, Ltd., [2]University of The Ryukyus, [3]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[1]，奥山　圭太[1]，加藤　大地[1]，小海　裕[1]，守田　俊也[2]，渡辺　雅浩[1]

[1] 日立，[2] 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_2 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える。

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。

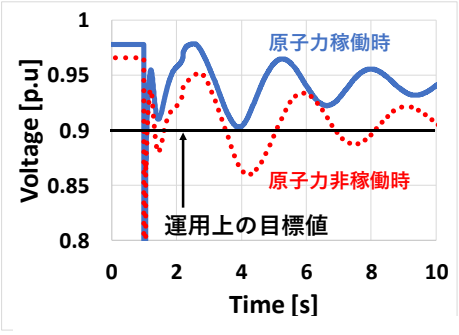


図1：事故点付近における変電所の電圧変化

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・恒冨邦彦・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[1], Keita Okuyama[1], Daichi Kato[1], Yutaka Kokai[1], Shunya Morita[2] and Masahiro Watanabe[1]

[1]Hitachi, [2]HGNE

General Meeting

[1E_GM] The 39th General Meeting of Operation and Power Division

Wed. Mar 17, 2021 12:10 PM - 12:50 PM Room E (Zoom room 5)

[1E_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Wed. Mar 17, 2021 12:10 PM - 12:50 PM Room E)

[1E_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

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

[1E_PL] Efforts to Risk Informed Plant Operation and Maintenance

Chair: Tadashi Watanabe (Univ. of Fukui)

Wed. Mar 17, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room E (Zoom room 5)

[1E_PL01] Research and Development for Risk Informed Plant Operation

*Tai Furuta[1] (1. CRIEPI)

[1E_PL02] Status of Risk Informed Approach in KEPCO

*Shinji Masumoto[1] (1. KEPCO)

[1E_PL03] Status of Risk Informed Approach in TEPCO

*Ryota Tomiyasu[1] (1. TEPCO HD)

©Atomic Energy Society of Japan

2021年春の年会

原子力発電部会セッション

プラント運営・保守管理へのリスク情報活用の取り組み
Efforts to Risk Informed Plant Operation and Maintenance

リスク情報活用 —技術開発と実機適用—

Research and Development for Risk Informed Plant Operation

*古田 泰[1], 喜多 利亘[1]
[1]（一財）電力中央研究所 原子力リスク研究センター

1. はじめに

原子力事業者は、福島第一原子力発電所事故後に策定された新規制基準に適合すべく多くの対策を実施するとともに、事故に対する反省から、さらなる安全性向上を目指した自主的な安全対策も検討、実施している。その中で、原子力発電所の安全性に対するリスクを継続的に管理、抑制するために、リスクマネジメントの枠組みの必要性を認識した。そこで事業者は、リスク情報を活用した意思決定（以下「RIDM」）プロセスを、発電所のマネジメントに導入することとし、実現のための取り組み方針等を 2018 年 2 月「リスク情報活用の実現に向けた戦略プラン及びアクションプラン」に取りまとめた。2020 年 6 月には、その後の取り組み状況を踏まえ、同プランを改訂した。

電中研 NRRC（以下「NRRC」）は、事業者の安全性向上の取り組みに必要となる技術やノウハウを獲得するための研究開発拠点として 2014 年 10 月設置され、更に 2016 年 7 月には、「リスク情報活用推進チーム」を設置し、戦略プラン策定、および PRA パイロットプロジェクトの推進・水平展開などリスク情報の実機適用を促す取り組みを行っている。

2. 「リスク情報活用の実現に向けた戦略プラン及びアクションプラン」策定とリスク情報を活用した意思決定プロセスの導入

2-1. 「リスク情報活用の実現に向けた戦略プラン及びアクションプラン」の概要

戦略プランの目的は、強固なリスクマネジメントの仕組みの導入を実現し、原子力発電所の安全性を向上することである。RIDM を実行するマネジメントシステムは図 1 に示すとおり、「パフォーマンス監視・評価」「リスク評価」「意思決定・実施」の 3 つの主要な機能、これらの機能を支える「改善措置活動」「コンフィギュレーション管理」の 2 つのプログラムを含んでいる。

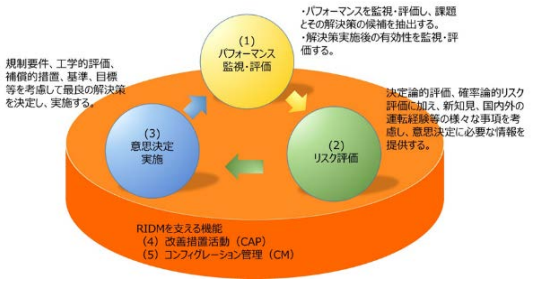


図 1 RIDM によるリスクマネジメントの概念図

戦略プランの実施は、2020 年 3 月末若しくはプラント再稼働までのフェーズ 1 、それ以降のフェーズ 2 に分けられる。RIDM プロセスを組織全体に定着させていくため、フェーズ 1 では、マネジメントの仕組みの整備等の RIDM プロセス導入のために必要な機能を整備し、フェーズ 2 では、フェーズ 1 で導入したマネジメントを実践し、原子力規制委員会が 2020 年度に導入した原子力規制検査において有効性を示しながら、その改善に引き続き取り組むこととした（図 2）。

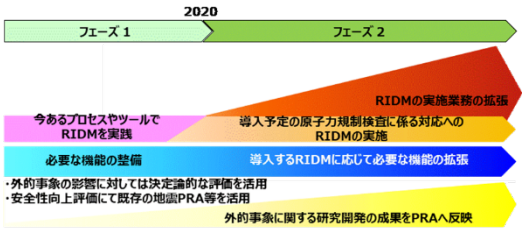


図 2 戦略プランの基本方針

2-2. フェーズ 1 アクションプランの成果及びフェーズ 2 アクションプランの取り組み

原子力事業者は、2020 年 3 月の断面でフェーズ 1 における取り組みを振り返り、RIDM 導入のための基盤整備が着実に進捗していることを確認し、フェーズ 2 における取り組みとして、継続的なプラントの安全性の維持・向上及び効果的かつ効率的な発電所運営を目標として、「RIDM のための技術基盤の活用及び改善」「研究開発の継続と成果の適用」「RIDM プロセスの適用範囲の拡大」を推進することとした。

NRRC は、上記事業者の取り組みを支援するため、研究ロードマップを策定し、事業者が実施している内的事象 PRA 高度化に対する専門家レビューによるサポート、RIDM 推進のための人材育成のサポート、外的事象の高度化も含むリスク評価技術の開発などにフェーズ 1 より取り組んでおり、フェーズ 2 においても継続的に実施していくこととしている。

3. 結語

NRRC は、事業者がアクションプランを着実に遂行するため必要となる技術開発等の支援を継続的に実施することにより発電所の安全性向上に寄与していく。

---

*Tai Furuta[1] and Toshinobu Kita[1]

[1]Nuclear Risk Research Center (NRRC), Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI)

2021年春の年会

原子力発電部会セッション

プラント運営・保守管理へのリスク情報活用の取り組み
Efforts to Risk Informed Plant Operation and Maintenance

関西電力におけるリスク情報活用の状況について

Status of Risk Informed Approach in KEPCO

*桝本 晋嗣[1]
[1]関西電力株式会社　原子力事業本部

1. はじめに

現在、原子力発電所のプラント運営・保守管理への活動に対してリスク情報を活用する取り組みにより、規制の枠に留まることなく、発電所の安全性向上に向けた活動を実施している[1]。本稿では、当社における具体的なリスク情報活用の状況を紹介する。

2. 当社におけるリスク情報活用の取り組み事例

2-1. CAP（是正処置プログラム）

CAP の判断基準として、リスク情報として PRA 結果（炉心損傷頻度の増分（⊿CDF）等）を安全上の影響度「高」に分類すべき事象の判断基準の一つに取り込み、発電所で気付いた様々な問題（CR：コンディションレポート）を安全上の影響度高・中・低の３段階に分類し、影響度に応じた是正処置を講ずることとしている。

2-2. 停止時安全管理

発電所の定期検査工程作成時に停止時 PRA 結果を活用し、高浜 3,4 号機および大飯 3,4 号機の定期検査において、原子炉停止直後の炉心に燃料がある状態において実施するミッドループ運転について、保有水量を増加させ、またその時間を短縮することにより、リスクの低減を行っている。

2-3. 手順変更プロセス

重大事故等対処設備（SA 設備）を考慮した PRA モデルが整備された高浜 3,4 号機および大飯 3,4 号機を対象に運転手順や緊急時対応の手順変更前に PRA による手順変更のリスク評価を実施する仕組みを構築し、運用を開始している。

2-4. 定期点検時の待機除外時間の実績管理

高浜 3,4 号機および大飯 3,4 号機の PRA に待機除外時間が定められている機器(非常用ディーゼル発電機、ECCS ポンプ等）の定期試験について、待機除外時間を実績管理する仕組みを構築し、運用を開始している。

2-5. 追加安全対策の抽出

高浜 3,4 号機および大飯 3,4 号機の安全性向上評価において、PRA から得られるリスク情報を分析し、追加安全対策案の検討を実施し、RCP シャットダウンシールを導入することとした。

2-6. 安全系ポンプの性能確認

美浜 3 号機および高浜 1,2 号機の安全系ポンプの性能確認として、安全上重要な機器であるタービン動補助給水ポンプ（TD-AFWP）の性能確認について、プラント起動時に工夫して実施することで建設時からの懸念を解消すべく、現在、詳細計画を検討しているところである。

3. 結論

当社はリスク情報を活用し強化すべき改善点を把握するとともに、有限な資源を有効に活用することにより、規制の枠に留まることなく原子力発電所の安全性を向上させ、継続的な改善活動を実施していく。

参考文献

[1] 原子力発電の安全性向上のためのリスク情報の活用について, 原子力発電事業者 11 社, 2020 年 6 月 19 日

*Shinji Masumoto[1]
[1]The Kansai Electric Power Co., Inc. , Nuclear Power Division

2021年春の年会

原子力発電部会セッション

プラント運営・保守管理へのリスク情報活用の取り組み
Efforts to Risk Informed Plant Operation and Maintenance

東京電力におけるリスク情報活用の状況について

Status of Risk Informed Approach in TEPCO

*富安亮太[1]，平出真之[1]，滝口剛司[1]，竹内雅憲[1]，水野聡史[1]，田邊恵三[1]，石崎泰央[1]
[1]東京電力ホールディングス株式会社

1. はじめに

確率論的リスク評価(PRA)から得られる知見などのリスク情報を分析することで、プラントの脆弱性(リスク)を把握し、随時、その脆弱性を補うための対策を講じていくことは、発電所の安全性の維持・向上を図る上で重要な取り組みである。また、2020 年 4 月から原子力規制検査が施行され、この検査制度においては、リスクインフォームド、パフォーマンスベースの検査が実施されている。事業者においては、自主的に発電所のパフォーマンスを維持・向上させていくことが重要である。

これらの観点から、発電所の運営・保守管理におけるリスク情報活用の重要性をあらためて認識し、当社においても、発電所のリスクマネジメントにおいて、リスク情報を活用した意思決定(RIDM)の導入を促進している。本稿では、当社の柏崎刈羽原子力発電所におけるリスク情報活用の事例を紹介する。

2. 東京電力 HD におけるリスク情報活用例

当社は、従来から定検工程の計画時に PRA を用いて、定検期間中の炉心損傷頻度(CDF)を評価し、CDF が大きく上昇する期間が確認された場合は、その期間の CDF を低減するよう計画を見直すなど、プラントの運営・保守管理に PRA の知見を活用し、安全性の向上に努めてきた。また、PRA モデルの高度化にも取り組んでおり、柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉の内的事象運転時レベル 1PRA については、より精緻な評価が可能となった(2020 年 7 月モデル高度化完了)。

現在は、これらの PRA モデルから得られる重要度解析の結果を、発電所の運営・保守管理に反映し、更なる安全性の向上を図る取り組みを進めている。

2-1.設備ガード対象の見直し

当社では、安全上重要な設備を誤接触等による故障や劣化から保護することを目的として、設備ガード(物理的または視覚的防護による設備の保護）の対策を実施している。当該対策の対象設備について、PRA から得られる知見を活用し、見直しを実施した。従来は、保安規定において運転上の制限が定められている設備等を対象としていたが、これに PRA のリスク増加価値(RAW)が高い設備(故障時に CDF を大きく上昇させ得る設備)を追加することとした。これにより、保安規定の運転上の制限の有無という観点だけでなく、炉心損傷リスクの観点も踏まえ、設備ガードの対象設備が最適化でき、プラントの安全性の向上につながる。

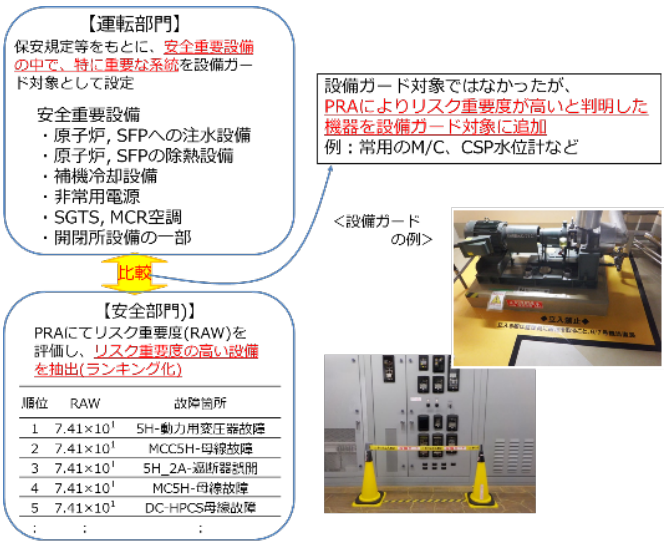


図 1：設備ガードの検討のイメージ

2-2.予備品の確保等によるリスク低減策の実行

設備の保守管理という観点では、安全上重要な設備の予備品確保の検討に際し、有効にリスクを低減する確保のあり方について、リスク情報を活用した検討を実施している。

具体的には、安全部門において、PRA の結果から、故障時に大きく CDF を上昇させる設備と故障モードを特定した。PRA 上の故障モードは様々な故障事例をグループ化し、一般化の上、データベースとして活用できるようにしたものに基づいて設定されているため、特定した故障モードを、保全部門において、過去の故障実績や劣化メカニズム等の運転経験と照らし合わせ、実機において起こりやすい故障との紐づけを実施した。これにより、機能喪失時のリスク上昇幅の高い設備の故障モードとして、実機で想定すべき故障や劣化のパターンを特定した。この故障や劣化のパターンに対し、復旧方法や復旧に必要な時間を検討し、許容時間内の復旧が困難と想定される設備を予備品確保等の対策が必要な設備として選定し、事前の対策を検討している（例えば、部品の調達に時間がかかるが、現在、予備品が配備されてないものについては追加で配備するなど)。本検討により、リスクが高い設備が故障した際にも、当該設備の速やかな復旧によるリスク低減に期待している。

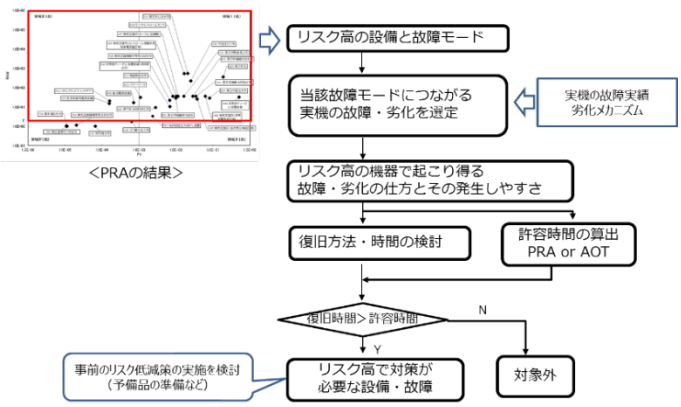


図 2：検討フロー

2-3.定検工程管理におけるリスクの事前検討の実施

定検工程の計画・作成においても、当社では、更なるリスク情報の活用を促進している。工程計画段階において、運転、保全、安全の各部門が集まり、保全部門が作成した工程案に、潜在するリスクを抽出し、それに対してどのようにリスクを低減するかを検討している。当該検討において、安全部門からは、工程案の CDF やリスク重要度(RAW,FV)の評価結果を提示し、機能喪失により CDF が大きく上昇するため保護を推奨する系統・設備や、信頼性の向上が CDF の低減に大きく寄与するため巡視点検などの強化を推奨する系統・設備の情報等を提供している。この取り組みにより、部門間で、事前にリスクを共通認識とでき、また、運転、保全部門でリスクの低減策を検討・実施した上での工事作業が実施できることから、安全性の向上につながると共に、検討を通じた発電所員のリスク感度向上にもつながると期待している。

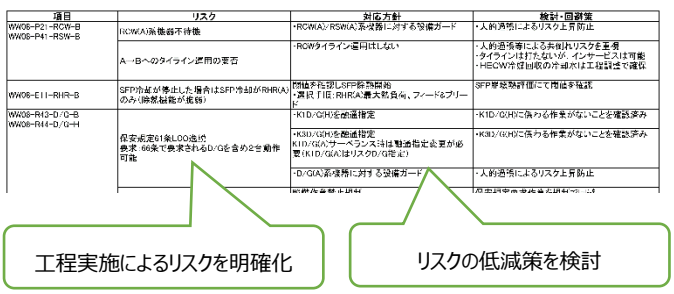


図 3：リスク検討の実施事項のイメージ

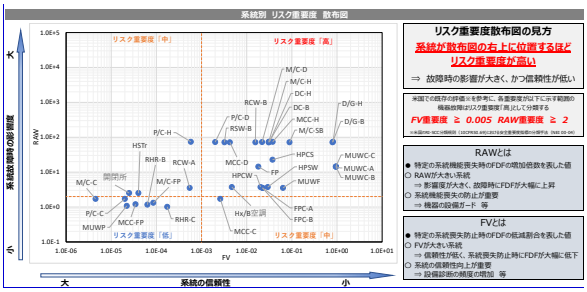


図 4：リスク重要度レポートの抜粋例

3. まとめ

当社は、発電所の更なる安全性向上を目指し、リスク情報の活用を進めている。今後も、運転員のパトロールの視点に PRA などから得られる知見を反映し、運転管理で培った視点にリスクの観点を加えたより効果的なパトロール方法を検討するなど、リスク情報活用の更なる拡充を進め、発電所の更なる安全性向上に寄与していく。

*Ryota Tomiyasu[1], Masayuki Hiraide[1], Takashi Takiguchi[1], Masanori Takeuchi[1], Satoshi Mizuno[1], Keizo Tanabe[1], Yasuo Ishizaki[1]
[1]Tokyo Electric Power Company Holdings, inc.

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[1], Keita Okuyama[1], Michiaki Kurosaki[2], Eisuke Wakabayashi[2], Tomoyasu Inoue[2], Junta Yamada[2], Yusuke Shimizu[2], Shonosuke Yukita[3], Shigehiko Kaneko[4] (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[1], Michiaki Kurosaki[1], Eisuke Wakabayashi[1], Tomoyasu Inoue[1], Shirou Takahashi[2], Keita Okuyama[2], Shonosuke Yukita[3] (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[1], NORIHIDE TOHYAMA[1], HIDETOSHI SAITO[1], TADASHI IIJIMA[1], TAKAHISA FUNABIKI[1], HIROYUKI NOJI[1], KEI IRISAWA[1] (1. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

3:15 PM - 3:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

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[1]，奥山 圭太[1]，黒崎 通明[2]，若林 英祐[2]，井上 智靖[2]，山田 諄太[2]，清水 雄亮[2]，
行田 将之佑[3]，金子 成彦[4]，　　[1]日立，[2]日立 GE，[3]日立産業制御ソリューションズ，[4]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を評価でき、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。

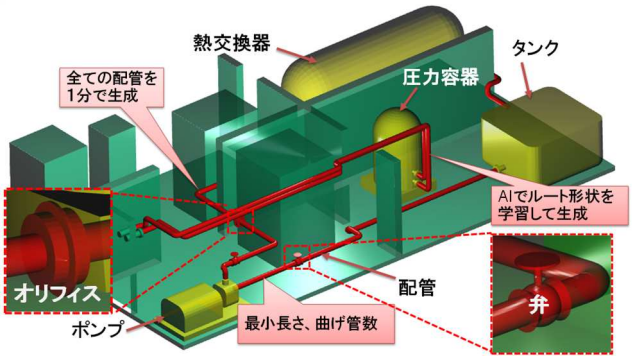


図 1　AI を用いた自動設計の例

*Shiro Takahashi[1], Keita Okuyama[1], Michiaki Kurosaki[2], Eisuke Wakabayashi[2], Tomoyasu Inoue[2], Junta Yamada[2], Yusuke Shimizu[2], Shonosuke Yukita[3] and Shigehiko Kaneko[4]　　[1]Hitachi, [2]Hitachi-GE, [3]Hi-ICS, [4]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[1]，黒﨑 通明[1]，若林 英祐[1]，井上 智靖[1]， 高橋 志郎[2]，奥山 圭太[2]，行田 将之佑[3]
[1]日立 GE，[2]日立，[3]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．

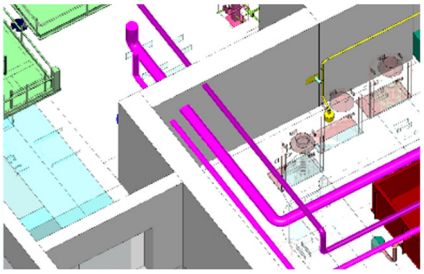


図１ 壁周りの配管の自動設計例

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．

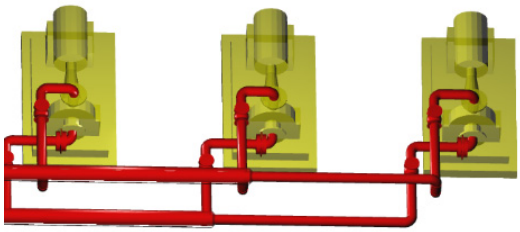


図２ ポンプ周りの配管の自動設計例

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．

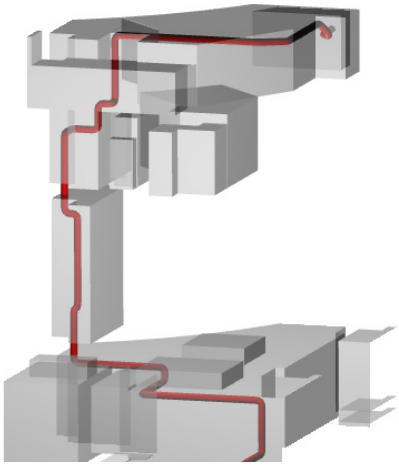


図３ 高線量区域の自動設計例

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[1], Michiaki Kurosaki[1], Eisuke Wakabayashi[1], Tomoyasu Inoue[1], Shiro Takahashi[2], Keita Okuyama[2] ,Shonosuke Yukita[3]
[1] HGNE, [2] Hitachi, [3]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[1]，遠山 典秀[1]，齋藤 英俊[1]，飯島 唯司[1]，船曳 一央[1]，能地 宏行[1]，入澤 啓[1]
[1]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，閂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）扉を固定する閂
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，閂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。

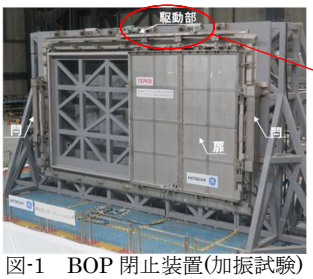


図-1　BOP 閉止装置(加振試験)

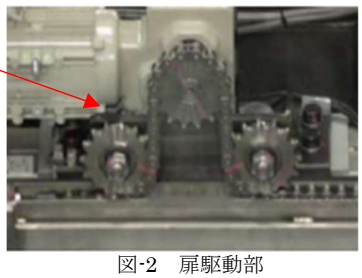


図-2　扉駆動部

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閂にギャップがあり，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^{2}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）

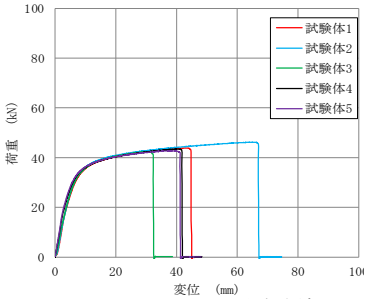


図-3　チェーン引張試験結果

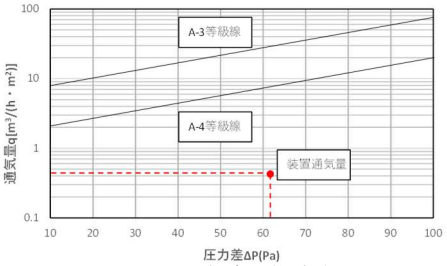


図-4　気密性能試験

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[1], Norihide Tohyama[1], Hidetoshi Saito[1], Tadashi Iijima[1], Takahisa Funabiki[1], Hiroyuki Noji[1], Kei Irisawa[1],
[1]Hitachi-GE Nuclear Energy,Ltd.

General Meeting

[1G_GM] The 44th General Meeting of Social and Environmental Division

Wed. Mar 17, 2021 12:10 PM - 12:50 PM Room G (Zoom room 7)

[1G_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Wed. Mar 17, 2021 12:10 PM - 12:50 PM Room G)

[1G_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Board and Committee | Ethics Committee

[1G_PL] Nuclear Power Useful for the Society

Nuclear Academic Society's Code of Ethics and Behavior

Chair: Tomohito Nakano (TOSHIBA ESS)

Wed. Mar 17, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room G (Zoom room 7)

[1G_PL01] Significance in this Session

*Kyoko Oba[1] (1. JAEA)

[1G_PL02] Pursuit of Nuclear Technology Useful for the Society: understanding the AESJ's Code of Conduct, Article 2

*Tomoki Ohashi[1] (1. Miyagi Gakuin Women's Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

2021年春の年会

倫理委員会セッション

社会に役立つ原子力であるために　～原子力学会の倫理規程と実際の行動～

Nuclear Power Useful for the Society: Nuclear Academic Society's Code of Ethics and Behavior

（1）本企画セッションの意義 ～倫理規程改定における論点～

(1) Significance in this Session:　Major Issues in the Revision of Code of Ethics

*大場 恭子[1]

[1]JAEA

1. 本セッション開催の趣旨

日本原子力学会は，学会としての基本的な理念を示した「行動指針」と，学会員の心構えと言行の規範とである「倫理規程」を定めている。そして，これらはいずれも東京電力福島第一原発事故（以下，1F 事故）を踏まえ，2014 年に改定を行った。さらに，倫理規程は，2021 年にさらなる改定を予定している。

本セッションでは，1F 事故後の学会の行動指針および倫理規程の改定の背景に改めて注目するとともに，現在の学会あるいは学会員の活動を現在の「行動指針」および「倫理規程」に照らし合わせ，実践できているのか，いないのか。今後どのような活動が求められるかに，率直な議論をしたい。

2. 行動指針と倫理規程

2-1. 行動指針

原子力学会の行動指針は，学会設立 50 周年を迎えるにあたって 2007 年 12 月に制定された。日本原子力学会の理念、ビジョン，日本原子力学会の社会に対するつとめ，原子力学会による会員活動への支援の 3 つのカテゴリーによる計 15 条から成っている。

その後，1F 事故および学会の定款の改定を受け，行動指針も改定され，現在に至っている。現在の行動指針は，学会としての基本的な理念を示すことを目的にしつつ，コンパクトにすると同時に，定款と重複する具体的な事業内容は省いたものとなった。

1. 信頼醸成への貢献
   1.1 弛まず安全性の向上を追求する。
   1.2 より高い倫理観を醸成する。
   1.3 公平公正を旨とし、透明性を維持する。
   1.4 国民・地域社会から信頼される技術情報源となるよう努める。
2. 社会に役立つ原子力技術の追求
   2.1 広く国内外の知見・経験に学び、学術および技術の向上を主導する。
   2.2 研究開発成果の活用と普及を進め、地球環境の保全、人類社会の持続的 発展に寄与する。
   2.3 次世代の研究者・技術者を育成・支援し、技術の継承を図る。
3. 国際的な活動
   3.1 原子力平和利用の豊富な実績と、原子力事故の当事国となった経験に基 づき、世界の原子力技術とその安全性の向上に貢献する。
   3.2 我が国の原子力平和利用と核セキュリティに対する国際的信頼の向上 に努める。

2-2. 倫理規程

1998 年の使用済み燃料輸送容器データ改ざん等の問題を受け，学会員の心構えと言行の規範として 2001 年に制定された。「前文」「憲章」「行動の手引」の 3 部構成は，6 回の改定を経た現在も変わっていない。

1F 事故後は，事故そのものを受けての改定（たとえば，「規制適合が目的化することへの戒め（2－8)」、「技術成熟の過信への戒め（2－9)」）だけでなく，組織文化を重視し，組織の責任を明確にした。

以下に，現在の倫理規程の憲章のみを掲載する。

1.（行動原理）

会員は，人類の生存の質の向上および地球環境の保全に貢献することを責務と認識し，行動する。

2.（公衆優先原則・持続性原則）
会員は，公衆の安全をすべてに優先させて原子力および放射線の平和利用の発展に積極的に取り組む。

3.（真実性原則）
会員は，最新の知見を積極的に追究するとともに，常に事実を尊重し，自らの意思をもって判断し行動する。

4.（誠実性原則・正直性原則）
会員は，法令や社会の規範を遵守し，自らの業務を誠実に遂行するとともに，社会に対する説明責任を果たし，社会の信頼を得るように努める。

5.（専門性原則）
会員は，原子力の専門家として誇りを持ち，携わる技術の影響を深く認識して研鑽に励む。また，その成果を積極的に社会に発信し，かつ交流して技術の発展に努めるとともに，人材の育成と活性化に取り組む。

6.（有能性原則）
会員は，原子力が総合的な技術を要することを常に意識し，自らの専門能力に対してその限界を謙虚に認識するとともに，自らの専門分野以外の分野についても理解を深め，常に協調の精神で臨む。

7.（組織文化の醸成）
会員は，所属する組織の個人が本倫理規程を尊重して行動できる組織文化の醸成に取り組む。

2-3. 倫理委員会における 1F 事故以降の倫理規程改定以外の活動

倫理委員会の任務は，倫理委員会規程第 2 条により，定められているが，1F 事故以降の主な活動としては，東日本大震災良好事例集の発行，年会・大会における企画セッションの実施，倫理研究会の実施が挙げられる。また，2019 年の学会誌（6 月号，7 月号）では，委員会活動の報告を掲載した。

3. 企画セッションに向けて

本セッションでは，1F 事故前から原子力産業にかかわられていらっしゃる産業心理学，安全人間工学（ヒューマンエラー予防，安全と安心）の専門家である大橋先生にご講演いただき，率直なご意見を伺うと同時に，そのご講演も踏まえながら，今後の原子力学会あるいは原子力学会のあるべき姿について，率直なディスカッションを展開したい。

---

*Kyoko Oba[1]

[1] Japan Atomic Energy Agency

2021年春の年会

倫理委員会セッション

社会に役立つ原子力であるために　～原子力学会の倫理規程と実際の行動～

Nuclear Power Useful for the Society: Nuclear Academic Society's Code of Ethics and Behavior

（2）"社会に役立つ原子力技術の追求（行動指針第 2 条）"とは

～1F 事故を踏まえて～

(2) Pursuit of Nuclear Technology Useful for the Society: understanding the AESJ's Code of Conduct, Article 2 -lessons learned from the 1F accident-

*大橋 智樹[1]

[1]宮城学院女子大学

1. 東日本大震災のこと

宮城県山元町立中浜小学校は、避難マニュアルに定められた避難場所では津波到達まで間に合わないと判断し、地域住民を合わせて約 90 人が校舎屋上に避難した。津波は屋上直前まで到達したが、かろうじて屋上を超えることはなく、全員無事だった。石巻市立雄勝小学校では、地域住民とともに約 150 人が校庭に避難していた。児童を引き取りに来た保護者から大規模な引き波を指摘された後にあらかじめマニュアルで定められていた山の神社へ避難。その後さらに山を登り、全員が助かった。石巻市立谷川小学校では、地域住民とともに約 70 人が校庭に避難していた。消防団員二人が海の様子を監視し、津波の予兆を確認したのちに、マニュアルに従って県道まで避難。その後さらに山を登り、全員が助かった。

一方、南三陸防災庁舎では、職員 53 人が庁舎屋上に避難したものの、屋上を超える津波で 43 人が死亡した。七十七銀行女川支店では、13 名の行員が屋上に避難したが、屋上を超える津波で 13 人全員が流され、12 人が死亡した。石巻市立大川小学校では、地域住民合わせて約 100 人を超える人々が、市職員が避難を呼びかけていた河川堤防に向かって避難を開始した直後に襲来した陸上遡上津波によってほぼ全員が死亡した。

東日本大震災では、このように生死が分かれた例は枚挙にいとまがない。原子力事業は、再稼働を本格化させるこの時期に、原子力関係者は、これらの事例から何を学ぶべきだろうか。

2. 生死を分けたものは何か？

生還と悲劇を分けたものは何か。生還事例は成功なのか。悲劇となった事例は失敗なのか。同じことは原子力事業にも当てはまる。福島第一は失敗事例で、福島第二、女川、東海第二は成功事例なのだろうか。結果はたしかに大きな差があった。しかし、結果には常に運がつきまとう。運良く何も起こらないこともあれば、運悪く犠牲が出ることもある。結果のみに基づいて技術を語るべきでないことは専門家ならば誰でも知っているはずだ。

3. たゆまぬ安全性の向上のために

たしかに、結果が重大であればあるほど社会は強く反応をするものだし、その責任を負う者は、社会の声に対応する責任がある。しかし、真に安全性の向上を目指すならば、事象の評価を結果の重大性のみに委ねてきた歴史からの脱却が必要だろう。技術的に言えば、たとえ結果が重大でも何一つ対策を変えなくて良いこともあるし、逆に、何事も起こらなくても対策をすべて見直す必要があるときがある。しかし、福島事故への対応はどうだっただろうか。過去のすべてを否定しなければ前に進めないと諦めていないか。

結果評価の代わりに採用すべきは、たとえば「プロセス評価」だろう。何がどうなっていたら良い状態と評価するのか、何がどうなっていたら悪いと評価するか、“物差しと基準”を明確にし、常にモニタリングし続けることによって、「結果が出る前の状態」の評価をし続ける。そして、これら一連の評価プロセスをステイクホルダーと共有し、広く意見を求めつつ、必要な改善を行う。それによって、結果のみによらない評価が可能になる。もちろん解はほかにもあるだろう。それを考えねばならない。

本学会の倫理規程、憲章、行動の手引きには、原子力に関わる者たちが行動に移されねばならないことがたくさん書かれている。たとえば 2 条「公衆の安全をすべてに優先させて」、行動原理「不断の努力とチャレンジ精神の醸成」「規制適合が目的化することへの戒め」。結果のみに基づく評価を甘んじて受け入れている現状はこれらの規程に反しないだろうか。

*Tomoki Ohashi[1]

[1] Miyagi Gakuin Women's University

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[1], Tomomi Samejima[1], Tetsuo Sawada[2] (1. TGUISS, 2. Tokyo Tech)

2:45 PM - 3:00 PM

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

*SHINJI MITANI[1,4], HIROKO MIYUKI[2,4], Naoki Kimura[3] (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[1], Toshiharu Miyakawa[2] (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[1], Noboru Yanase[2], Ryota Matsui[3] (1. JAEA, 2. Nihon Univ., 3. Yamanashi Pref. Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

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[1]、鮫島 朋美[1]、澤田哲生[2]
[1]東京学芸大学附属国際中等教育学校、[2]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[1]。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 ATOMΣ 2020 年 62 巻 1 号 p. 1

*Takenoshin Yaza[1], Tomomi Samejima[1], Tetsuo Sawada[2]
[1]TGUISS, [2] 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[1、4]，幸　浩子[2、4]，野村　直希[3]

[1]原子力コミュニケィションズ，[2] W.I.S.E.教育企画，[3]福井工業大学，[4]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ＳＮＷ）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)。今年度はコロナ渦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ＳＮＷ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ＳＮＷ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。学生達が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 まとめ 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

ＳＮＷ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）　ＳＮＷ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ＳＮＷから発表予定

*SHINJI MITANI[1,4], HIROKO MIYUKI[2,4], Naoki Kimura[3] ,

. 1. Nuclear Communications, 2. Workshops and Instructional Strategies in Education, 3. Fukui University of Technology, 4. ＳＮＷ

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[1]，宮川 俊晴[2]
[1]W. I. S. E. 教育企画，[2]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り，班別活動の為には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．

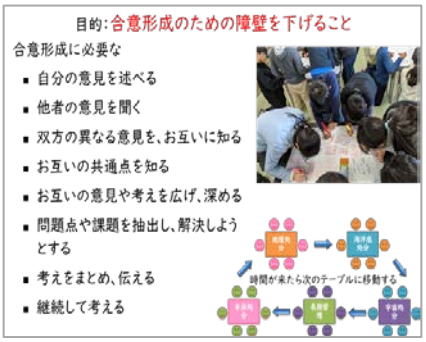


図１）みゆカフェ：活動の目的と方法

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，スマフォ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[1]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　2020.04.29

*Hiroko Miyuki[1] and Toshiharu Miyakawa[2]　1. Workshops and Instructional Strategies in Education, 2. Radiation Education Forum

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[1]，柳瀬 昇[2]，松井 亮太[3]
[1]JAEA，[2]日大，[3]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）[1]に注目し，その方法を参考にして，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明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。

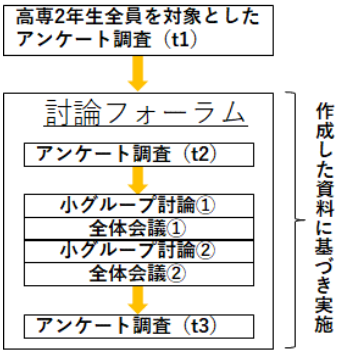


図 1　高専 DP の枠組

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[1], Noboru Yanase[2] and Ryota Matsui[3]
[1]JAEA, [2]Nihon Univ., [3]Yamanashi Prefectural Univ.

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[1], Isao Yamagishi[2], Atsuhiko Terada[2], Kazuyoshi Uruga[3], Takeshi Tsukada[3] (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 Uruga[1], Takeshi Tsukada[1], Isao Yamagishi[2], Atsuhiko Terada[2] (1. CRIEPI, 2. JAEA)

10:45 AM - 11:00 AM

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

*Yuko Kimoto[1], Kai Yoneyama[1], Isamu Sato[1], Haruaki Matsuura[1], Eriko Suzuki[2], Shuhei Miwa[2] (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[1], Isamu Sato[1], Haruaki Matsuura[1], Norihiko Kurihara[1], Naoya Miyahara[1], Eriko Suzuki[2], Shuhei Miwa[2] (1. TCU, 2. JAEA)

11:15 AM - 11:30 AM

[1I05] G_{H2} from inorganic hydrates and hydroxides

*Jun Kumagai[1], Katsuyoshi Horinouchi[2], Kumi Negishi[3], Masaya Ida[3] (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

©Atomic Energy Society of Japan

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出結果

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[1]，山岸　功[2]，寺田　敦彦[2]，宇留賀　和義[3]，塚田　毅志[3]

[1]原子力エンジニアリング，[2]日本原子力研究開発機構，[3]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[1]。実寸大の試験体を用いた実規模の加熱試験[2]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[3]。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（φ20mm×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。

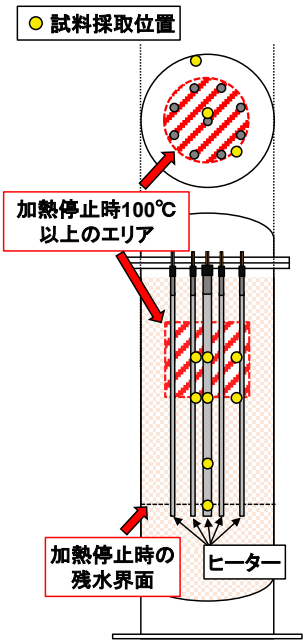
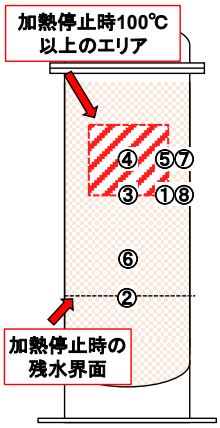


図 1 試験体からの試料採取位置

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。残水界面付近の試料（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出結果も、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。



試料採取位置	Cl 析出濃度 [mg/g-80%RH]
①	0.0301
②	0.0290
③	0.0224
④	0.0121
⑤	0.0105
⑥	0.0073
⑦	0.0016
⑧	0.0015
Cl 析出平均濃度	0.0121

図 2 ゼオライトの Cl 析出濃度

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[1], Isao Yamagishi[2], Atsuhiko Terada[2], Kazuyoshi Uruga[3], Takeshi Tsukada[3]

[1]NuclearEngineering, [2]JAEA, [3]CRIEPI

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[1]，塚田 毅志[1]，山岸 功[2]，寺田 敦彦[2]

[1]電力中央研究所，[2]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[1,2]。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[3]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/m²/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 (=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)，μ は残水粘度(Pa·s)，T は残水表面張力(N·m)，θ は接触角，ρ は残水密度(kg/m³)，g は重力加速度(m/s²)，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⁻²)，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で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。

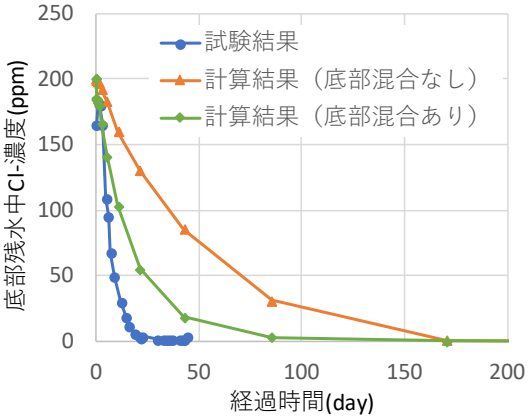


図 1 吸着塔底部残水中 Cl^-濃度の時間変化

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[1], Takeshi Tsukada[1], Isao Yamagishi[2], Atsuhiko Terada[2]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry, [2]Japan Atomic Energy Agency

コンクリート構造材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[1]，米山　海[1]，佐藤　勇[1]，松浦　治明[1]，鈴木　恵理子[2]，三輪　周平[2]

[1] 東京都市大学，[2] 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材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、コンクリート構造材への 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[1]。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材への 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、$SrCl_2$ 及び $Sr(OH)_2$ 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 $SrCl_2$ 及び $Sr(OH)_2$ 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 Kα 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。

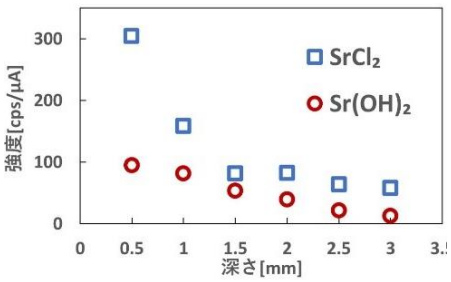


図 1　XRF 分析による深さ方向の Sr 強度

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 $SrCl_2$ 及び $Sr(OH)_2$ 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。

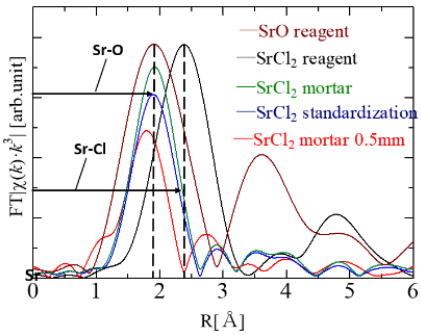


図 2　吸着および浸透試験によるストロンチウム含有試料の EXAFS 構造関数

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[1],Kai Yoneyama[1],Isamu Sato[1],Haruaki Matuura[1], Eriko Suzuki[2], Shuhei Miwa[2]　[1]Tokyo City University., [2]JAEA.

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[1]　佐藤勇[1]　松浦治明[1]　宮原直哉[1]　栗原哲彦[1]
鈴木恵理子[2]　三輪周平[2]
[1]東京都市大学　[2]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、構造材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×20.0mmt 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^{-4}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^{-4}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 ^{133}Cs が放射化して生成する ^{134}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 ^{134}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_2、Al_2O_3、CaO、MgO、SO_3 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。^{56}Mn、^{28}Al、^{24}Na、^{49}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、^{134}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。

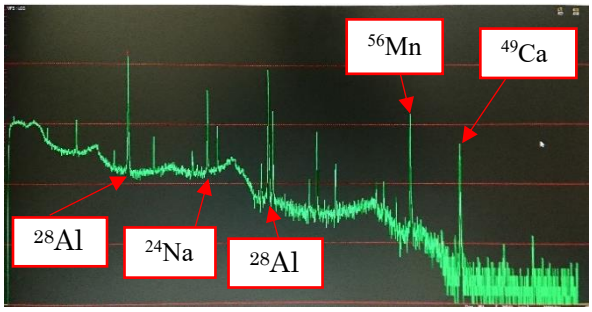


図 1. モルタルのスペクトルと物質のピーク(30 秒照射)

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[1] ,Isamu Sato[1] ,Haruaki Matsuura[1] ,Koki Koshigoe[1] ,Naoya Miyahara[1] ,Norihiko Kurihara[1]
Eriko Suzuki[2] , Shuhei Miwa [2]
[1]Tokyo City University.　[2]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_{H2} from inorganic hydrates and hydroxides
Effect of physisorbed water and transition metal ions

*熊谷 純[1]，堀之内 克好[2]，根岸 久美[3]，井田 雅也[3]
[1]名大未来研，[2]名大院工，[3]（株）太平洋コンサルタント

γ 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_{H2})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_{H2} 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一晩置いたものを用いた。

2-2. γ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 γ線照射室でγ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_{H2} を求めた。

表１　硫酸塩水和物の G_{H2}

Compounds	G_{H2}
$MnSO_4・5H_2O$	0.05
$MnSO_4・H_2O$	0.80
$CaSO_4・2H_2O$	0.21
$CaSO_4・0.5H_2O$	0.49
$MgSO_4・7H_2O$	0.05
$MgSO_4・H_2O$	0.11
$FeSO_4・7H_2O$	2.61
$FeSO_4・H_2O$	0.03
$Fe_2(SO_4)_3・6.9H_2O$	0.15

3. 結果と考察

硫酸塩水和物カチオンが Fe^{2+}以外の場合、水和水の数が減ると G_{H2} 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_{H2} は $Fe^{3+}+e^- \rightarrow Fe^{2+}$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_{H2} 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２　水酸化物の吸着水の影響

試料	G_{H2}			吸着水重量%
	真空乾燥試料 *a*	水吸着試料 *a*	吸着水のみ *b*	
$Ca(OH)_2$	0.25	0.57	6.47	2.53
$Mg(OH)_2$	0.06	0.19	37.84	0.99
$Al(OH)_3$	0.03	0.07	6.41	0.27

a 全試料重量より算出.
b 吸着水重量より算出.

*Jun Kumagai[1], Katsuyoshi Horinouchi[2], Kumi Negishi[3] and Masaya Ida[3]
[1]IMaSS Nagoya Univ., [2]Eng. Nagoya Univ., [3]Taiheiyo Consultant Co., LTD.

General Meeting

[1I_GM] The 54th General Meeting of Division of Nuclear Fuel Cycle and Environment

Wed. Mar 17, 2021 12:10 PM - 12:50 PM Room I (Zoom room 9)

[1I_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Wed. Mar 17, 2021 12:10 PM - 12:50 PM Room I)

[1I_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

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

[1I_PL] Discussion on future technical investigation for the final disposal of removed soil and wastes

Chair: Daisuke Sugiyama (CRIEPI)

Wed. Mar 17, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room I (Zoom room 9)

[1I_PL01] Overview of the current status of the interim storage and development of volumetric reducing treatment method for removed soil and wastes

*Kazuto Endo[1] (1. NIES)

[1I_PL02] Multi-aspect assessment of scenarios for volumetric reducing treatment and final disposal of removed soil and wastes

*Tetsuo Yasutaka[1], Masahiro Osako[2] (1. AIST, 2. NIES)

[1I_PL03] Panel Discussion

Kazuto Endo[1], Tetsuo Yasutaka[2], Masahiro Osako[1], Kazuo Yamada[1]、Yasuaki Miyamoto[3], Daisuke Sugiyama[4] (1. NIES, 2. AIST, 3. JAEA, 4. CRIEPI)

©Atomic Energy Society of Japan

2021年春の年会

バックエンド部会企画セッション

除去土壌等の県外最終処分の実現に向けた技術開発と研究の方向性

Discussion on future technical investigation for the final disposal of removed soil and wastes

（1）除去土壌等の中間貯蔵施設運営と処理技術開発の状況

(1) Overview of the current status of the interim storage and development of volumetric reducing treatment method for removed soil and wastes

*遠藤 和人[1]

[1]国立環境研究所 福島支部

1. 除去土壌等の処理状況

事故後、年間積算線量が 50 mSv、20 mSv、1 mSv という区分によって帰還困難区域等が設定されると共に、除染の基本方針[1)]についても同じ年間積算線量によって区分され、積算線量が 20 mSv を超えるおそれがある区域（計画的避難区域）については自治体と連携して国が主体的に除染を実施することが示され、1～20 mSv の範囲にある地域ではコミュニティ単位での計画的な除染が効果的であるとして市町村が「市町村による除染実施ガイドライン（平成 23 年 8 月 26 日）」に基づいて除染を実施することとなった。除染措置は、自然減衰やウェザリングによって 2 年後（2013 年 8 月末）までに追加被ばく線量を 50%（自然減衰 40%に除染措置で 10%）まで減少させることを目標に設定された（学校や公園等については 60%）[2)]。また、年間積算線量が 20 mSv を超えるような高線量区域を主な対象として、除染措置の効率的・効果的な除染方法や作業員の放射線防護に係る安全確保方策を確立することを目的に「除染モデル実証事業」や「除染技術実証試験業務」が実施された[3)]。この内閣府除染と呼ばれるものから国直轄の除染が始まり、伊達市や郡山市の学校除染（2012 年 4 月）なども含めて市町村による除染が開始された[4)]。これら面的除染と呼ばれる除染措置は 2018 年 3 月に完了し、現在の除去土壌等の運搬へと移行している。

中間貯蔵施設の基本的考え方（ロードマップ）は 2011 年 10 月に公表された[5)]。この時すでに、中間貯蔵開始後 30 年以内に、福島県外で最終処分を完了することが示されている。その後、2013 年にはボーリング調査等が開始され、2015 年 2 月にはストックヤード（保管場）が、2016 年 11 月には受入・分別施設や土壌貯蔵施設の工事が着手された。除去土壌等の輸送は、2015 年 3 月に開始され、2021 年 1 月 28 日時点で、累積搬出済量は 1,036.7 万 m^3であり、輸送対象物量約 1,400 万 m^3に対して 74%程度の搬出（運搬）が完了している[6)]。2016 年 3 月に公表された“中間貯蔵施設に係る「当面 5 年間の見通し」[7)]”に近い数値を実現している。現在、図 1 に示される通り、中間貯蔵施設は、大熊町で 5 工区、双葉町で 3 工区の合計 8 工区に 9 ヶ所の受入・分別施設と 8 ヶ所の土壌貯蔵施設が整備されている。また、大熊町に 1 ヶ所、双葉町に 2 ヶ所の仮設焼却施設（仮設灰処理施設を含む）と、仮設焼却施設と同数の廃棄物貯蔵施設が大熊町と双葉町のそれぞれに整備されている[9)]。土壌貯蔵施設の総容量は約 1,290 万 m^3であり、仮設焼却施設の日当たり総処理可能量は 550 トン、仮設灰処理施設は日当たり 150 トン、廃棄物貯蔵施設は、鋼製角形容器として約 74,000 個を貯蔵可能である。中間貯蔵施設に受け入れられた除去土壌等の処理の流れについて図 2 に示す。

輸送された除去土壌等の種類と濃度は、2020 年 3 月 23 日に開催された中間貯蔵施設環境安全委員会（第 17 回）資料 1 によれば、重量比で 95%が除去土壌であり、残りの 5%が可燃物、焼却灰、その他不燃物と報告されている。輸送済みの除去土壌のうち、8,000 Bq/kg 以下が 75%、3,000 Bq/kg 以下が 52%程度となっており、20,000 Bq/kg 超は 5.8%である。特定復興再生拠点区域等の除染が進むと、除去土壌の放射能濃度が高くなり、これらの割合は変化している可能性がある。

*Kazuto Endo[1]

[1]National Institute for Environmental Studies.

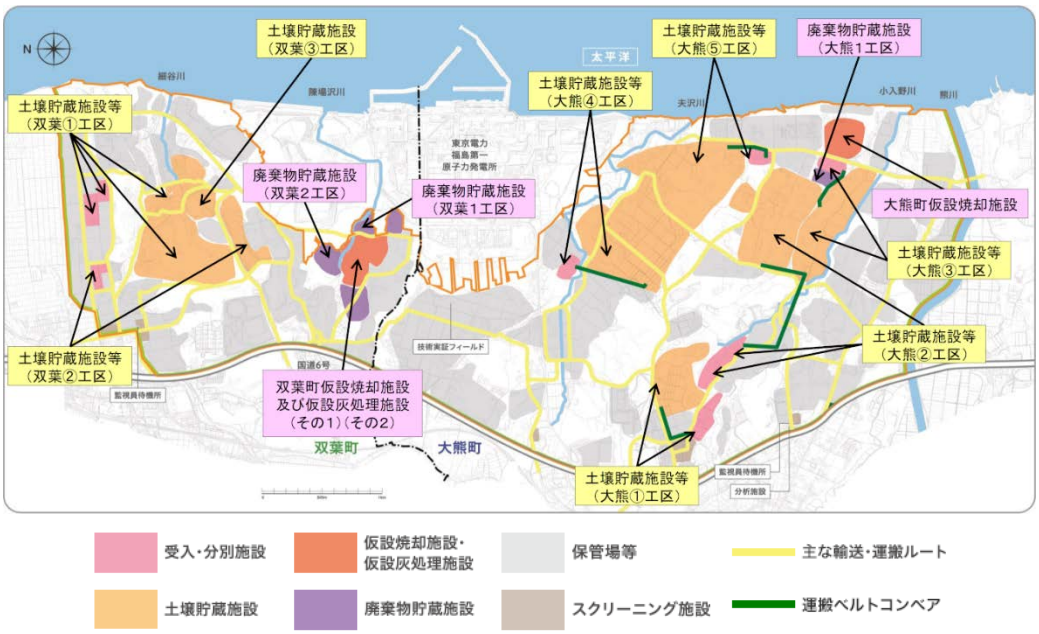


図１　中間貯蔵施設の整備状況（2021 年 1 月時点）[9)]

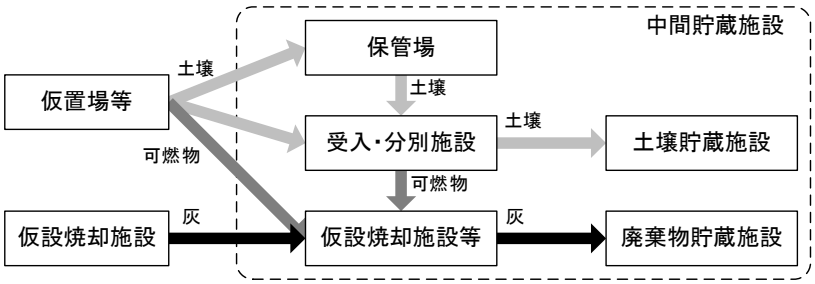


図２　中間貯蔵施設に輸送された除去土壌等の処理フロー（概略）

2. 県外最終処分に向けた処理技術開発等の状況

県外最終処分に向けた 8 つのステップは 2014 年 7 月の「中間貯蔵施設等に係る対応について（平成 26 年 7 月 28 日）」で示された。その中で法制度化が示され、2015 年には改正 JESCO 法として第 3 条第 2 項に“中間貯蔵開始後 30 年以内に、福島県外で最終処分を完了するために必要な措置を講ずるものとする。”という条文が加えられた。また、環境省と復興庁から 2014 年に発出された「中間貯蔵施設等に係る対応について（平成 26 年 8 月 8 日）」には、町の将来像として、復興庁と共に両町の復興に向けた基本的な考え方を示し、避難地域の中長期的・広域的な視点に立った将来像の検討も謳われている。

県外最終処分を完了するための必要な措置には、最終処分必要量の低減があり、除去土壌等の効率的減容化方策、除去土壌の再生資材化に係る技術開発も含まれており、県外最終処分自体も含めたこれら一連の課題に対して、①減容・再生利用技術の開発、②再生利用の推進、③最終処分の方向性の検討、④全国民的な理解の醸成等、の 4 つが中長期的な方針として定められ、2016 年 4 月に「中間貯蔵除去土壌等の減容・再生利用技術開発戦略」が策定された。この戦略は、2019 年 3 月に“戦略目標の達成に向けた見直し”として改訂されている [9)]。2011 年の放射性物質汚染対処特措法に基づく基本方針（閣議決定）の段階では、焼却等による減容化とコンクリートくず等の廃棄物の再生利用が示されているものの、除去土壌の再生利用については言及されていないが、2015 年に締結された「中間貯蔵施設の周辺地域の安全確保等に関する協定書」の第 14 条第 4 項には、“除去土壌等の再生利用の推進”が示され、それ以降、2017 年の「福島復興再生利用基本方針改定」（閣議決定）、2019 年の「「創生期間」における東日本大震災からの復興の基本方針変更」（閣議決定）においては、除去土壌等に対して“減容・再生利用等”について示されるようになった。

先述した 4 つの中長期的な方針について、理解醸成以外の 3 つについては、2024 年度を戦略目標と定め、

それまでに基盤技術開発を一通り完了させる目標となっている[10]。①の減容・再生利用技術については、毎年度、「除去土壌等の減容等技術実証事業」として公募されており、2019 年には技術開発を行うための施設として中間貯蔵施設内に技術実証フィールド（大熊町）が整備された[11]。本技術実証事業では、中長期方針の④国民的理解醸成についても実証が進んでいる。県外最終処分量の低減において、②の除去土壌の再生利用推進は必須であり、南相馬市や飯舘村において再生利用の実証が進められると共に、2019 年 12 月には「福島県内における除染等の措置に伴い生じた土壌の再生利用の手引き（案）」が示された。再生資材化した除去土壌の濃度上限は原則 8,000 Bq/kg とされ、用途ごとに追加被ばく評価計算から算出される年間 1 mSv 相当濃度がこれ以下の場合には、その濃度とする、とされている[12]。また、除去土壌に含まれる放射性セシウムが細粒分に多く含まれていることから、細粒分を取り除けば有効利用可能な除去土壌が増加するという考えから、分級処理システムの実証事業も実施され、通常分級処理で、礫（2 mm 以上）、砂（75 μm～2 mm）、シルト・粘土（75 μm 未満）に分離し、さらに礫や砂に付着した細粒分を除去するための高度分級処理の試験も実施された。高度分級により砂・礫の除染率は約 8 割程度になり、砂・礫の放射能濃度は原土の約 1/4 まで削減可能なことが実証されている[13]。③の最終処分の方向性の検討についても検討が進められており、除去土壌については濃度によって表 1 に示される区分が提案されている[14]。高度分級等の分級処理をせず、中間貯蔵施設の搬入開始から 30 年後の 2045 年に 8,000 Bq/kg 以下となる砂質土は約 690 万 m^3、粘性土は 466 万 m^3で全体の 86.6%程度と試算されている（土壌 A と B の合計）。同資料[14]では、シナリオ評価も同時に実施されており、既に実証試験が実施された分級処理（高度分級）に加えて、化学処理、熱処理および新技術を含めた高度処理を実施することで除去土壌の最終処分量を減少させるシナリオ（ケースⅢ）、さらに焼却灰に対して洗浄を行って最終処分量を減少させるシナリオ（ケースⅣ）などが提案されており、ケースⅢでは最終処分量が 28.2 万 m^3、ケースⅣでは 3.4 万 m^3と試算されている。2024 年度末までには、より多くの技術が開発され、それに伴って多くのシナリオが提案されると思われるが、減容化技術の絞り込みに加え、県外最終処分の方式についても一通りの検討を終了することが求められている。

表 1　除去土壌の放射能濃度区分と物量（2018 年 10 月末時点）

区分	定義	濃度 (Bq/kg)	砂質土 (万 m^3)	粘性土 (万 m^3)	合計 (万 m^3)	物量の割合
土壌 A	放射能濃度評価時点で 8,000 Bq/kg 以下	≦8,000	655.0	416.1	1,071.1	80.2%
土壌 B	搬入開始 30 年度（2045 年）に 8,000 Bq/kg 以下	8,000～15,000	35.2	50.0	85.3	6.4%
土壌 C	高度分級による生成物が搬入開始 30 年後（2045 年）に 8,000 Bq/kg 以下	15,000～62,000	20.8	112.9	133.7	10.0%
土壌 D	土壌 C より高濃度	＞62,000	0.7	9.8	10.6	0.8%

3. 県外最終処分に向けた環境放射能除染学会の活動

県外最終処分に向け、技術等の実証とシナリオ評価が実施されているが、これまで実証されてきた技術オプションについて概略的にまとめると表 2 となる。化学処理や熱処理を含む高度処理、飛灰洗浄／吸着処理については、先に示した「除去土壌等の減容等技術実証事業」で技術開発が進められている。

表 2　除去土壌等の減容化処理の技術オプションと実証状況

除去土壌	異物除去 ⇒	分級処理 高度分級	⇒ 高度処理	⇒ 安定化処理
	○実施中	○2018 年に実証	？開発中	？未定
除染廃棄物等	焼却処理 ⇒	溶融処理 ⇒	飛灰洗浄 吸着処理	⇒ 安定化処理
	○実施中	○2020 年から稼働	？開発中	？未定

環境放射能除染学会（正式名称は、(一社) 環境放射能とその除染・中間貯蔵および環境再生のための学会）では、中立的な学側の立場として県外最終処分の在り方を多面的に検討するため、コスト試算を含んだ純粋な技術論として考えた県外最終処分シナリオ、技術開発の方向性、最終処分構造、そして社会的合意形成に向けた考え方を議論するための「県外最終処分に向けた技術開発戦略の在り方に関する研究会」を 2018 年 10 月に設置した。同学会ホームページに活動報告が掲載されている [15]。本研究会の検討方針は、●環境省が示した技術開発戦略の方向性・工程を踏まえながら、県外最終処分の出口からのアプローチと、これまで研究開発され導入されてきた技術の流れからのアプローチの両方から検討、●検討する技術は、開発済みの焼却灰熱的減容化技術、灰洗浄／吸着濃縮、安定化（セメント、ジオポリマー、ガラス、焼成などの固型化技術）、最終処分（処分構造、規模、高耐久性容器等）などの範囲を主体とするが、除染からの最終処分の全体を俯瞰し、適宜必要な技術とそれに伴う課題、関連法規なども柔軟に検討範囲とする、●処理プロセスのマスバランス解析を行い、合わせて経済性評価も行う、社会的合意形成に求められる要件に関し、ステークホルダーヒアリングを実施する、●この際、技術論に加え、経済性、環境など多面的評価を考慮する、等とされている。今後も本研究会の活動は継続される予定となっているが、活動報告の提言として、“未来の望ましい最終処分のゴールを社会の熟議により設定し、そこに至るための技術システムと社会システムづくりをどのように進めていけば良いかを同時に考え、フォアキャストとバックキャストの両方から検討し、建設的かつ着実な事業の進め方を考えていく必要がある。”として図 3 が示されている。上記研究会の検討結果の詳細については、環境放射能除染学会ホームページ [15]に掲載された活動報告書を参照されたい。

図 3　最終処分に向けたフォアキャストとバックキャストが融合した戦略の必要性 [15]

参考文献

1) 原子力災害対策本部：除染推進に向けた基本的考え方，平成 23 年 8 月 26 日（2011）
2) 原子力災害対策本部：除染に関する緊急実施基本方針，平成 23 年 8 月 26 日（2011）
3) 独立行政法人日本原子力研究開発機構 : 福島第一原子量発電所事故に係る避難区域等における実証業務報告書、平成 24 年 6 月（2012）
4) 環境省除染事業誌編集委員会：東京電力福島第一原子力発電所事故により放出された放射性物質汚染の除染事業誌，平成 30 年 3 月（2018）
5) 環境省：東京電力福島第一原子力発電所事故に伴う放射性物質による環境汚染の対処において必要な中間貯蔵施設等の基本的考え方について，平成 23 年 10 月 29 日（2011）
6) http://josen.env.go.jp/chukanchozou/transportation/index.html（2021 年 1 月 30 日閲覧）
7) http://josen.env.go.jp/chukanchozou/action/acceptance_request/pdf/correspondence_160327_01.pdf（2021 年 1 月 30 日閲覧）
8) http://josen.env.go.jp/chukanchozou/about/（2021 年 1 月 30 日閲覧）
9) 環境省 : 中間貯蔵除去土壌等の減容・再生利用技術開発戦略，戦略目標の達成に向けた見直し、平成 31 年 4 月（2019）
10) http://josen.env.go.jp/chukanchozou/facility/effort/investigative_commission/pdf/investigative_commission_process_2003.pdf（2021 年 1 月 30 日閲覧）
11) http://www.jesconet.co.jp/interim/information/josenjissho.html（2021 年 1 月 30 日閲覧）
12) 環境省：再生資材化した除去土壌の安全な利用に係る基本的考え方について，平成 28 年 6 月 30 日（2016）
13) 例えば、中間貯蔵除去土壌等の減容・再生利用技術開発戦略検討会（第 11 回）資料 3-2（2019）
14) 例えば、中間貯蔵除去土壌等の減容・再生利用技術開発戦略検討会（第 10 回）資料 4-2 別添資料（案）（2019）
15) http://khjosen.org/home/activity.html（2021 年 1 月 30 日閲覧）

2021年春の年会

バックエンド部会企画セッション

除去土壌等の県外最終処分の実現に向けた技術開発と研究の方向性

Discussion on future technical investigation for the final disposal of removed soil and wastes

（2）減容化処理・最終処分シナリオの多面的評価

(2) Multi-aspect assessment of scenarios for volumetric reducing treatment and final disposal of removed soil and wastes

*保高 徹生[1]，大迫 政浩[2]

[1]産業技術総合研究所，[2]国立環境研究所

1. 概要

中間貯蔵施設に搬入される除去土壌量は約 1,300 万 m^3と推定されている[1)]。また、中間貯蔵施設で保管される放射性セシウムを含有する焼却灰は 46 万 t といわれており、膨大な量に上る。環境省は、これらの除去土壌や焼却灰について中間貯蔵開始後 30 年以内、すなわち 2045 年までに福島県外での最終処分を完了させる計画であり、今後、県外最終処分に向けた本格的な検討が始まる。特に、県外最終処分の立地選定プロセスはきわめて重要であり、過去の環境分野での知見から、幅広いステークホルダーの参画、複数のオプション（代替案）の準備、ステークホルダーの価値観を取り入れやすい評価手法の適用、柔軟な計画変更、公正性が担保された計画手続き等の必要性が指摘されている。

一方、除去土壌については、最終処分量を減らすための減容化（土壌分級や加熱処理）や再生利用が検討されており、最終処分される除去土壌・廃棄物の性状は未だ決まっていない。例えば、1300 万 m^3の除去土壌の約 80%が 8000 Bq/kg 未満と推定されており[1)]、半減期を考慮するとその多くは 300 年を経過することでクリアランスレベル（100 Bq/kg）以下となる。また、焼却灰については、高レベルの減容化（熱処理や飛灰洗浄および吸着材による回収等）が可能であり、「県外最終処分技術開発戦略あり方研究会（以下、本研究会）」のマスバランスによる試算では、46 万 t、3.3 万 Bq/kg の焼却残渣を減容化することにより 920 t まで減容化可能であるが、その濃度は 1,500 万 Bq/kg になることが報告されている[3)]。当然であるが、減容化の実施により、最終的に得られる濃縮物、すなわち最終処分される廃棄物（以下、廃棄体という）の濃度や性状が大きく変化することとなる。県外最終処分される廃棄体の濃度や性状は、県外最終処分の社会受容性に大きく関係してくると考えられることから、環境安全性や技術的側面の観点のみならず、社会受容性や経済的な観点からも、検討を進めることが必要である。

これらの社会受容性を評価・実装する方法として、近年、複数のオプションに対するステークホルダーの価値観を取り入れやすい評価手法として、多面的な評価の概念が注目されつつある。英国で環境影響がある事業において実施されることがある「最善な実用的選択肢(best practical environmental option：BPEO)」では、事業による影響を可能な限り低減するため、技術的観点に社会・経済的視点を加え、選択肢の立案・評価の段階でも広範なステークホルダーの参画の必要性を記載している[4)]。また、最近、土壌汚染分野で実装が進んでいる Sustainable Remediation[5)] も同様の概念であり、複数の措置オプションに対して環境、社会、経済の各視点から、ステークホルダーの価値観を反映した合意形成のプロセスを提案している。

本発表では、環境影響評価や修復における多面的な評価の概要を紹介するとともに、県外最終処分に向けた複数のシナリオに対して多面的な評価の一環として、本研究会で実施したステークホルダーヒアリング調査の予備的な結果およびオンラインアンケートの結果の一部を紹介する。

引用文献：

1)環境省、中間貯蔵除去土壌等の減容・再生利用技術開発戦略検討会（第 9 回)、2018 年 12 月 17 日.

2)環境省、県外最終処分に向けた取組、環境省 HP（http://josen.env.go.jp/chukanchozou/facility/effort/）、閲覧 2021 年 2 月 3 日.

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

---

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

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

(Wed. Mar 17, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room I)

[1I_PL03] Panel Discussion

Kazuto Endo[1], Tetsuo Yasutaka[2], Masahiro Osako[1], Kazuo Yamada[1]、Yasuaki Miyamoto[3], Daisuke Sugiyama[4] （1. NIES, 2. AIST, 3. JAEA, 4. CRIEPI）

In this session, a progress of investigation on the treatment and disposal of the removed soil and wastes by the Society for Remediation of Radioactive Contamination in Environment is shared, then some issues on the technical options of volume reduction and stabilization and on the viewpoint of societal aspects with stakeholder engagement for decision-making in the management of the removed soil and wastes are provided. Panelists will discuss direction of future technical investigation with experts in the field of the back-end nuclear fuel cycle and environment.

©Atomic Energy Society of Japan

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[1], Hideharu Takahashi[1], Daisuke Ito[2], Yoshinobu Morimoto[3], *Tsutomu Matsumoto[4] (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[1], Keita Endo[1], Akira Sasahira[1], Shunji Homma[2], Masahide Takano[3], Ayako Sudo[3] (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[1], Daisuke Watanabe[1], Akira Sasahira[1] (1. HGNE)

3:15 PM - 3:30 PM

[1I09] Fluorination Method for Classification of the Waste Generated by Fuel Debris Removal

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

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

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[1]，高橋 秀治[1]，伊藤 大介[2]，森本 好信[3]，*松本 務[4]

[1]東京工業大学，[2]京都大学，[3]日立造船，[4]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、その放射能量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[1], Hideharu Takahashi[1] , Daisuke Ito[2], Yoshinobu Morimoto[3] and *Tsutomu Matsumoto[4]

[1]Tokyo Tech., [2]Kyoto Univ., [3]Hitachi Zosen, [4]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

*渡邉大輔[1]，遠藤慶太[1]，笹平 朗[1]，本間俊司[2]，高野公秀[3]，須藤彩子[3]

[1]日立ＧＥ，[2]埼玉大，[3]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，溶融炉心－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。

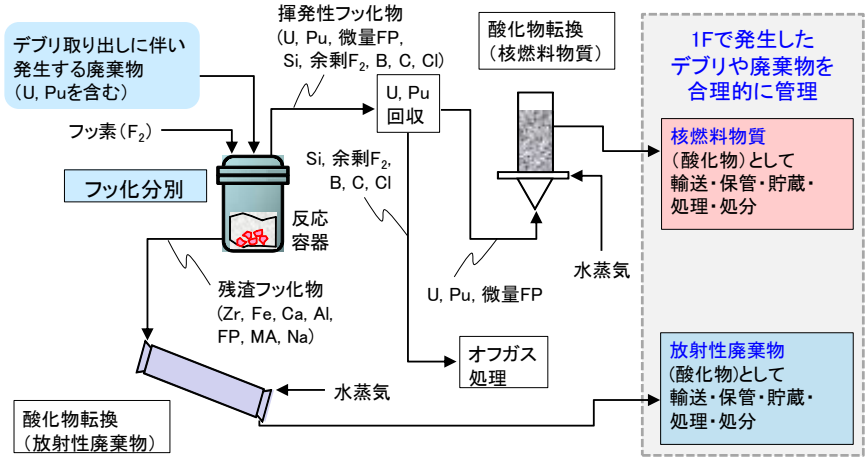


図 1　フッ化による廃棄物の分別フロー

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。

*Daisuke Watanabe[1], Keita Endo[1], Akira Sasahira[1], Shunji Homma[2], Masahide Takano[3] and Ayako Sudo[3]

[1] Hitachi-GE, [2] Saitama univ., [3] 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[1]、渡邉 大輔[1]、笹平 朗[1]
[1]日立 GE

核燃料物質を含む廃棄物として想定される溶融炉心ー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、溶融炉心ー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。

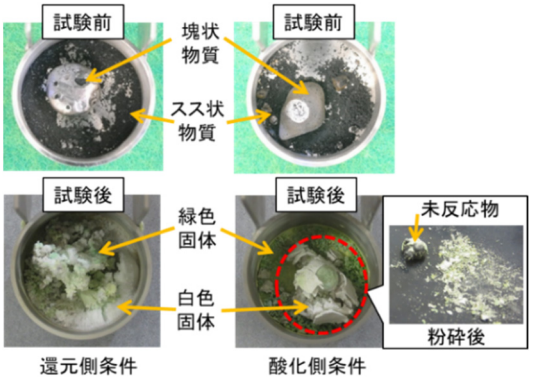


図 1　フッ化試験前後の試料状況

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[1], Daisuke Watanabe[1] and Akira Sasahira[1]
Hitachi-GE[1]

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[1]，渡邉大輔[2]，遠藤慶太[2]
[1]埼玉大，[2]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. 緒言　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。

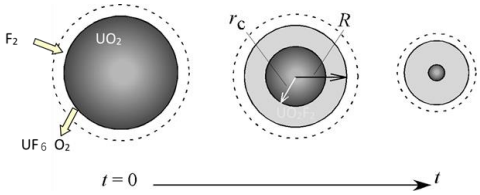


図 1 二酸化ウランのフッ化反応モデル

2. 方法　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ボ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。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。試料ボ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 UO_2 粒子の反応速度から求めた。

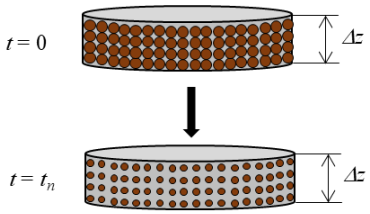


図 2 試料ボートの気固反応モデル

3. 結果・考察　**図 3** に試料ボート底面中心の温度の時間変化を示す。計算条件は、5g の UO_2 粉末を内径 28mm、深さ 18.5mm の試料ボ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、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、試料ボ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。

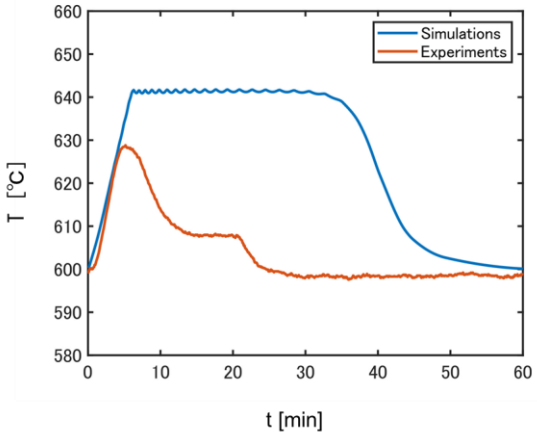


図 3 試料ボート底部の温度変化

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。

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[1], Daisuke Watanabe[2] and Keita Endo[2]
[1]Saitama univ., [2]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[1]，高野公秀[1]，渡邉大輔[2]
[1]ＪＡＥＡ，[2]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$(U,Zr)O_2$、Zr、SUS316L、Gd_2O_3、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$(U,Zr)O_2$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_2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、$(U,Zr)O_2$ 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$(U,Zr)O_2$（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。

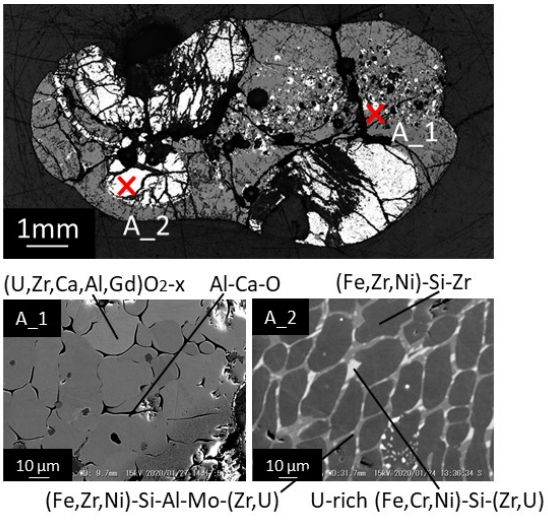


図 1 (上)試料 A の光学顕微鏡による全体像
(左下) A_1 SEM 像、(右下) A_2 SEM 像

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[1], Masahide Takano[1] and Daisuke Watanabe[2]
[1]JAEA, [2]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[1], Yoshiki Saita[1], Katsuhito Takahashi[1], Hideo Watanabe[1] (1. KYUSHU UNIVERSITY)

10:00 AM - 10:15 AM

[1K02] Swelling resistance of ODS steel for fuel cladding tube of fast reactor

*Takashi TANNO[1], Hiroshi OKA[1,2], Yasuhide YANO[1], Satoshi OHTSUKA[1], Takeji KAITO[1] (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[1], Kohei Kokutani[1], Katsuhiko Fujii[1], Koji Fukuya[1] (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[1], Jun Aihara[2], Kazuhiro Sawa[1] (1. Hokkaido Univ., 2. JAEA)

10:45 AM - 11:00 AM

©Atomic Energy Society of Japan

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[1], 税田　淑貴[1], 高橋　克仁[1], 渡邉　英雄[2]

[1]九州大学 総理工学府, [2]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, Ni^{3+}イオンを用いた重イオン照射並びに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℃で 2 時間の真空焼鈍を行った．また，一部の試料は高温高圧水に 500 時間浸漬して酸化被膜を形成させた. TEM 用試料には Ni^{3+}イオン照射(400℃, 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 Ni^{3+}イオン照射(R.T.および 400℃, 3 dpa)を行い, D^+イオン照射(30 keV, R.T., $3.0\times10^{21}/m^2$)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(D^+イオン, $3\times10^{21}/m^2$, R.T.)を行ったジルカロイ 2(Ni^{3+}イオン未照射)の TDS 分析結果を示す．実験結果から, 400℃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℃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 Ni^{3+}イオン照射(400℃, 30 dpa および 50 dpa)したジルコニウム合金の $Zr(Fe,Cr)_2$ 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.

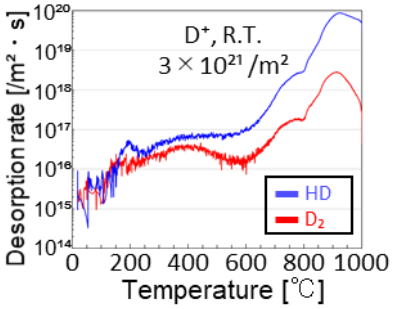


図 1 ジルカロイ 2 の TDS 分析結果

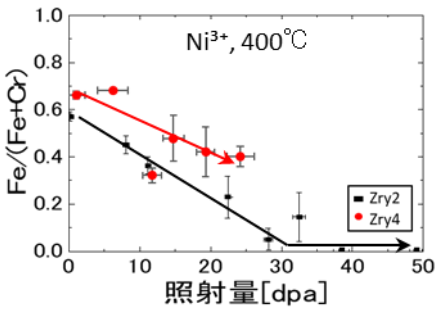


図 2 $Zr(Fe,Cr)_2$ 第二相粒子中の Fe 比の照射量依存性

*Takeaki Gondo[1], Yoshiki Saita[1], Katsuhito Takahashi[1] and Hideo Watanabe[2]

[1]Interdisciplinary Graduate School of Engineering Sciences, Kyushu Univ.

[2]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[1]，岡　弘[1,2]，矢野　康英[1]，大塚　智史[1]，皆藤　威二[1]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]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^{3+}＋He^{+}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^{3+}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 1.3μm 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。

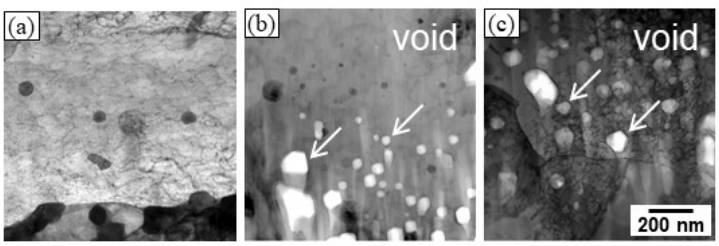


図　デュアルイオンビーム照射後の微細組織
(a) 9Cr-ODS 鋼被覆管 (b) PNC-FMS 板材 (c) PNC316 被覆管

*Takashi Tanno[1], Hiroshi Oka[1,2], Yasuhide Yano[1], Satoshi Ohtsuka[1] and Takeji Kaito[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]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トロン加速器を用いて 2.8 MeV 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 8×1×1 μm と 2.4×0.3×0.3 μm 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 溶金の応力ー伸び線図を図 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 鋼の応力ー伸び線図を図 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。

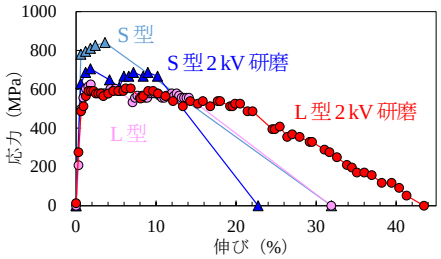


図 1　316L 溶金の応力ー伸び線図

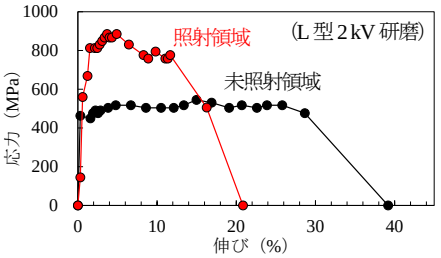


図 2　316 鋼の応力ー伸び線図

*Terumitsu Miura, Kohei Kokutani, Katsuhiko Fujii, Koji Fukuya

Instuitute 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[1]，相原純[2]，澤和弘[1]

[1]北海道大学，[2]日本原子力研究開発機構

本研究では、HTTR 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[1]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。

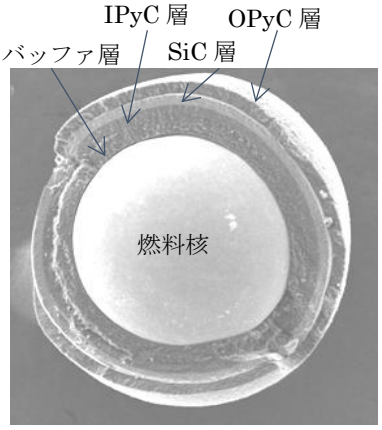


図 1　被覆燃料粒子の構造
(原子燃料工業(株)提供)

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 スィープガスキャプセル照射試験[2]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[3]及び破損率計算コードである FIGHT コード[4]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 スィープガスキ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、5.7×10^{-9}, 5.8×10^{-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 1.00,4.2×10^{-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。

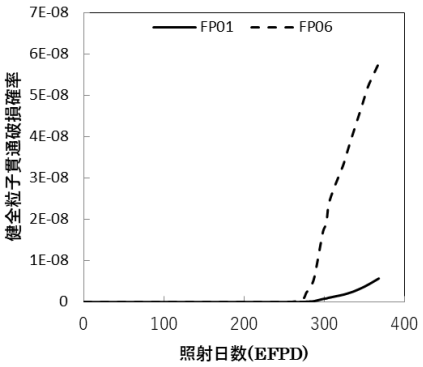


図 2　健全粒子貫通破損確率の履歴

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,No2,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 スィープガスキャプセル照射試験),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[1], Jun Aihara[2] and Kazuhiro Sawa[1]

[1]Hokkaido Univ., [2]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[1], Takumi Terachi[2], Takuyou Yamada[1], Koji Arioka[1] (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[1], Takumi Terachi[2,1], Makie Okamoto[3,1], Koji Arioka[1] (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[1], Naofumi Nakazato[1], Joon-Soo Park[1], Akira Kohyama[2] (1. Muroran IT, 2. NITE Corporation)

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

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[1], 寺地 巧[2], 山田 卓陽[1], 有岡 孝司[1]
[1]原子力安全システム研究所, [2]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 ^{58}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。

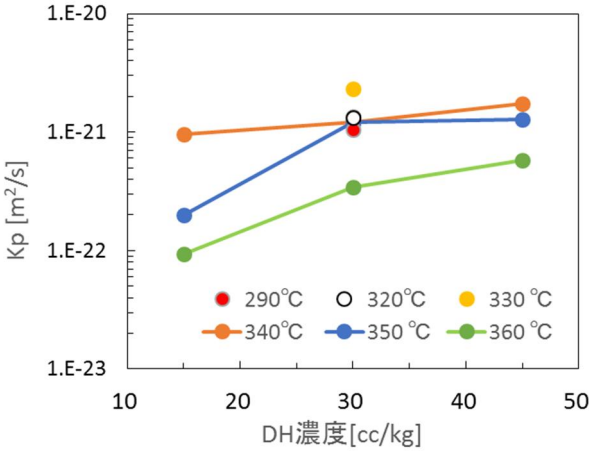


図　690 合金の *Kp* に及ぼす DH と温度の影響

*Takahiro Sasaoka[1],Terachi Takumi[2], Takuyo Yamada[1], Koji Arioka[1] [1]Institute of Nuclear Safety System, Inc. [2]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[1]，寺地 巧[1,2]，岡本 マキエ[1,3]，有岡孝司[1]

[1]INSS, [2]現 関西電力, [3]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，比較的高靭性の H1100 と H1150 は，試験温度 290℃以下であれば高応力（K=30 MPa√m）条件であっても SCC 進展は生じないが，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=30MPa√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).

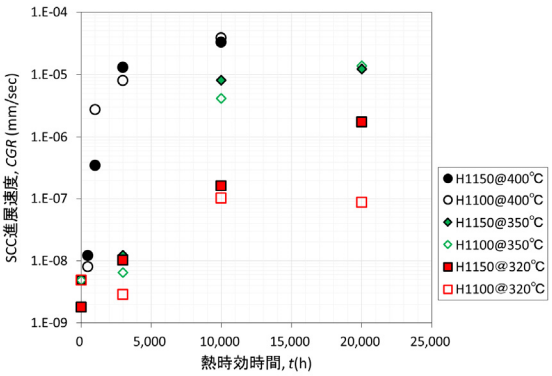


図 1　SCC 進展速度の熱時効時間依存性

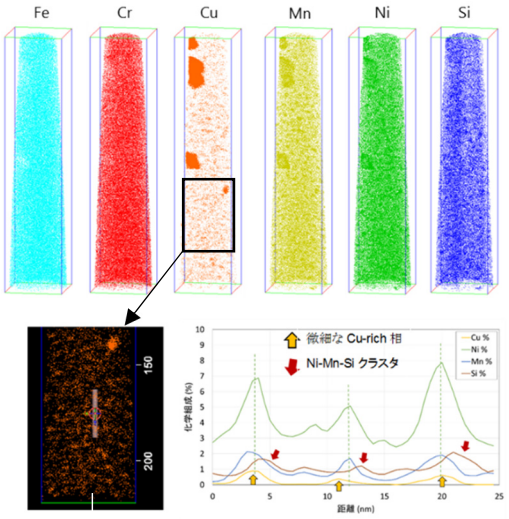


図 2　アトムプローブによる微細組織
（H1150：320℃10, 000 時間時効材）

*Takuyo Yamada[1], Takumi Terachi[1, 2], Makie Okamoto[1, 3], Koji Arioka[1]

[1]INSS, [2] present KEPCO, [3] present Kobe Material testing Laboratory

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[1]，中里　直史[1]，朴　峻秀[1]，香山　晃[2]

[1]室蘭工業大学，[2]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。

条件		PWR	第一回	第二回	
Temperature	℃	310	In 270~290 Out 285~310	In 280 Out 300	
Pressure	MPa	13.4	16.2	12.7	
Flow rate	ℓ/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

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。

---

*Hirotatsu Kishimoto[1], Naofumi Nakazato[1], Joon-Soo Park[1] and Akira Kohyama[2]

[1]Muroran- IT., [2]NITE. Co. Ltd.

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

[1K_PL] Current Status of Research and Development Relating to Irradiation Tests and Necessity of Domestic Materials Testing Reactor -Part I-

Chair: Tamaki Shibayama (Hokkaido Univ.)

Wed. Mar 17, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room K (Zoom room 11)

[1K_PL01] Overview

*Tamaki Shibayama[1] (1. Hokkaido Univ.)

[1K_PL02] Consideration for the Modality of a New Materials Testing Reactor

*Kunihiko Tsuchiya[1], Takayuki Yamaura[1], Michihiro Naka[1], Tsuyoshi Kusunoki[1], Masanori Kaminaga[1], Takayuki Terai[2] (1. JAEA, 2. Professor Emeritus of UTokyo)

[1K_PL03] Importance of Materials Testing Reactor on Academic Research

*Yasuyoshi Nagai[1] (1. Tohoku Univ.)

[1K_PL04] The Role of Materials Testing Reactors and Post Irradiation Examination Facilities in the Development of Light Water Reactor Fuels

*Kan Sakamoto[1] (1. NFD)

[1K_PL05] Necessity of Domestic Materials Testing Reactor on Radioisotope Production

*Hiroshi Kawamura[1] (1. CTC)

[1K_PL06] Discussion

Chair: Mitsuhiro Kodama[1] (1. NFD)

©Atomic Energy Society of Japan

2021年春の年会

材料部会セッション

照射炉利用関連研究開発の現状と国内照射炉の必要性（１）

Current Status of Research and Development Relating to Irradiation Tests and Necessity of Domestic Materials Testing Reactor ~Part I~

（1）全体概要

(1) Overview

*柴山　環樹[1]

[1]北海道大学大学院工学研究院附属エネルギー・マテリアル融合領域研究センター

軽水炉、高速炉、核融合炉材料の研究開発において、構造材料の安全性向上と健全性評価のためには、中性子照射に伴う材料特性の変化やメカニズムを理解することが重要であり、照射試験炉を用いた照射試験は不可欠である。国内では、これまで様々な燃材料に対する照射炉として利用されてきた JMTR（JAEA）の廃止決定がなされ、国外では、我が国の軽水炉燃料開発に大きな役割を果たしてきた Halden 炉（ノルウェー）の廃炉も決定したことから、我が国の事故耐性燃料の開発は諸外国に比べて遅れている。これら照射試験炉は、照射試験利用に留まらず、産業用アイソトープの製造等にも活用されており、照射試験炉の廃止に伴う影響は学術研究のみならず、医療分野等にも多大な衝撃を与えるものである。これらの状況を踏まえ、現在国内では JMTR の後継となる新たな照射試験炉の開発に向けた検討が開始されているが、今後既存軽水炉の安全研究や新材料開発に向けた材料照射研究を継続的に進めていくためには、産官学それぞれの分野における諸課題を抽出・整理し、新たな国内照射試験炉の早期設置に役立てていくことが重要である。

現在材料部会が整備を進めている原子力材料分野のロードマップにおいても、材料照射研究の将来展開は、早急に検討を進めるべき課題の一つとして位置付けられている。この課題に対し、最近では、仏国にて開発が進められているジュールホロビッツ炉、今後材料照射場としての利用が期待される常陽（JAEA）をはじめとした国内照射施設に係るテーマについて企画セッションを開催し、活発な議論がなされてきた。また、上述のように新たな材料試験炉の国内材料照射試験炉が利用できない現状、国外炉や国内照射施設の活用は有効な手段の一つとなり得る一方で、照射コストや照射条件の制御性といった観点からは未だ解決すべき課題が多く、燃材料の実用化研究に大きく貢献した JMTR の後継となる新たな照射試験炉の早期設置が不可欠な状況にある。本企画セッションでは、JAEA における新たな照射試験炉の検討状況をはじめ、国内大学や企業における材料照射試験に関わる研究開発、アイソトープ製造分野における現状や課題について報告し、国内照射試験炉の喫緊の必要性を広く周知するとともに、早期設置に向けた議論を行う。

---

*Tamaki Shibayama[1]

[1]Centar for Advanced Research of Energy and Materials, Faculty of Engineering, Hokkaido University

2021年春の年会

材料部会セッション

照射炉利用関連研究開発の現状と国内照射炉の必要性（１）

Current Status of Research and Development Relating to Irradiation Tests and Necessity of Domestic Materials Testing Reactor ~Part I~

（2）新たな照射試験炉の在り方に関する検討

(2) Consideration for the Modality of a New Irradiation Testing Reactor

*土谷邦彦[1]、山浦高幸[1]、那珂通裕[1]、楠　剛[1]、神永雅紀[1]、寺井隆幸[2]

[1]原子力機構，[2]東京大学名誉教授

1. 概要

平成 30 年 7 月に閣議決定された第５次エネルギー基本計画において、原子力は「安全性・信頼性・効率性の一層の向上」、「再生可能エネルギーとの共存、水素製造や熱利用といった多様な社会的要請の高まりも見据えた原子力関連技術のイノベーションを促進」、「人材・技術・産業基盤の強化に直ちに着手し、安全性・経済性・機動性に優れた炉の追求、バックエンド問題の解決に向けた技術開発を進めていく」とされた。

原子力機構では、平成 29 年 4 月に施設中長期計画を公表し、高経年化した原子力施設を廃止することが決定された。特に、我が国で照射機能を有する材料試験炉(JMTR)も廃止施設となったが、文科省原子力科学技術委員会原子力研究開発基盤作業部会の「中間まとめ」において、我が国が持つべき原子力研究開発機能が示された。このため、原子力機構内に JMTR 後継炉検討委員会を設置し、長期的な視点から JMTR 後継炉としての照射試験炉の在り方に関する検討を開始した。

2. 検討内容

2-1. JMTR 廃止決定の影響と国内外の調査結果

我が国は、JMTR 廃止により、エネルギー基本計画に示されている軽水炉の安全性、信頼性・効率性向上のための技術開発や新型炉開発に必要な照射場を失い、実用的なデータの取得が出来なくなった。また、運転技術や研究開発を行う人材を育成することも困難となっている。さらに、工業用・医療用 RI 製造も海外に依存するしかない状況となっている。一方、海外においても、高出力照射試験炉が高経年化により相次いで廃止されており、現在稼働している多くの照射試験炉も 10 年後には廃止の可能性が高くなっている。世界で建設されている高出力照射試験炉は JHR(フランス)と RA-10(アルゼンチン)の 2 基であるが、規制強化等の問題で建設工期が大幅に遅れている。日本では、もんじゅサイトの試験研究炉の建設のための概念設計が開始されたが、熱出力は数～10MW で中性子ビーム利用を主目的としており、これまでの研究開発で培った技術を維持・高度化するための基礎基盤技術の確立も行いつつ、社会的要請に応えていくためには、新たな照射試験炉の検討も必要不可欠であるといえる。

2-2. 新たな照射試験炉の必要性と実現に向けた検討課題

JMTR 後継としての新たな照射試験炉は、高出力の試験研究炉であることを前提に検討を進めており、その建設には多額の建設費が必要となる。このため、社会的要請を踏まえた利用ニーズをさらに調査し、海外で建設されている照射試験炉やもんじゅサイトの試験研究炉との関係を踏まえた位置づけを明確にすることが重要である。また、これまで JMTR で蓄積した照射技術を継承・維持しつつ、より高度な照射技術を開発することが要求されることから、他の炉とは異なった特徴を有する照射試験炉であることを明示し、国内外との連携を強化することにより、中核的な研究施設とするような運営方針の構築を検討することも必要である。特に、運用にあたっては、国内外の研究者・技術者等の意見を踏まえつつ、その運営形態や利用料金・稼働率向上などの課題を解決しながら、検討を進めることが望まれている。

---

*Kunihiko Tsuchiya[1], Takayuki Yamaura[1], Michihiro Naka[1], Tsuyoshi Kusunoki[1], Masanori Kaminaga[1] and Takayuki Terai[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Professor Emeritus of the University of Tokyo

2021年春の年会

材料部会セッション

照射炉利用関連研究開発の現状と国内照射炉の必要性（１）
Current Status of Research and Development Relating to Irradiation Tests and Necessity of Domestic Materials Testing Reactor ~Part I~

（3）学術研究における照射炉の重要性 —東北大金研大洗の共同利用研究から—

(3) Importance of Materials Testing Reactor on Academic Research
- Activities of IMR-Oarai as a collaborative user facility -

*永井　康介[1]
[1]東北大学金属材料研究所

1. はじめに

東北大金研 附属量子エネルギー材料科学国際研究センター（大洗センター）は、1969 年に設置された前身の附属材料試験炉利用施設時代より、JMTR を中心とした照射炉を利用した学術研究の全国共同利用施設として、JAEA との密接な協力関係を基に、キャプセル開発から照射後試料の最先端の分析まで、様々な学術研究に貢献してきた。また、2008 年の JMTR の停止以降は、共同利用者の照射ニーズに応えるため、海外の研究機関と学術協定を結び、海外炉による代替照射を行ってきた。本講演では、大洗センターにおけるこれらの取り組みを紹介し、共同利用・共同研究における照射炉利用研究ニーズと、国内照射炉の必要性について述べる。

2. 学術における材料照射関連研究分野の現状と照射キャプセルの推移

50 年間で研究のトレンドには様々な変化が見られたが、近年は、軽水炉（圧力容器鋼、シュラウド等の炉内構造物の健全性、事故耐性燃料（被覆管）等）、Gen-IV、核融合炉材料は高い耐照射性を示す様々な候補材料の開発（タングステン、低放射化フェライト、ODS 鋼、バナジウム合金等）、年代測定に用いられる放射化分析など幅広い研究が行われている。図 1 に共同利用を通じて JMTR で照射された照射キャプセル数の推移を示す。稼働初期は無計装キャプセルや水力ラビットといった簡易的な照射が多く行われてきたが、1990 年代から計装キャプセルが増加し、照射温度や環境を精密に制御した照射が強く求められるようになった。2000 年代後半の JMTR の停止によりこれらの照射ニーズが実施できなくなり、主としてベルギーSCK･CEN の BR-2 による代替照射を細々と行っているのが現状である。

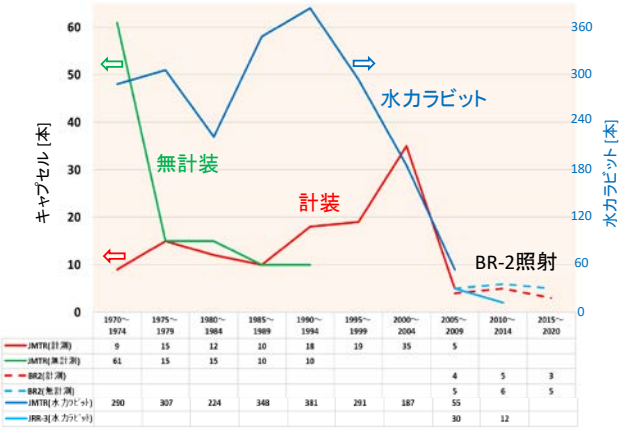


図 1：照射キャプセル数の推移

3. 海外炉代替照射と国内炉の必要性

上記の海外炉代替照射では単なる照射依頼だけでなく、SCK・CEN に教員が長期滞在し、新しい照射キャプセルの共同開発を行っている。先端の材料照射研究にはこのような取り組みが欠かせないが、国内炉と比べて多大な労力、時間、費用がかかる。また、照射領域の確保においても我が国の研究者の希望通りになるわけではない。特に近年世界中の照射炉の老朽化に伴い、稼働中の照射炉に照射希望が集中し、価格の高騰と照射スペースの奪い合いが起きている。これらの事実は国内に一刻も早く照射炉の稼働が欠かせないことを示している。

---

*Yasuyoshi Nagai[1]
[1]Institute for Materials Research, Tohoku University

2021年春の年会

材料部会セッション

照射炉利用関連研究開発の現状と国内照射炉の必要性（１）
Current Status of Research and Development Relating to Irradiation Tests and Necessity of Domestic Materials Testing Reactor ~Part I~

（4）軽水炉燃料開発における照射試験炉と照射後試験施設の役割

(4) The Role of Materials Testing Reactors and Post Irradiation Examination Facilities in the Development of Light Water Reactor Fuels

*坂本　寛[1]
[1]NFD

1. はじめに

軽水炉燃料には高い信頼性が要求されるため、その開発には幅広い知識が必要となるだけでなく、安全性を含めてその性能を事前に実証することが必要となる。我が国で使用されている商業用軽水炉燃料も 1970 年代から信頼性向上を主な目的とした本格的な開発が始まり、1980 年代以降は経済性向上、高性能化を実現するための開発が精力的に行われてきた。近年では、2011 年の福島第一原子力発電所事故の教訓から事故に対してより耐性を高めた事故耐性燃料（Accident tolerant fuel: ATF もしくは Enhanced accident tolerant fuel: EATF）の開発も取り組まれている。

軽水炉燃料は当然のことながら高温高圧の水/水蒸気、高照射環境において年オーダーの長期にわたり燃料として使用される。そのため、その性能の実証には熱機械解析に代表される使用環境における燃料ふるまい予測と先行使用燃料（Lead use assembly: LUA）の照射後試験に代表される試験的実証を組み合わせてきた。この燃料ふるまい予測と試験的実証において、高照射環境を模擬するための照射試験炉と照射により放射化した燃料・材料を調べる照射後試験施設が重要な役割を果たしてきた。

以降では、これまでの軽水炉燃料開発における照射試験炉と照射後試験施設が果たしてきた役割の例を紹介するとともに、例として現在実施されている ATF 開発において今後必要となる役割について述べる。

2. 軽水炉燃料開発における照射試験炉と照射後試験施設の役割

2-1. 軽水炉燃料開発における照射試験炉と照射後試験施設が連携した例

これまでの軽水炉燃料開発の概要については参考文献 1 等にまとめられているが、本稿では国内照射試験炉と国内照射後試験施設が連携して軽水炉燃料開発の役割を果たした例を紹介する。具体的には昭和 61 年度から開始し平成 13 年度に終了した「高燃焼度等燃料安全性試験」において実施された、(1)沸騰水型原子炉（Boiling water reactor: BWR）高燃焼度燃料の LUA 照射試験及び照射後試験と(2)LUA に組み込まれたセグメント燃料を用いた出力急昇試験と照射後試験を紹介する。出力急昇試験は燃料の破損限界を試験的に評価する試験であり、軽水炉燃料の信頼性向上、経済性向上、高性能化のいずれに対しても重要な実証データが得られる貴重な試験である。詳細は参考文献 2 にまとめられている。

事業全体のフロー図を図 1 に示している[(2)]。「高燃焼度等燃料安全性試験」では、燃料加工施設で製造された 8 体のステップⅡ燃料集合体を福島第二原子力発電所 2 号機で 1－5 サイクル炉内燃焼させ、サイクル毎に NFD に輸送して照射後試験を実施して照射後試験データを取得した。また、3 サイクル以上炉内燃焼した集合体については、NFD において燃料集合体から採取したセグメント燃料を材料試験炉（Japan materials testing reactor: JMTR）において出力急昇試験を実施して出力急昇試験データを取得し、出力急昇試験後のセグメント燃料を NFD にて照射後試験を実施して照射後試験データを取得した。本稿では、セグメント燃料を NFD から JMTR に輸送した以降のフローのみを取り上げる。

図 1 に示したように NFD と JMTR の間でセグメント燃料の輸送を行っている。出力急昇試験におけるセグメント燃料のふるまいを詳細に調べるために、出力急昇試験前後において出力急昇試験中に起こる変化（塑

性変形、ガス放出、外観変化等）を評価するための数多くの試験を実施した。また、出力急昇試験では出力急昇試験中の試験条件及び破損による冷却材放射能上昇をその場計測した。

試験データや試験結果については参考文献 2 に譲るが、出力急昇試験では照射後試験施設、照射試験炉の両施設が高い精度、信頼性をもった試験データを採取することで初めて試験結果が得られる。「高燃焼度等燃料安全性試験」では、被覆管外面からの破損という新たな破損形態が観察され、その後その機構解明を目的とした研究が実施されたが [3]、出力急昇試験前後の試験データと出力急昇試験中の計測データの全てが高い精度、信頼性を持っていたことがその機構解明に大いに寄与した。また、数多くの出力急昇試験を実施することができたが、これは照射試験炉（JMTR）と照射後試験施設（NFD）が隣接していたために輸送が比較的容易であったという物理的な面の寄与も実施を可能とした要因の一つであった。

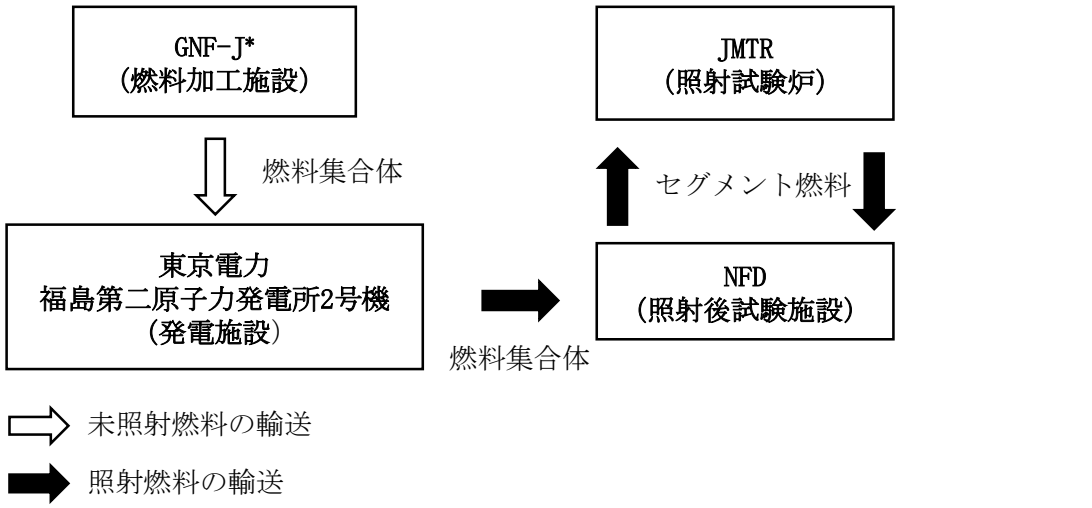


図 1　高燃焼度等燃料安全性試験の事業全体のフロー図 [2]

2-2. ATF 開発における照射試験炉と照射後試験施設の役割

前節では国内の照射後試験施設と国内照射試験炉が連携した好例を示したが、現在進められている ATF 開発においても照射後試験施設と照射試験炉が必要である。ATF として国内外で開発されている候補材はこれまでのジルカロイ-UO_2系燃料だけではなく、SiC/SiC や FeCrAl-ODS 等の全く新しい被覆管材や UN 等の新しい燃料材を使用するものも含まれており [4]、基礎的な物性データの取得から必要な場合も多く、当然のことながら照射による物性変化も必要な物性データであり、これまで以上に照射後試験施設と照射試験炉を利用する必要がある。

国内の ATF（被覆管材）の開発状況であるが、概ね照射試験炉、照射後試験施設の両者が必要な段階であり [5]、至近の課題として材料照射試験、模擬燃料棒照射試験及びその照射後試験が必要であることが明確である。しかし、JMTR の廃炉が決定した現状では少なくとも国内だけでの実施は困難となっており、海外照射試験炉の利用を前提とせざるを得ない。

3. 国内照射試験炉と国内照射後試験施設への期待

前章で示した様に、ATF 開発においては至近の問題として材料照射試験、模擬燃料棒照射試験及びその照射後試験が必要であり、そのためには照射試験炉、照射後試験施設の両者が必要であるが、少なくとも照射試験炉としては海外施設を利用せざるを得ない。この状況における短期的、長期的課題を以下に考察する。

(1) 短期的課題

種々の課題があると思われるが、主な課題は照射試験の実施機会が減少することであり、その影響は照射

した燃料・材料の輸送を伴う場合にはより顕著である。特に照射した燃料の輸送を伴う場合には、輸送の費用負担が大きく実施機会も限られるため、結果として実施機会が大幅に減少してしまうことを意味する。なお、材料照射試験の場合、未照射材料を海外照射試験炉に送付し、海外照射試験炉で照射された試験材を国内照射試験後施設に返送して照射後試験を実施することも可能である。しかしながら、照射試験材の国境を跨いだ輸送が必要なため予定通りに実施できない懸念があり、海外照射後試験施設において試験データを採取せざるを得ない場合もある。一方、種々の条件が整えば、海外照射試験炉、海外照射後試験施設を利用することで、より効率的に試験データを採取できるが、これら海外施設の利用のみが選択肢では照射方法や時期についての自由度が低下してしまう。

(2) 長期的課題

短期的課題において述べたが、国内照射試験炉が利用できない状況が続くと照射試験の機会が減少してしまうことに加えて、国内照射後試験施設を利用する機会も減少することになる。この状況が続くと、長期的には国内照射後試験施設における継続的な照射後試験が困難となり、最終的には国内照射後試験施設の維持も困難となる。すなわち、国内照射試験炉の問題は国内照射後試験施設の存続にも密接に繋がっており、国内の照射試験技術・知見が散逸するだけでなく、照射後試験を通じて得られてきた照射後試験技術・知見も散逸してしまうことを意味する。このような状況では、照射燃料・材料に精通した人材を育成することを期待することは困難であり、長く続けられてきた国内軽水炉燃料開発への影響が懸念される。

これら短期的・長期的課題から、高品質の試験データの採取及び試験データ採取を通じた人材育成が可能な国内照射試験炉と国内照射後試験施設の連携を確保することが期待される。その実現（再生）には、国内照射試験後施設が存続している状況を逃すことなく、至近の問題として燃料・材料の照射試験が可能な国内照射試験炉を検討し、長年培ってきた高度な照射試験技術・知見を礎とした新たな国内照射試験炉の復活が望まれる。

4. 参考文献

(1) 財団法人　原子力安全研究協会、「軽水炉燃料のふるまい」（改訂第 5 版）、平成 25 年 3 月
(2) 財団法人　原子力発電技術機構、「平成 13 年度高燃焼度等燃料安全試験に関する報告書」（BWR 高燃焼度燃料　総合評価編）、平成 14 年 3 月
(3) 独立行政法人　原子力安全基盤機構、「平成 22 年度　高燃焼度燃料破損限界試験成果報告書」、平成 24 年 12 月
(4) OECD/NEA, State-of-the-art report on light water reactor accident-tolerant fuels, NEA No. 7317 (2018)
(5) S. Yamashita, I. Ioka, Y. Nemoto, T. Kawanishi, M. Kurata, Y. Kaji, T. Fukahori, T. Nozawa, D. Sato, N. Murakami, H. Sato, T. Kondo, K. Sakamoto, K. Kusagaya, S. Ukai, A. Kimura, A. Yamaji, "Overview of accident-tolerant fuel R&D program in Japan", Proceedngs of TopFuel2019, Seattle, WA, Setember 22-27, 2019, 206-216

*Kan Sakamoto[1]
[1]NFD

2021年春の年会

材料部会セッション

照射炉利用関連研究開発の現状と国内照射炉の必要性（１）

Domestic Status of Research and Development Relating to Irradiation Tests and Necessity of Domestic Materials Reactor ~Part I~

(5) RI 製造における国内照射試験炉の必要性

(5) Necessity of Domestic Materials Testing Reactor on Radioisotope Production

*河村　弘[1]

[1]株式会社千代田テクノル

1. はじめに

弊社は、1997 年 2 月の「特殊法人の整理合理化」に関する閣議決定を受け、日本原子力研究所から技術移転され、2000 年から RI の製造・頒布を行ってきた。その後、東日本大震災の影響により JMTR 及び JRR-3 が停止され、10 年以上にわたって海外から輸入してきた。しかしながら、利用してきた国外炉の老朽化、炉利用合理化等による供給停止により、新たな国外炉を探しながら、薄氷を踏むようにして安定供給を継続してきた。この状況を踏まえて、RI 製造の視点から国内照射試験炉の必要性について述べる。

2. 国内照射試験炉の必要性

(1) 国外からの RI 輸入

- 短半減期核種の輸入は空輸で行われるが、テロや火山噴火等の自然災害により不安定である。また、長半減期核種の船舶輸入に関しては、運航会社が少なく、専用船に近い運航になる。このように、RI 輸送手段の不安定さにより、国外炉からの輸送には大きなリスクが発生している。
- RI 生産用国外炉の老朽化等により RI の安定供給が難しくなってきている。特に、がん診断に必要な ^{99}Mo/^{99m}Tc の全世界生産量は 2014 年頃から順次減少し、10 年後には 20%以下になる可能性が高い。
- RI 生産国は自国への供給が最優先である。特に、がん撲滅の特効薬になりえる α 核種の日本への輸入量と需要量のバランスが維持できない状況にある。

(2) 抵抗均一性が高い NTD-Si（Si 半導体）の供給

- Si 単結晶に中性子照射し、^{30}Si を ^{31}P に核変換させて製造する n 型 Si 半導体(NTD-Si)は、非常に抵抗均一性が高く、100%輸入されている。この NTD-Si は、パワー半導体への利用が急拡大しそうになってきており、業界全体で需要予測検討が開始されている。このように、材料セキュリティの観点から、NTD-Si の供給は、日本の電器産業にとって死活問題になる可能性がある。

3. まとめ

現在、RI 製造に関して下記のような課題がある。

① 輸送手段の不安定さにより、国外炉からの輸送に大きなリスクが発生する。

② 国外炉の老朽化等により、RI の安定供給が難しくなってきている。特に、がん診断に必要不可欠な ^{99}Mo/^{99m}Tc の全世界の生産量は、2014 年頃から順次減少し、10 年後には 20%以下になる可能性が高い。

③ RI 生産国は自国への供給が最優先である。特に、がん撲滅の特効薬になりえる α 核種の日本への必要量の供給は、困難になると思われる。

④ 100%輸入されている NTD-Si は、抵抗均一性が他の Si 半導体より高いため、パワー半導体への利用の急成長したら、材料セキュリティの観点から、NTD-Si の供給は日本の電器産業にとって死活問題になる。

上記課題を解決する唯一の方策は、国内に照射試験炉を速やかに建設することである。

---

*Hiroshi Kawamura[1]

[1]Chiyoda Technol Corporation

(Wed. Mar 17, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room K)

[1K_PL06] Discussion

Chair: Mitsuhiro Kodama[1] （1. NFD）

軽水炉、高速炉、核融合炉材料の研究開発において、照射試験炉を用いた照射試験は不可欠である。これまで国内の照射試験炉として利用されてきたJMTRの廃止決定を受け、新たな照射試験炉の設置が求められている。本企画セッションでは、JAEAにおける新たな照射試験炉の検討状況をはじめ、国内大学や企業における材料照射試験に関わる研究開発、アイソトープ製造分野における現状や課題について報告し、国内照射試験炉の喫緊の必要性を広く周知するとともに、早期設置に向けた議論を行う。

©Atomic Energy Society of Japan

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[1], Akiyoshi Nomoto[1], Kenji Nishida[1], Kenichi Nakashima[1], Yoshinori Hashimoto[1], Yasukazu Takada[2], Oumaya Toru[2], Takatoshi Hirota[3] (1. CRIEPI, 2. KEPCO, 3. MHI)

2:45 PM - 3:00 PM

[1K09] Revisions of JEAC4201 Embrittlement Trend Curve

*Toru Oumaya[1], Masahide Suzuki[4], Koji Fukuya[1], Yasukazu Takada[3], Akiyoshi Nomoto[2], Ryoichi Saeki[2], Kenji Nishida[2], Yoshinori Hashimoto[2] (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[1], Ryoichi Saeki[1], Akiyoshi Nomoto[1], Kenichi Nakashima[1], Toru Oumaya[2], Yasukazu Takada[2] (1. CRIEPI, 2. KEPCO)

3:15 PM - 3:30 PM

[1K11] Revisions of JEAC4201 Embrittlement Trend Curve

*Takatoshi Hirota[1], Ryoichi Saeki[2], Akiyoshi Nomoto[2], Kenji Nishida[2], Yoshinori Hashimoto[2], Yasukazu Takada[3], Toru Oumaya[3] (1. MHI, 2. CRIEPI, 3. KEPCO)

3:30 PM - 3:45 PM

[1K12] Revisions of JEAC4201 Embrittlement Trend Curve

*Katsuhiko Fujii[1] (1. INSS)

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

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[1]，野本 明義[1]，中島 健一[1]，橋本 資教[1]，高田 泰和[2]，大厩 徹[3]，廣田 貴俊[4]

[1]電中研，[2]関西電力，[3]関西電力（現 INSS），[4]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：原子炉圧力容器，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【現行式との比較】	現行式 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 ● 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【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 ● ASTM E900-15 を参考に関数形統一	
関数形式【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【追加・拡充】	2012 年 6 月時点 ● 国内監視試験及び試験炉照射データ ● APT測定データ（体積率）	2020 年 3 月時点 ➢ 国内監視試験データ（拡充）、試験炉照射データ（拡充） ➢ APT測定データ（体積率以外の指標も追加）	
最適化対象【拡張】	● ミクロ組織変化 ＞溶質原子クラスター体積率 ● 脆化量（ΔRT_{NDT}）	● ミクロ組織変化 ＞溶質原子クラスター体積率 ➢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 ● 脆化量（ΔRT_{NDT}）	
重み付け【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【変更】	● 中性子照射量、中性子束 ● 照射温度 ● 化学成分（Cu,Ni）	● 中性子照射量、中性子束 ● 照射温度 ➢ 化学成分（Cu,Ni,Si,Mn）	● 中性子照射量、中性子束 ➢ 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 Saeki[1], Akiyoshi Nomoto[1], Ken-ichi Nakashima[1], Yoshinori Hashimoto[1], Yasukazu Takada[2], Toru Oumaya[3] and Takatoshi Hirota[4]

[1]CRIEPI, [2]KEPCO, [3] KEPCO (Present:INSS), [4]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[1], 鈴木 雅秀[2], 福谷 耕司[3], 高田 泰和[4], 野本 明義[5], 佐伯 綾一[5], 西田 憲二[5], 橋本 資教[5]

[1]関西電力(現 INSS), [2]長岡技術科学大学, [3]原子力安全システム研究所(INSS), [4]関西電力, [5]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、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「原子炉圧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り、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 ・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との考え方(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 ・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 ・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 ・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[1], Masahide Suzuki[2], Koji Fukuya[3], Yasukazu Takada[4], Akiyoshi Nomoto[5], Ryoichi Saeki[5], Kenji Nishida[5] and Yoshinori Hashimoto[5]

[1]KEPCO (Present:INSS), [2]Nagaoka University of Technology, [3]Institute of Nuclear Safety System(INSS), [4]KEPCO, [5]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[1]，佐伯　綾一[1]，野本　明義[1]，中島　健一[1]，大厩　徹[2]，高田　泰和[3]

[1]電中研，[2]関西電力(現 INSS)，[3]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靭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 $A=\zeta_2\left(1-C_{Cu}^0\right)\left(1+\zeta_3\frac{\phi}{10^{11}}\right)$　$B=\zeta_5\left(1+C_{Ni}^0\right)\frac{\phi}{10^{19}}+\frac{\zeta_7\left(C_{Ni}^0\right)}{10^5\left(C_{Cu}^0+\zeta_9\right)}$
クラスター体積率 $V_f=V_{clust}C_{SC}$	クラスター体積 $V_{clust}=A+Bt$
照射誘起クラスターの数密度 $C_{SC}^{ind}=\gamma_1 t+\frac{\gamma_1}{\alpha_1}\left(e^{-\alpha_1 t}-1\right)$	照射促進クラスターの数密度 $C_{SC}^{enh}=\beta_4\left(1-\frac{1}{\beta_3\beta_4 t+1}\right)$
マトリックス損傷の数密度 $C_{MD}=\frac{\gamma_1}{\alpha_1}\left(1-e^{-\alpha_1 t}\right)$	マトリックスCu濃度 $C_{Cu}^{mat}=C_{Cu}^0-\delta_1 C_{SC}^{enh}$

$\alpha_1=a_1\left(1+\frac{\phi}{a_2\phi^{mean}}\right)^{a_3}C_{Cu}^{a_4}$　$\beta_1=a_5\left\{1+a_{10}\left(\frac{C_{Ni}^0}{C_{Ni}^{0,mean}}\right)^{a_{11}}\right\}\left(1+\frac{\phi}{a_2\phi^{mean}}\right)^{a_{12}}$

$\beta_2=\beta_1\left(\delta_1\right)^2$　$\beta_4=\begin{cases}\frac{C_{Cu}^0-0.04}{\delta_1}, C_{Cu}^0-0.04>0\\ 0, \quad C_{Cu}^0-0.04\le 0\end{cases}$

$\gamma_1=b_1\left\{1+b_2\left(\frac{C_{Ni}^0}{C_{Ni}^{0,mean}}\right)^{b_3}\right\}\phi^{b_4}$　$\delta_1=d_1\left(\frac{C_{Cu}^0}{C_{Cu}^{0,mean}}\right)$

a_1,b_1,d_1,ζ_1,C_m 最適化の対象となる係数

ϕt 照射量　C_{Cu}^0 Cu含有量　X^{mean} 平均値

ϕ 中性子束　C_{Ni}^0 Ni含有量

t 照射時間　C_{Si}^0 Si含有量

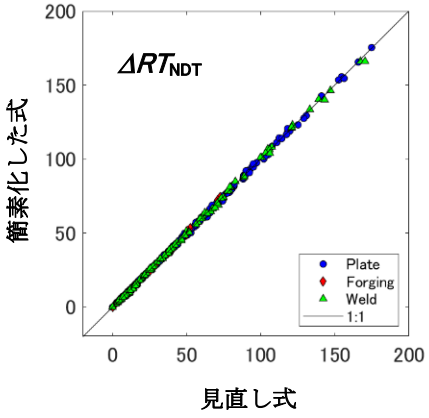


図 1. 簡素化した式と見直し式の評価値の比較

*Yoshinori Hashimoto[1], Ryoichi Saeki[1], Akiyoshi Nomoto[1], Ken-ichi Nakashima[1], Toru Oumaya[2] and Yasukazu Takada[3]

[1]CRIEPI, [2]KEPCO (Present:INSS), [3]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[1]，佐伯 綾一[2]，野本 明義[2]，西田 憲二[2]，橋本 資教[2]，高田 泰和[3]，大厩 徹[4]

[1]三菱重工業株式会社，[2]電力中央研究所，[3]関西電力，[4]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℃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靭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，各因子の依存性は大きくなく，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℃に設定した。

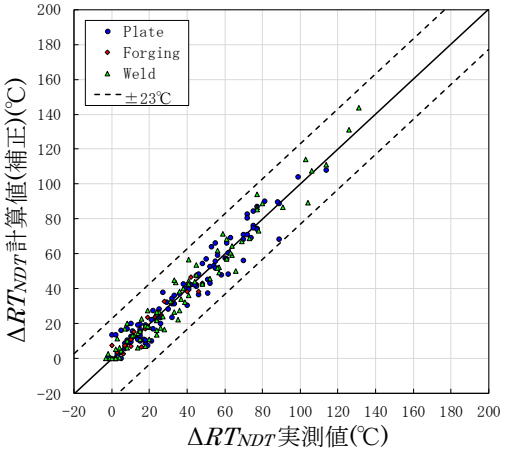


図　ΔRT_{NDT}実測値と ΔRT_{NDT}計算値（補正）

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。

---

*Takatoshi Hirota[1], Ryoichi Saeki[2], Akiyoshi Nomoto[2], Kenji Nishida[2], Yoshinori Hashimoto[2], Yasukazu Takada[3] and Toru Oumaya[4]

[1] Mitsubishi Heavy Industries, LTD., [2]Central Research Institute of Electric Power Industry, [3]KEPCO, [4]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[1]

[1]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。両者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、中性子照射による鋼材中のミクロ組織変化予測式と、ミ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ミ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、これらの係数はミ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。

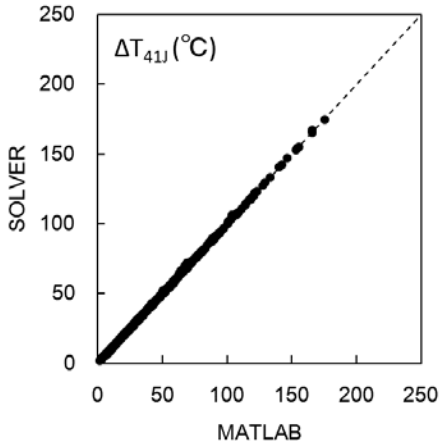


図 関連温度移行量の計算値の比較

*Katsuhiko Fujii[1] [1] Institute of Nuclear Safety System

General Meeting

[1L_GM] The 64th General Meeting of International Nuclear Information Network

Wed. Mar 17, 2021 12:10 PM - 12:50 PM Room L (Zoom room 12)

[1L_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Wed. Mar 17, 2021 12:10 PM - 12:50 PM Room L)

[1L_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

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

[1L_PL] University-driven Innovation to be pursued for realizing “ Society 5.0”

Chair: Yukinori Hirose (TOSHIBA ESS)

Wed. Mar 17, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room L (Zoom room 12)

[1L_PL01] University-driven Innovation to be pursued for realizing “ Society 5.0”

*Shuichi Sakamoto[1] （1. MEXT）

©Atomic Energy Society of Japan

2021年春の年会

海外情報連絡会セッション

Society5.0 時代に求められる大学発イノベーション

University-driven Innovation to be pursued for realizing “Society 5.0”

*坂本 修一[1]
文部科学省

1. 政策的背景

第５期科学技術基本計画においては、サイバー空間とフィジカル空間（現実社会）が高度に融合した「超スマート社会」の実現を目指した一連の取組が「Society 5.0」として位置付けられている。言い換えれば、生産活動や社会生活の状態をセンシングによってリアルタイムで把握し、AI によって解析して高度に最適化、自動化していく取組であるが、このような取組は急速に進展し、経済社会の構造を大きく変えつつある。経済界においては、「Society5.0」を『「創造社会」すなわち「デジタル革新と多様な人々の想像・創造力の融合によって、社会の課題を解決し、価値を創造する社会』と捉えられている。

このような状況の中で、学問が取り組むべき重要な社会課題は数多く存在する。近年、様々な技術分野のデジタルトランスフォーメーションを先導する人材の育成をはじめ、本格的な産学官連携が重要であるという議論が盛んに行われている。ますます高度化する知識社会の中で、大学あるいは学問のあり方も変わらなければならないという要請がますます強くなっている。

2. 大学の機能に求められる変化

２００６年の教育基本法改正により、我が国においても、大学の機能について、教育と研究に加えて、それらの成果の社会還元という第 3 の機能が加わった。大学は学術論文の発表だけではなく、学術的な成果をもとに価値を生み出すところまで実践するよう活動領域を拡張する必要があるのではないかということが、産学官の関係者が集う様々な場で議論されている。

したがって、伝統的な学問分野の再構成を行って新しい領域を開拓し、最先端の学術的知識を基にイノベーションを起こすとともに、さらなる開拓の芽となるような学術的課題を探索していく活動を専門分野を超えて展開していくことは、産学官連携、産業競争力強化のみならず、学問の発展や新領域の人材育成を含めた大学の使命を果たすうえで非常に重要な課題となっているといえるのではないだろうか。

近年の産学官連携の動向を見ても、例えば企業の研究開発部門と大学との関係について、研究成果や技術を企業がどう取り込むかだけではなく、企業が将来展開しようとする事業戦略に必要なシーズ、コンセプトを共同でつくることを企業側は求めはじめており、さらに製造部門や事業部門まで、大学に大きな役割が期待されている。第一線の研究者の研究成果をもとにスタートアップが大学から生み出されて企業のアライアンスの先となる、そういった新たなビジネス創出の重要な部分を担っていくところまで、学問の役割の進化が必要となっていると言えるのではないだろうか。

3. 海外の状況と原子力分野への示唆

米国では、上記のように産学共同研究を構造化し、その中で博士人材も育成する取り組みが長年継続されている。産学共同による研究人材育成は英国においても重視されており、産学官連携の枠組みの下で開発された人材育成フレームワークによって伝統的な学問分野を超えた構想力、創造性を培う取り組みが進められている。産学共同による研究・人材育成の一体的推進は、欧米主要国の中で大きな流れとなっており、様々な学問分野での新しいサイエンスの形成（例えば核融合）において特に重要になるものと考えられる。

*Shuichi Sakamoto[1]

[1]Ministry of Education, Sports, Culture, Science and Technology

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[1], Yasusi Kino[2], Yoshiharu Tanahashi[1], Kimitaka Itoh[1], Norimasa Yamamoto[1], Shinji Okada[1], Atsuo Iiyoshi[1] (1. Chubu University, 2. Tohoku University)

2:45 PM - 3:00 PM

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

*Naoko Ashikawa[1,2], Tomoko Kawate[1,3,2], Hirotaka Toyoda[4,1], Zhen Sun[5,6] (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[1], Satoshi Ito[1], Hidetoshi Hashizume[1] (1. Tohoku Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

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[1]，木野康志[2]，棚橋美治[1]，伊藤公孝[1]，山本則正[1]，岡田信二[1]，飯吉厚夫[1]
[1]中部大学，[2]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ー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

負のミューオンが電子に交換されると、「ミューオン原子（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 (1) 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、ミュー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 (2) 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 ts=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。ミュー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. ミューオン触媒核融合の概念(3)

図 2 は、新しい核融合炉の概念を示す。炉芯は、約 1cm^3 の小さなコアで 10^{19}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、D_2 + 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}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。

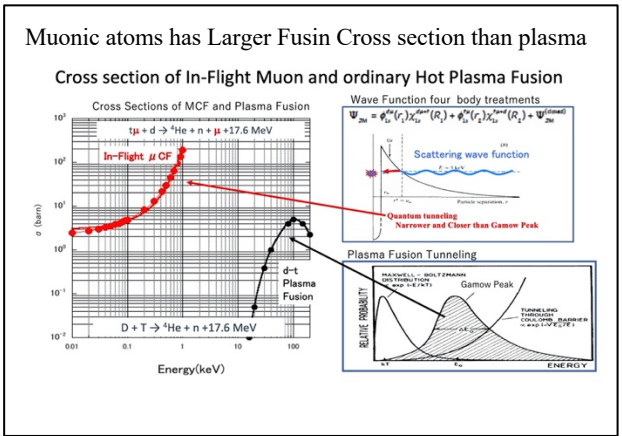


Fig.1 Comparisons of cross-sections of ordinary thermo nuclear fusion with Maxwellian plasma and muon catalyzed fusion.
Muon forms an atom having larger fusion cross-section than bare nucleons (plasma), due to strong Coulomb shielding of the muon. The tunneling is more effective than Gamow peak in hot plasma.

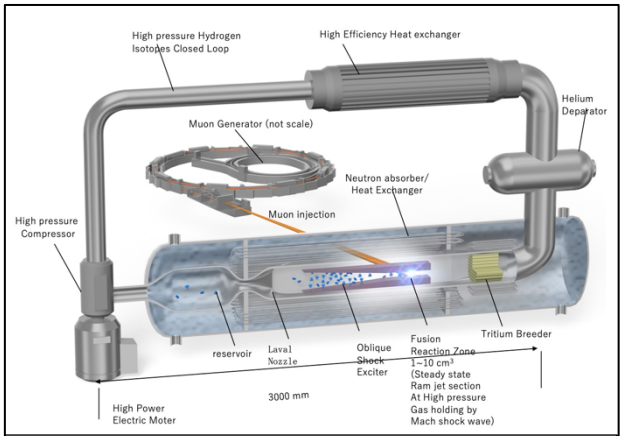


Fig.2 System layout of a steady-state muon catalyzed fusion reactor. Reaction gas is circulating along the closed wind tunnel consisting of the High pressure tank - Laval nozzle - Mach shock exciter -Ramjet Fusion Core - tritium breeder - helium separator gas cooler /heat exchanger - compressor to the 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[1], Yasushi Kino[2], Yoshiharu Tanahashi[1], Kimitaka Itoh[1], Norimasa Yamamoto[1], Sinji Okada[1], Atsuo Iiyoshi[1]
[1]Cubu University, [2]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[1,2]，川手朋子[1,2,3]，豊田浩孝[4,1]，SUN Zhen[5,6]
[1]核融合研，[2]総研大，[3]国立天文台，[4]名大，[5]PPPL，[6]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ッパー（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。不純物粒子ドロッパー（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イ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 Hα（水素プラズマ）もしくは Dα（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 Hαもしくは Dα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 Hα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 Hα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、Hα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。

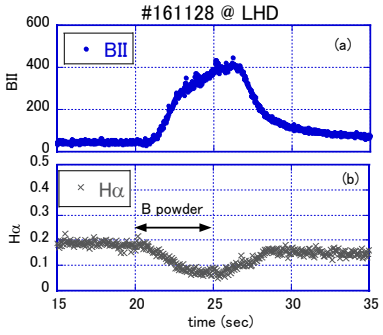


図１．水素プラズマへのボロン粒子落下開始（20 秒）後の１価ボロン(BII)および Hαの時間変化

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 Hα強度の減少が顕著に観測された。Hα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。

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[1,2], Tomoko Kawate[1,2,3], Hirotaka Toyoda[4,1], and Zhen Sun[5,6]
[1]NIFS, [2]The Graduate University for Advanced Studies, [3]NAOJ, [4]Nagoya Univ., [5]PPPL, [6]ASIPP

MHD 液膜流に挿入した電磁力制御フィンの流動撹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撹拌を目的に，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[1]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撹拌を提案している[2]．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．

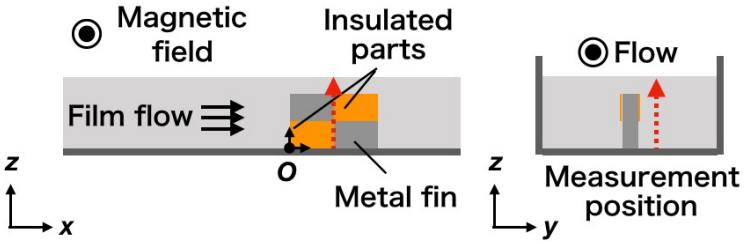


図 1 実験体系

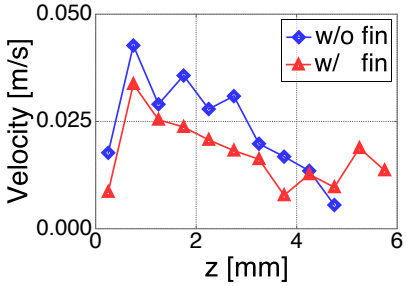


図 2 主流速度分布

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[1], Satoshi Ito[1] and Hidetoshi Hashizume[1]

[1]Tohoku Univ.

Poster Session | Poster Session | Student Network

[1Z_PS] Poster Session of Student Network: Core Time 1

Wed. Mar 17, 2021 4:30 PM - 6:30 PM Poster Session (Zoom room 14)

[1Z_PS] Poster Session Core Tome 1

©Atomic Energy Society of Japan

(Wed. Mar 17, 2021 4:30 PM - 6:30 PM Poster Session)

[1Z_PS] Poster Session Core Tome 1

学生連絡会主催の学生ポスターセッションはリモートで開催いたします。今回も日本全国から多くの学生が日頃取組んでいる研究や学生活動等について報告をします。コアタイムは10～12時のコアタイム第1部と14～16時のコアタイム第2部にわかれています。学生が研究発表する機会は中々ありません。1人でも多くの専門家との議論が学生のモチベーションになります。お時間がございます際には是非ともご参加ください。ご参加には参加申請が必要です。数分で終わりますので、 申込フォームからご登録ください。

©Atomic Energy Society of Japan