Fri. Sep 13, 2024

Oral presentation | I. General Issues：General Issues

Fri. Sep 13, 2024 9:30 AM - 10:20 AM JST | Fri. Sep 13, 2024 12:30 AM - 1:20 AM UTC Room J(Recture RoomsB 1F B104)

[3J01-03] Social Research & Communication 3

Chair:Yoshihito Takeda(Hokkaido Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3J01]

Study of Communication Methods for Geological Disposal through Class in Primary and Secondary Education

(1) Analysis of the Influence of Class Format on Opinion Change

*yuki HASHIMOTO[1], Kiriko CHII[2], Masako Ikegami[1] (1. Tokyo Institute of Techno, 2. Tokai University)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3J02]

Study of Communication Methods for Geological Disposal through Class in Primary and Secondary Education

(2) Study of Communication Methods for Fostering a Sense of Ownership about Geological Disposal Issue

*Kirko CHII[1], Yuki HASHIMOTO[2], Keiichiro WAKASUGI[1] (1. Tokai University, 2. Tokyo Institute of Technology)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3J03]

The Impact of Information Receptivity on Opinion Formation with Radioactive Waste Disposal

*Shin Horiguchi[1], Kenta Murakami[1], Shinichi Nakayama[1] (1. UTokyo)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Fri. Sep 13, 2024 9:30 AM - 10:35 AM JST | Fri. Sep 13, 2024 12:30 AM - 1:35 AM UTC Room E(Recture RoomsA 2F A200)

[3E01-04] Combustion Phenomenon, Concrete Damage

Chair:Kenta Murakami(UTokyo)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3E01]

Enhancement of Analysis Method for Phenomena of Severe Accidents at Nuclear Power Plant

*Ichiro Nakamori[1], Fumitomo Onishi[1], Atsuo Takahashi[1], Takayuki Tomizuka[1] (1. AdvanceSoft)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3E02]

Evaluation of flammable gasses generated by organic materials in nuclear primary containment vessel (Part 3)

*Yukiko Furuhashi[1], Kazuhiro Koike[1], Takahiro Hoshino[1], Ryohei Endo[1] (1. TEPCO HD)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3E03]

Preliminary experiment on concrete explosive spalling in high-temperature environment

*Daisuke Tochio[1], Mitsuo Ozawa[2], Reima Okura[2], Jun Hanyu[2], Wataru Kikuchi[1] (1. NRA, 2. Gunma Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3E04]

Factors of concrete damage in severe accident at Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*Osamu Kontani[1], Shohei Sawada[1], Shunsuke Ishikawa[1] (1. Kajima Corporation)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Fri. Sep 13, 2024 9:30 AM - 10:50 AM JST | Fri. Sep 13, 2024 12:30 AM - 1:50 AM UTC Room D(Recture RoomsA 1F A106)

[3D01-05] Advanced Reactors Design

Chair:Shuhei Maruyama(JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3D01]

Neutronics and Safety Evaluation of Directly Reusing Spent Fuel in a High-Temperature Gas-Cooled Reactor

*Hong Fatt Chong[1], Hiroshi Sagara[1] (1. Tokyo Tech)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3D02]

Power Distribution Optimized in a Prismatic Type HTGR Using MgO-BeO as a Composite Moderator

*Irwan Simanullang[1], Nozomu Fujimoto[1] (1. Kyushu University)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3D03]

Analysis of Effect of Nuclear Data Library on Transmutation Characteristics and Criticality in Fluoride Molten Salt Reactor

*Koji Fujikura[1], Naoto Aizawa[1] (1. Tohoku Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3D04]

Study on Reactivity Control of Accelerator-Driven System by Inserting Void Reactivity

*Yuki Yokoyama[1], Naoto Aizawa[1] (1. Tohoku Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3D05]

Study on minimization of burn-up reactivity loss for small PWR with TRISO Fuel Part2

*Shiryu Okuda[1], Takanori Kitada[1], Satoshi Takeda[1], Takeshi Yamanaka[1] (1. Osaka University)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Fri. Sep 13, 2024 9:30 AM - 10:55 AM JST | Fri. Sep 13, 2024 12:30 AM - 1:55 AM UTC Room G(Recture RoomsB 1F B101)

[3G01-05] Seismic Isolation Device for Sodium-cooled Fast Reactor

Chair:Hiroyuki Nishino(JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3G01]

Development of Seismic Isolation Device for Sodium Fast Reactor Plant

Part 1 : Development Background and Device

*Tomohiko Yamamoto[1], Masato Uchita[2], Shigeki Okamura[1], Masashi Miyazaki[1], Tomoyuki Hirayama[3] (1. JAEA, 2. JAPC, 3. MFBR)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3G02]

Development of Seismic Isolation Device for Sodium Fast Reactor Plant

Part 2 : Development of Horizontal Seismic Isolation Device

*Shinobu Yokoi[1], Tomohiko Yamamoto[2], Takahiro Somaki[3], Nobuo Murota[4], Naoki Endo[5] (1. MFBR, 2. JAEA, 3. OBAYASHI, 4. BS, 5. Kawakin Core-Tech)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3G03]

Development of Seismic Isolation Device for Sodium Fast Reactor Plant

Part 3 : Development of Three-Dimentional Seismic Isolation System

*Tomoyuki Hirayama[1], Tomohiko Yamamoto[2], Ryota Morobishi[3], Masaki Yukawa[3], Misaki Nakamura[4] (1. MFBR, 2. JAEA, 3. OBAYASHI, 4. Kawakin Core-Tech)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3G04]

Development of Seismic Isolation Device for Sodium Fast Reactor Plant

Part 4. Assembly test of 3D isolation device

*Masaki Yukawa[1], Tomohiko Yamamoto[2], Tomohiro Hirayama[3], Shinobu Yokoi[3], Ryota Morobishi[1] (1. OBAYASHI, 2. JAEA, 3. MFBR)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3G05]

Development of Seismic Isolation Device for Sodium Fast Reactor Plant

Part 5 : Feasibility of Seismic Isolation and Development Plans

*Shigeki Okamura[1], Masato Uchita[2], Tomohiko Yamamoto[1], Tomoyoshi Watakabe[1], Tomoyuki Hirayama[3] (1. JAEA, 2. JAPC, 3. MFBR)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Fri. Sep 13, 2024 9:30 AM - 11:10 AM JST | Fri. Sep 13, 2024 12:30 AM - 2:10 AM UTC Room N(Recture RoomsB 2F B203)

[3N01-06] Irradiation Behaviors of Core Materials and Nuclear Fuels

Chair:Kan Sakamoto(NFD)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3N01]

Evaluation of irradiation effects on microstructure and element distribution in Nb-doped Zr alloys

(8) (S)TEM-EDS analysis of MDA under high dose Zr ion irradiation

*Takashi Sawabe[1], Fumihiro Nakamori[1], Takeshi Sonoda[1] (1. CRIEPI)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3N02]

Evaluation of irradiation effects on microstructure and element distribution in Nb-doped Zr alloys

(9) Atom probe analysis of MDA under high dose Zr ion irradiation

*Fumihiro Nakamori[1], Takashi Sawabe[1], Takeshi Sonoda[1] (1. CRIEPI)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3N03]

Behavior of chromium-coated zirconium alloy fuel rods in simulated beyond design basis accident

(2) Comparison of single layer Cr and bi-layer Cr/CrN coated Zircaloy-4 fuel bundles

*Kinya Nakamura[1], Kenta Inagaki[1], Juri Stuckert[2], Martin ŠEVEČEK[3] (1. CRIEPI, 2. KIT, 3. CTU)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3N04]

Development of coated zirconium alloy fuel cladding as an accident tolerant fuel for PWR

Updated development road map and corrosion behavior under normal operation

*Yuji Okada[1], Daiki Sato[1], Yasunari Shinohara[2], Koichi Ogata[2], Kunitaka Nagamine[2], Shinichiro Yamashita[3], Nozomu Murakami[1] (1. MHI, 2. NDC, 3. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3N05]

Irradiation Behavior evaluation of Small Modular Reactor fuel at high burnup (2nd report)

*Keizo Matsuura[1] (1. FUT)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[3N06]

High density electronic excitation damage in nitride ceramics

*Seiya Takaki[1], Norito Ishikawa[1], Mohammad Majidur Rahman[2], Kazuhiro Yasuda[3] (1. JAEA, 2. Jagannath Univ., 3. Kyushu Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Fri. Sep 13, 2024 9:30 AM - 11:20 AM JST | Fri. Sep 13, 2024 12:30 AM - 2:20 AM UTC Room K(Recture RoomsB 2F B200)

[3K01-07] Nuclide Separation

Chair:Tomoo Yamamura(Kyoto Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3K01]

Effect of polymer coverage of impregnated adsorbent on column separation performance

*Hirotsugu Ichihara[1], Kenta Katsuki[1], Tsuyoshi Arai[1], Sou Watanabe[2], Yuichi Sano[2], Masayuki Takeuchi[2] (1. Shibaura Inst. of Tech., 2. JAEA)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3K02]

Development of regeneration technology for used extractant-impregnated adsorbent

*Akihiro Ogawa[1], Kenta Katsuki[1], Tsuyoshi Arai[1], Yasunori Miyazaki[2], Sou Watanabe[2], Yuichi Sano[2], Masayuki Takeuchi[2] (1. Shibaura Inst. of Tech., 2. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3K03]

Development of Nuclide Separation Process from High-level Liquid Waste using Impregnated Adsorbent

(6) Investigation of processes for the separation and recovery of platinum group elements

*Masahiko Kubota[1,2], Mai Tanaka[1], Naoki Osawa[1], Hao Wu[1], Seong-Yun Kim[1] (1. Tohoku Univ., 2. J-CAL)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3K04]

Study on the effect of polymer coating ratio and separation performance of adsorbents for extraction chromatography.

*Shuya Higuchi[1], Hiroki Fukumoto[1], Yasunori Miyazaki[2], Yuichi Sano[2] (1. Ibaraki Univ., 2. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3K05]

Study on the removal of radiation degradation products from the TEHDGA adsorbent for extraction chromatography

*Yu Kazama[1], Hiroki Fukumoto[1], Yasunori Miyazaki[2], Yuichi Sano[2] (1. Ibaraki Univ., 2. JAEA)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[3K06]

Oxidation and Evaporation Behavior of Insoluble Residues (Noble Metal Precipitation) in High Active Liquid Waste

*Yuki Oiwa[1], Isamu Sato[1], Haruaki Matsuura[1], Sayaka Chiba[1], Mizuki Kato[1], Haruka Tada[2], Hiroki Izumi[2] (1. TCU, 2. IHI)

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

[3K07]

Investigation of the Dissolution Mechanism of Platinum Group Alloys under Coexistence of Liquid Waste

*Sayaka Chiba[1], Haruaki Matsuura[1], Isamu Sato[1], Yuki Oiwa[1], Mizuki Kato[1], Haruka Tada[2], Hiroki Izumi[2] (1. TCU, 2. IHI)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Fri. Sep 13, 2024 9:30 AM - 11:55 AM JST | Fri. Sep 13, 2024 12:30 AM - 2:55 AM UTC Room C(Recture RoomsA 1F A105)

[3C01-09] Environmental Radiation Monitoring

Chair:Takeyoshi Sunagawa(FUT)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3C01]

The Progress and Future Prospects of Environmental Radiological Monitoring by Japan Atomic Energy Agency

(1) Large-Scale Environmental Monitoring Experience and Remaining Challenges

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

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3C02]

The Progress and Future Prospects of Environmental Radiological Monitoring by Japan Atomic Energy Agency

(2) Advances in Airborne Radiation Monitoring

*Miyuki Sasaki Sasaki[1], Kotaro Ochi[1], Yukihisa Sanada[1] (1. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3C03]

The Progress and Future Prospects of Environmental Radiological Monitoring by Japan Atomic Energy Agency

(3) Development of new 3-dimensions radioactivity mapping technology

*Yuki Abe[1,2], Miyuki Sasaki[2], Tatsuo Torii[3,4], Shinji Tokonami[1], Yukihisa Sanada[2] (1. Hirosaki Univ., 2. JAEA, 3. Fukushima Univ., 4. Univ. of Fukui)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3C04]

The Progress and Future Prospects of Environmental Radiological Monitoring by Japan Atomic Energy Agency

(4) Advances in Underwater Monitoring

*Kotaro Ochi[1], Kazuya Yoshimura[1], Yukihisa Sanada[1] (1. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3C05]

The Progress and Future Prospects of Environmental Radiological Monitoring by Japan Atomic Energy Agency

(5) Characteristics of air dose rate distributions and temporal changes on ground monitoring

*Shigeo Nakama[1], Kazuya Yoshimura[1], Masaki Andoh[1], Satoshi Mikami[1], Yukihisa Sanada[1] (1. JAEA)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[3C06]

The Progress and Future Prospects of Environmental Radiological Monitoring by Japan Atomic Energy Agency

(6)Database of Marine Monitoring Data and Development of Unmanned Measurement Technology

*Toshiharu Misonou[1], Yukihisa Sanada[1], Takahiro Nakanishi[1], Yoshimi Urabe[2], Takehiko Shiribiki[3], Madoka Saitou[4], Hironori Funaki[1] (1. JAEA, 2. NESI, 3. SANYO TECHNO MARINE, 4. Inspection Development)

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

©Atomic Energy Society of Japan

[3C07]

The Progress and Future Prospects of Environmental Radiological Monitoring by Japan Atomic Energy Agency

(7) Aerosol monitoring and assessment of internal dose rates in the difficult-to-return zone

*Tomohisa Abe[1], Kazuya Yoshimura[2], Hironori Funaki[1], Yukihisa Sanada[1], Shinya Ochiai[2], Seiya Nagao[2] (1. JAEA, 2. Kanazawa Univ.)

11:15 AM - 11:30 AM JST | 2:15 AM - 2:30 AM UTC

[3C08]

The Progress and Future Prospects of Environmental Radiological Monitoring by Japan Atomic Energy Agency

(8) Assessment of external exposure doses using monitoring data and its application to local society

*Kazuya Yoshimura[1], Tomohisa Abe[1], Yukihisa Sanada[1] (1. JAEA)

11:30 AM - 11:45 AM JST | 2:30 AM - 2:45 AM UTC

[3C09]

The Progress and Future Prospects of Environmental Radiological Monitoring by Japan Atomic Energy Agency

(9) Development of Support System for Emergency Monitorin

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

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

Fri. Sep 13, 2024 9:45 AM - 10:35 AM JST | Fri. Sep 13, 2024 12:45 AM - 1:35 AM UTC Room M(Recture RoomsB 2F B202)

[3M01-03] Numerical Simulation 2

Chair:Hitoshi Owada(RWMC)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3M01]

Validation of reactive transport model for evolution of cementitious material(2).

*Ayaka Koike[1], Keisuke Ishida[1], Morihiro Mihara[2], Masahito Shibata[3], Kayo Sawada[3] (1. NUMO, 2. JAEA, 3. Taiheiyo Consultant)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3M02]

Uncertainty analysis on fault scenario using neural network in geological disposal

*HIROYA TOKUSA[1], KEIICHIRO WAKASUGI[1] (1. Tokai University)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3M03]

Assessment of the effect on movement of saltwater-freshwater boundary due to sea-level change on nuclide migration pathways

*Shotaro Takahashi[1], Keiichiro Wakasugi[1] (1. Tokai University)

©Atomic Energy Society of Japan

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies：401-3 Reactor Design, Construction and Examination of Nuclear Power Station, Aseismatic Design, Nuclear Ship

Fri. Sep 13, 2024 9:45 AM - 11:55 AM JST | Fri. Sep 13, 2024 12:45 AM - 2:55 AM UTC Room I(Recture RoomsB 1F B103)

[3I01-08] Reactor Design, Nuclear Power Plant Construction and Seismic Resistance

Chair:Tetsuo Matsumura(PowerM)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3I01]

Technical Demonstration for NuScale "VOYGR™"

(8) Structural Feasibility Study of Reactor Building Modularization and its technical challenge during construction

*Ryo Kitajima[1], Yasutomi Morimoto[1], Yuki Sato[1], Kenji Yamane[1], Shunji Kataoka[1], Fumitaka Sukawa[2], Kota Ibuki[2], Daisuke Koike[3], Paul Boyadjian[4] (1. JGC corporation, 2. Obayashi corporation, 3. IHI corporation, 4. NuScale Power)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3I02]

Technical Demonstration for NuScale "VOYGR™"

(9) Evaluation for Nuclear-Hydrogen Production with NuScale VOYGR™

*Ryuki Tahara[1], Keisuke Narita[1], Amy Kozel[2], Luis Eduardo DePavia[2], Yasutomi Morimoto[1], Daisuke Koike[3], Paul Boyadjian[2] (1. JGC, 2. NuScale Power, 3. IHI)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3I03]

Technical Demonstration for NuScale "VOYGR™"

(10) Engineering and manufacturing technology study on reactor components

*Yasumasa Ayuzawa[1], Ryoji Osafune[1], Daisuke Koike[1], Yasutomi Morimoto[2], Paul Boyadjian[3] (1. IHI, 2. JGC, 3. NuScale Power)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3I04]

Proposal of New Structural Design to Improve Seismic Resistance of Cable Racks

Part 1: Outline of Research and Experimental Plan

*Osamu Furuya[1], Tsuyoshi Fukasawa[1], Satoshi Fujita[1], Shuya Akaiwa[1], Kazuma Nishiwaki[2], Hisashi Misumi[2] (1. Tokyo Denki University, 2. KANDENKO CO., LTD.)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[3I05]

Proposal of New Structural Design to Improve Seismic Resistance of Cable Racks

(2)Part 2: Verification of Seismic Response Based on Vibration Experiments with Bidirectional Horizontal Input

*Shuya Akaiwa[1], Tsuyoshi Fukasawa[1], Osamu Furuya[1], Takaki Aeba[1], Satoshi Fujita[1], Kazuma Nishiwaki[2], Hisashi Misumi[2] (1. Tokyo Denki University, 2. KANDENKO)

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

[3I06]

Proposal of New Structural Design to Improve Seismic Resistance of Cable Racks

(3) Part 3: Discussion of Vibration Characteristics using Running Response Spectrum

*Tsuyoshi Fukasawa[1], Osamu Furuya[1], Takaki Aeba[1], Shuya Akaiwa[1], Satoshi Fujita[1], Kazuma Nishiwaki[2], Keisuke Izumi[2] (1. Tokyo Denki University, 2. Kandenko)

©Atomic Energy Society of Japan

11:15 AM - 11:30 AM JST | 2:15 AM - 2:30 AM UTC

[3I07]

Soil-Structure Interaction Analysis for Concrete Structures

(1) Structural Nonlinearity for RC and SC Structures

*Yuki Sato[1], Ma Ella Candice Mag-Alasin[1], Dan M. Ghiocel[2], Shunji Kataoka[1], Yasutomi Morimoto[1] (1. JGC Corporation, 2. GP Technologies Inc.)

11:30 AM - 11:45 AM JST | 2:30 AM - 2:45 AM UTC

[3I08]

Soil-Structure Interaction Analysis for Concrete Structures

(2) Comparison of Japanese and US Standards for Structural Nonlinearity of SC Structures

Yuki Sato[1], *Ma Ella Candice Mag-alasin[1], Dan M. Ghiocel[2], Shunji Kataoka[1], Yasutomi Morimoto[1] (1. JGC Corporation, 2. GP Technologies Inc.)

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

Fri. Sep 13, 2024 10:00 AM - 10:50 AM JST | Fri. Sep 13, 2024 1:00 AM - 1:50 AM UTC Room A(Recture RoomsA 1F A101)

[3A01-03] Beam Application 1

Chair:Naoya Odaira(Kyoto Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3A01]

Verification of an analytical accuracy and precision of macroscopic distribution model representing areal density spatial distribution of nuclide using neutron resonance absorption spectroscopy

*Shin Sawada[1], Takashi Kamiyama[1] (1. Hokkaido Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3A02]

Development of multilayer neutron focusing mirrors and neutron beam instrument designs

*Masahiro Hino[1], Takuya Hosobata[2], Masahiro Takeda[2], Yutaka Yamagata[2], Takashi Higuchi[1], Ryuto Fujitani[1], Hitoshi Endo[3] (1. Kyoto Univ., 2. RIKEN, 3. KEK)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3A03]

Formulation of oscillating magnetic field analysis using cold neutron spin interferometry

*Ryuto Fujitani[1], Masahiro Hino[1], Takashi Higuchi[1] (1. Kyoto Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering：601-4 Reactor Component Technology, First Wall, Divertor, Magnet

Fri. Sep 13, 2024 10:00 AM - 10:50 AM JST | Fri. Sep 13, 2024 1:00 AM - 1:50 AM UTC Room B(Recture RoomsA 1F A102)

[3B01-03] Divertor Materials

Chair:Teruya Tanaka(NIFS)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3B01]

Evaluation and modeling of hydrogen permeation behavior during W deposition layer formation process in H-He mixed plasma

*Yuki Uwatoko[1], Kentaro Masuta[1], Kazunari Katayama[1] (1. Kyushu Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3B02]

Mechanisms of high-temperature oxidation of tungsten and tungsten-rhenium alloy

*Makoto Inami Kobayashi[1,2], Teppei Otsuka[3], Yasuhisa Oya[4], Hiroyuki Noto[1,2], Masashi Shimada[5], Yuji Hatano[6] (1. National Institute for Fusion Science, 2. SOKENDAI, 3. Kindai Univ., 4. Shizuoka Univ., 5. INL, 6. Univ. Toyama)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3B03]

Flow field evaluation of MHD free surface flow under uniform magnetic field in electromagnetic force controlling fin structure

*Takeshi Wada[1], Satoshi Ito[1], Hidetoshi Hashizume[1] (1. Tohoku University)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Fri. Sep 13, 2024 10:00 AM - 11:05 AM JST | Fri. Sep 13, 2024 1:00 AM - 2:05 AM UTC Room H(Recture RoomsB 1F B102)

[3H01-04] Young Researcher's Session

Chair:Yoritaka Iwata(Osaka Univ. of Economics and Law)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3H01]

Application of DEM-VOF simulation to a large-scale system

*Toshiki Imatani[1], Mikio Sakai[1] (1. UTokyo)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3H02]

Implementation of Complex Unitary Coupled-Cluster Wavefunctions

*Hiromichi Hayashi[1], Moeko Harada[1], Takeshi Sato[1], Kenichi L Ishikawa[1] (1. UTokyo)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3H03]

Feature Importance Evaluation for Core Characteristics Prediction Using Machine Learning

*Amane Haga[1], Rikuto Kasama[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya Univ.)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[3H04]

Weathering mechanisms of biotite investigated by the combination of experiment and simulation of XANES spectra

*Akiko Yamaguchi[1], Yoshio Takahashi[2], Masahiko Okumura[1] (1. JAEA, 2. UTokyo)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Fri. Sep 13, 2024 10:00 AM - 11:10 AM JST | Fri. Sep 13, 2024 1:00 AM - 2:10 AM UTC Room L(Recture RoomsB 2F B201)

[3L01-04] Decontamination Technology

Chair:Shun Kanagawa(CRIEPI)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3L01]

Development of nanosecond pulsed laser decontamination method
(1) Why pulsed laser for decontamination?

*Takashi Nakajima[1], Atsushi Kosuge[2] (1. Institute of Advanced Energy, Kyoto Univ., 2. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3L02]

Development of nanosecond pulsed laser decontamination method
(2) In-situ time- and space-resolved detection of micro/nano dusts

*Atsushi Kosuge[1], Kota Ando[2], Takashi Nakajima[3] (1. JAEA, 2. JASRI, 3. Kyoto Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3L03]

Application of laser decontamination technology to large structures such as suppression chambers inside nuclear reactor containment vessels

*Eisuke John Minehara[1] (1. LDD Corporation)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[3L04]

Fundamental Study on Mechanism of Blasting Decontamination Device for Small Diameter Pipe (Part 7)

*Yuki Kamimura[1], Seigo Kai[1], Hideharu Takahashi[1], Hayato Taniguchi[2], Akihiko Kawashima[2], Takeshi Sugiura[2], Hiroshi Takahashi[3], Keisuke Jinza[4], Hiroshige Kikura[1] (1. Tokyo Tech, 2. SINTOKOGIO, 3. Fuji Furukawa E&C, 4. Fuji Electric)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Fri. Sep 13, 2024 10:15 AM - 11:55 AM JST | Fri. Sep 13, 2024 1:15 AM - 2:55 AM UTC Room O(Recture RoomsB 2F B204)

[3O01-06] Cladding Materials 1

Chair:Shinichiro Yamashita(JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3O01]

Irradiation behavior of alumina scales formed on FeCrAl ODS alloys and the effect of pre-oxidation temperatures

*Hao Yu[1], Sosuke Kondo[1], Yasuyuki Ogino[1], Minha Park[1], Ryuta Kasada[1] (1. Tohoku Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3O02]

Suppression of irradiation hardening in W-coated F82H produced by underwater explosive-welding

*Kotaro Seki[1], Kazuyuki Hokamoto[2], Shigeru Tanaka[2], Takaaki Koyanagi[3], Kenta Yoshida[1], Akira Hasegawa[1], Sosuke Kondo[1], Hao Yu[1], Yasuyuki Ogino[1], Ryuta Kasada[1,4] (1. Tohoku Univ., 2. Kumamoto Univ., 3. Oak Ridge National Laboratory, 4. National Institute for Fusion Science)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[3O03]

Microstructural Evolution and Interface Stability of Cr/Mo-Coated Zirconium Alloys Near the Mo-Zr Eutectoid Temperature

*BO LI[1], Jingjie Shen[3], Zongda Yang[1], Kano Sho[2], Hiroaki Abe[1] (1. UTokyo, 2. QST, 3. NIFS)

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

[3O04]

High-Temperature Air Oxidation Behavior of Cr-based Binary Alloys

*John Andrew Kane Jovellana[1], Hiroaki Abe[1] (1. UTokyo)

11:15 AM - 11:30 AM JST | 2:15 AM - 2:30 AM UTC

[3O05]

Evaluation of the Hoop Tensile Behavior of Cr-coated Zircaloy-4 Fuel Cladding by Advanced Expansion Due to Compression (A-EDC) Test

*Ziqi Wei[1], Bo Li[1], Lijuan Cui[3], Zongda Yang[1], Risheng Qiu[1,4], Sho Kano[2], Hiroaki Abe[1] (1. The University of Tokyo, 2. QST, 3. Sichuan Univ., 4. Chongqing Univ.)

11:30 AM - 11:45 AM JST | 2:30 AM - 2:45 AM UTC

[3O06]

Development of potential function for SiC materials used in nuclear applications based on machine learning

*Baopu WANG[1], Liangfan Zhu[1], Yuting Chen[1], Hirotomo Iwakiri[2], Kazunori Morishita[1] (1. Kyoto Univ., 2. Ryukyus Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

Oral presentation | I. General Issues：General Issues

Fri. Sep 13, 2024 10:20 AM - 11:10 AM JST | Fri. Sep 13, 2024 1:20 AM - 2:10 AM UTC Room J(Recture RoomsB 1F B104)

[3J04-06] Nuclear Education 2

Chair:Takako Shiraki(MHI)

10:20 AM - 10:35 AM JST | 1:20 AM - 1:35 AM UTC

[3J04]

Development of Lesson Plan to Enhance Nuclear Literacy through STEAM Education

(1) Overview of human resource development for teachers to Enhance Nuclear/radiation Literacy through STEAM

*Yasuhisa Oya[1], Akihide Kayano[2], Toshifumi Yuji[3] (1. Shizuoka Univ., 2. Shimane Univ., 3. Univ. of Miyazaki)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[3J05]

Development of Lesson Plan to Enhance Nuclear Literacy through STEAM Education

(2) A Lesson Plan Developed by University Student from a Nuclear Plant Site Area

*Akihide Kayano[1], Toshifumi Yuji[2], Yasuhisa Oya[3] (1. Shimane Univ., 2. Univ. of Miyazaki, 3. Shizuoka Univ.)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3J06]

Development of Lesson Plan to Enhance Nuclear Literacy through STEAM Education

(3) Suggestion of Classes on Nuclear Literacy in Technology and Home Economics in Junior High School through STEAM Education

*Toshifumi Yuji[1], Yasuhisa Oya[2], Akihide Kayano[3] (1. University of Miyazaki, 2. Shizuoka University, 3. Shimane University)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Fri. Sep 13, 2024 10:35 AM - 11:55 AM JST | Fri. Sep 13, 2024 1:35 AM - 2:55 AM UTC Room E(Recture RoomsA 2F A200)

[3E05-09] Accident Analysis, In-service Inspection, Spent Fuel Pool

Chair:Daisuke Tochio(NRA)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[3E05]

Study on PWR accident analysis using TRACE code

(3) Analysis of key phenomena occurring in small-break LOCA tests on the Large Scale Test Facility (LSTF)

*Hideki Yagihashi[1], Kaho Goto[1], Masashi Sekine[1], Naofumi Tsukamoto[1] (1. Nuclear Regulation Authority)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3E06]

Applicability assessment of Transient Reactor Analysis Code Toshiba version (TRACT^{TM}) to Loss-of-Coolant-Accident analyses

Break area effect assessments on cladding surface temperature etc.

*Hideki Horie[1], Fumie Sebe[1], Shin Goto[1] (1. TOSHIBA ESS)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3E07]

Effect of Material Degradation and In-Service Inspection on Through Wall Crack Frequency of PWR Reactor Vessels

*Kenta Murakami Murakami[1], Kunsheng Li[1], Jinya Katsuyama[1], Naoto Sekimura[1] (1. UTokyo)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3E08]

Modelling for Maintenance Using System Reliability with Degradations in Multiple Components and Their Interactions

*Suzune Katayama[1], Kenta Murakami[1] (1. UTokyo)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3E09]

Elucidation of thermal stratification mechanisms in water pool with vertical heat source

*Masashi Sekine[1,2], Naofumi Tsukamoto[1], Yasuhiro Masuhara[1], Masahiro Furuya[2] (1. Nuclear Regulation Authority, 2. Waseda University)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Fri. Sep 13, 2024 10:35 AM - 11:55 AM JST | Fri. Sep 13, 2024 1:35 AM - 2:55 AM UTC Room M(Recture RoomsB 2F B202)

[3M04-08] Low-level Radioactive Waste

Chair:Daisuke Fujiwara(TEPSYS)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[3M04]

Exposure dose assessment associated with decommissioning of the trench disposal facility in Nuclear Science Research Institute

(1)Condition and parameter setting for periodic assessments based on the latest technical knowledge

*Kenji Ozone[1], Rina Ogawa[1], Hiroya Amazawa[1], Akihiro Sakai[1], Yoshiyuki Sato[1], Tomoko Haraga[1], Yutaka Kameo[1], Hisakazu Nakata[1] (1. JAEA)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3M05]

Exposure dose assessment associated with decommissioning of the trench disposal facility in Nuclear Science Research Institute

(2)Dose assessment based on exposure scenarios at the time of application for business licenses and the new regulatory standards

*Kazuki Sasaki[1], Yoshiyuki Sato[1], Airi Aoyama[1], Kenichiro Ishimori[1], Daichi Abe[1], Toshikatsu Sugaya[1], Hiroya Amazawa[1], Akihiro Sakai[1], Hirokatsu Iseda[1] (1. JAEA)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3M06]

Evaluation of the conservation inherent in safety assessment by probabilistic approach with the case study of near surface disposal

*Kazuma Kuroda[1], Ryo Nakabayashi[1], Sugiyama Daisuke[1] (1. CRIEPI)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3M07]

Study on Design Process based on Regulatory Requirements for Intermediate-depth Disposal

(1) Specific Procedure of the Design Process

*Taichi Esaki[1], Natsumi Hiroe[1], Yoshikazu Hironaka[2], Manabu Inagaki[3] (1. KAJIMA, 2. RWMC, 3. TEPSCO)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3M08]

Study on Design Process based on Regulatory Requirements for Intermediate-depth Disposal

(2) Comparative Evaluation to Select Design Options

*Natsumi Hiroe[1], Taichi Esaki[1], Yoshikazu Hironaka[2], Manabu Inagaki[3] (1. KAJIMA, 2. RWMC, 3. TEPSCO)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Fri. Sep 13, 2024 10:50 AM - 11:55 AM JST | Fri. Sep 13, 2024 1:50 AM - 2:55 AM UTC Room A(Recture RoomsA 1F A101)

[3A04-07] Beam Application 2

Chair:Takashi Kamiyama(Hokkaido Univ.)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3A04]

Examination of fast neutron imaging with fusion neutron source A-FNS

(2) Detail analyses of fast neutron transmission images

*Naoya Odaira[1], Yusuke Tsuchikawa[2], Daisuke Ito[1], Yasushi Saito[1], Takenao Shinohara[2], Yoshiaki Kiyanagi[3], Saerom Kwon[4], Kentaro Ochiai[4], Satoshi Sato[4] (1. Kyoto Univ., 2. JAEA, 3. Japan Neutron Optics Inc. (J-NOP), 4. QST)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3A05]

Quantitative Evaluation of NRF Yield by Using F-LCS beam in UVSOR

*Hideaki Ohgaki[1], Heishun Zen[1], Toshiyuki Shizuma[2], Takehito Hayakawa[2], Mohamed Omer[3], Kai Nishimoto[1] (1. Kyoto University, 2. National Institutes for Quantum Science and Technology, 3. Japan Atomic Energy Agency)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3A06]

Investigation of properties for recovery and utilization of natural underwater resources

*Kosuke Okamura[1], Kensuke Umegaki[1], Naoto Hagura[1], Haruaki Matsuura[1] (1. TOKYO CITY UNIVERSITY)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3A07]

Substituent Effects of Radical Cations on Polystyrene Derivatives Studied by Pulse Radiolysis and Quantum Chemical Calculations

*Kazumasa Okamoto[1], Yusa Muroya[1], Takahiro Kozawa[1] (1. Osaka Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Fri. Sep 13, 2024 10:50 AM - 11:55 AM JST | Fri. Sep 13, 2024 1:50 AM - 2:55 AM UTC Room B(Recture RoomsA 1F A102)

[3B04-07] Fusion Neutron Source

Chair:MakotoInami Kobayashi(NIFS)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3B04]

Study on stability of Li target for fusion neutron sources

(1)Effect of channel shape and jet thickness on inner flow structure of Li target

*Misato Kinugasa[1], Eiji Hoashi[1], Takafumi Okita[1] (1. Osaka Univ.)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3B05]

Study on stability of Li target for fusion neutron sources

(2)Turbulent heat transfer for heat removal due to deposition of ion beam in Li target

*Daiki Fukunaga[1], Eiji Hoashi[1], Takafumi Okita[1] (1. Osaka Univ.)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3B06]

Verification of activation detectors for measuring the energy of DD neutrons using the reaction rate ratio method

*Ryotaro Kawahata[1], Hiroaki Nagasawa[1], Shingo Tamaki[1], Sachie Kusaka[1], Fuminobu Sato[1], Isao Murata[1] (1. Osaka Univ.)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3B07]

Investigation of accessibility based on effective dose around A-FNS liquid Li loop components

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

©Atomic Energy Society of Japan

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

Fri. Sep 13, 2024 10:50 AM - 11:55 AM JST | Fri. Sep 13, 2024 1:50 AM - 2:55 AM UTC Room D(Recture RoomsA 1F A106)

[3D06-09] Pu-Thermal Reactor

Chair:Tatsuya Fujita(JAEA)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3D06]

Future prospects of advanced pluthermal operation for BWR based on domestic reprocessing

(1) Application of the Rokkasho MOX fuel fabrication plant specification pellet to high burnup 10x10 MOX fuel

*Tsugumi Tsuchida[1], Daisuke Goto[1], Kasuhiko Matsumura[1], Manabu Yoshida[1], Junji Matsunaga[1] (1. GNF-J)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3D07]

Future prospects of advanced pluthermal operation for BWR based on domestic reprocessing

(2) Application of ATF cladding to high burnup 10x10 MOX fuel

*Manabu Yoshida[1], Daisuke Goto[1], Kazuhiko Matsumura[1], Tsugumi Tsuchida[1], Junji Matsunaga[1] (1. GNF-J)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3D08]

Future prospects of advanced pluthermal operation for BWR based on domestic reprocessing

(3) Utilization scenarios of light-water-cooled fast reactor (RBWR)

*Sota Araki[1], Tetsushi Hino[1,2], Kenichi Yasuda[2] (1. Hitachi, 2. HGNE)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3D09]

MA transmutation metal-fueled core concept assuming coexistence scenario with light water reactors

*Koji Fujimura[1], Junichi Miwa[1], Takeshi Mitsuyasu[1], Sho Fuchita[2], Daisuke Watanabe[2], Hirotaka Nakahara[2] (1. Hitachi, 2. HGNE)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Fri. Sep 13, 2024 10:55 AM - 12:15 PM JST | Fri. Sep 13, 2024 1:55 AM - 3:15 AM UTC Room G(Recture RoomsB 1F B101)

[3G06-10] Molten Chloride Salt Reactor 1

Chair:Hiroki Shishido(Tohoku Univ.)

10:55 AM - 11:10 AM JST | 1:55 AM - 2:10 AM UTC

[3G06]

Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor (IV)

(1) Outline of the Study

*Michio Yamawaki[1], Hiroyasu Mochizuki[1], Chikako Ishizuka[2], Masahiko Nakase[2], Koshi Mitachi[1], Yoichiro Shimazu[1], Yuji Arita[3], Tadafumi Koyama[4], Ken-ichi Fukumoto[3], Takuya Goto[5] (1. BERD, 2. Tokyo Tech, 3. Univ. of Fukui, 4. CRIEPI, 5. Doshisha Univ.)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

[3G07]

Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor (IV)

(2) Safety analysis

*Hiroyasu MOCHIZUKI[1] (1. Beyond Energy R&D Association)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

[3G08]

Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor (IV)

(3) Burnup Characteristics Analysis

*Yoshihisa Tahara[1], Chikako Ishizuka[2] (1. NAIS, 2. Tokyo Tech)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

[3G09]

Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor (IV)

(4) Consideration of waste disposal methods

*Masahiko Nakase[1] (1. Tokyo Institute of Technology)

11:55 AM - 12:10 PM JST | 2:55 AM - 3:10 AM UTC

[3G10]

Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor (IV)

(5) Incineration of TRU using small molten-salt reactors in three steps

*Koshi Mitachi[1], Yoichiro Shimazu[1] (1. BERD)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Fri. Sep 13, 2024 11:05 AM - 11:55 AM JST | Fri. Sep 13, 2024 2:05 AM - 2:55 AM UTC Room H(Recture RoomsB 1F B102)

[3H05-07] Machine Learning 1

Chair:Kenta Inagaki(CRIEPI)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3H05]

Development of basic concept of quality management of the use of AI/ML in nuclear power plants

(1) Background of the development

*Kazuyuki Demachi[1], Naoyuki Kono[2], Koichi Kashimata[2], Kenji Aragane[3], Masaki Kawai[4], Masaki Onodera[4] (1. UTokyo, 2. HGNE, 3. NEL, 4. MRI)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3H06]

Development of basic concept of quality management of the use of AI/ML in nuclear power plants

(2) Considerations and use cases for AI/ML applications in nuclear power plants

*Koichi Kashimata[1], Naoyuki Kono[1], Kenji Aragane[3], Masaki Onodera[2], Masaki Kawai[2], Kazuyuki Demachi[4] (1. HGNE, 2. MRI, 3. NEL, 4. UTokyo)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3H07]

Development of basic concept of quality management of the use of AI/ML in nuclear power plants

(3) Views on Risk Avoidance of AI/ML in basic concept related to AI quality and future challenges

*Kawai Masaki[1], Onodera Masaki[1], Etoh Junji[1], Itakura Toyokazu[1], Shibagaki Kazuhiro[1], Shintaro Yagi[1], Kono Naoyuki[2], Kashimata Koichi[2], Aragane Kenji[3], Demachi Kazuyuki[4] (1. MRI, 2. HGNE, 3. NEL, 4. UTokyo)

©Atomic Energy Society of Japan

Oral presentation | I. General Issues：General Issues

Fri. Sep 13, 2024 11:10 AM - 12:00 PM JST | Fri. Sep 13, 2024 2:10 AM - 3:00 AM UTC Room J(Recture RoomsB 1F B104)

[3J07-09] Nuclear Power Utilization Strategy & SMR

Chair:Tomoaki Inamura(CRIEPI)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

[3J07]

Development of Detailed Japanese Models for Quantitative Evaluation in Nuclear Power Generation Scenarios

*Taiga Suzuki[1], Tomohiro Okamura[1], Masahiko Nakase[1], Kenji Nishihara[2], Takumi Abe[2] (1. Tokyo Tech, 2. JAEA)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

[3J08]

Applicability of SMR Technology in Japan - RI production by SMR -

*Yutaro AOKI[1], Glenn Harvel[2] (1. FUT, 2. Ontario Tech. Univ.)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

[3J09]

Geopolitical considerations on business models of nuclear energy industory

*Kiyoshi Tsutsui[1,2,3], Takashi Watanabe[3,4], Kazuaki Sasaki[3] (1. Asiapacific Corporation, Ltd., 2. Center of Advanced Research for Human-AI Symbiosis Society (HASS), Keio university, 3. Clean Energy Initiative, 4. Doshisha university)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Fri. Sep 13, 2024 11:10 AM - 12:00 PM JST | Fri. Sep 13, 2024 2:10 AM - 3:00 AM UTC Room L(Recture RoomsB 2F B201)

[3L05-07] Estimation of Radiation Exposure

Chair:Eisuke John Minehara(LDD Corporation)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

[3L05]

Application of RESRAD to Dose Assessment in Decommissioning Nuclear Facilities

(1) Dose Assessment Methodology via Marine Pathways

*Kazuhiro Misumi[1], Tetsuya Kato[1], Tadafumi Koyama[1], Daisuke Tsumune[2,1], Takaki Tsubono[1] (1. CRIEPI, 2. Univ. of Tsukuba)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

[3L06]

Application of RESRAD to Dose Assessment in Decommissioning Nuclear Facilities

(2) Evaluation of the accuracy of RESRAD in predicting nuclide migration behavior in shallow ground

*Yasuharu Tanaka[1], Tadafumi Koyama[1], Kato Tetsuya[1] (1. CRIEPI)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

[3L07]

Application of RESRAD to Dose Assessment in Decommissioning Nuclear Facilities

(3) Dose assessment in the Model Coastal Site Using Nuclide Migration Analysis Data

*Shun Kanagawa[1], Kazuhiro Misumi[1], Yasuharu Tanaka[1], Tetsuya Kato[1], Takatoshi Hijikata[1], Tadafumi Koyama[1] (1. CRIEPI)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Fri. Sep 13, 2024 11:10 AM - 12:00 PM JST | Fri. Sep 13, 2024 2:10 AM - 3:00 AM UTC Room N(Recture RoomsB 2F B203)

[3N07-09] Data Science and Fuel Properties

Chair:Kinya Nakamura(CRIEPI)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

[3N07]

New Developments in Nuclear Fuel Research through Integration with Data Science
(10) Study of irradiation behavior of fuel based on images of post-irradiation examinations

*Kenji Konashi[1], Yoshihiro Oonishi[3], Kazuki Mori[3], Masashi Watanabe[4], Shun Hirooka[4], Ken Kurosaki[2] (1. Tohoku Univ., 2. Kyouto Univ., 3. CTC, 4. JAEA)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

[3N08]

New Developments in Nuclear Fuel Research through Integration with Data Science
(11)Selection of novel high thermal conductivity nuclear fuels based on machine learning and physical property evaluation of U_2Ti

*Ryusuke Torata[1], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Yifan Sun[2], Masaya Kumagai[2,3,4], Ken Kurosaki[2] (1. Osaka University Graduate School of Engineering, 2. Kyoto University Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, 3. Sakura Internet, 4. RIKEN)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

[3N09]

New Developments in Nuclear Fuel Research through Integration with Data Science
(12)In-situ synchrotron XAFS/XRD observation of ZrO_2 by gas-floating laser furnace

*Tsuyoshi Yaita[1], Tohru Kobayahi[1], Hajime Tanida[1], Yuji Ohishi[3], Kenji Konashi[2], Ken Kurosaki[4] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Tohoku University, 3. Osaka University, 4. Kyoto University)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Fri. Sep 13, 2024 11:20 AM - 12:25 PM JST | Fri. Sep 13, 2024 2:20 AM - 3:25 AM UTC Room K(Recture RoomsB 2F B200)

[3K08-11] Low-level Waste Disposal

Chair:Masahiro Kawakubo(RWMC)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3K08]

Investigation on stabilization of lead by using cementitious materials

*Junya Sato[1], Yuta Takahashi[1], Jun Sunahara[1], Toshimitsu Saito[1], Yukihiko Yoshida[1], Takeshi Osugi[1] (1. JAEA)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3K09]

Filtration drying treatment of decomposed ion exchange resin residue by freezing and thawing method

(3) Pilot Test

*tadashi sasaki[1], wataru kobayashi[1], yuji nagai[1], atsushi mukunoki[1] (1. JGC JAPAN CORPORATION)

11:50 AM - 12:05 PM JST | 2:50 AM - 3:05 AM UTC

[3K10]

Comparison of mechanical cutting and fusion cutting methods for dismantle Large radioactive waste liquid tank.

*Genta Kikuchi[1], Keisuke Ishihara[1], Masaki Nozaki[1], Takatoshi Hirayama[1], Yoshihiko Nakayama[1], Tomohiko Yokobori[1] (1. JAEA)

12:05 PM - 12:20 PM JST | 3:05 AM - 3:20 AM UTC

[3K11]

Measures to reduce and treat radioactive waste at the Ohi Nuclear Power Plant

Reducing the amount of radioactive waste generated and expanding the removal of low-level radioactive waste

*MITSUNORI HANABATA[1], YASUHIRO TAKEDA[1], KAZUAKI YAMADE[1], SHUNJI IWASE[1], HARUHIKO SHIRASAKI[1] (1. kepco)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Fri. Sep 13, 2024 2:45 PM - 3:20 PM JST | Fri. Sep 13, 2024 5:45 AM - 6:20 AM UTC Room B(Recture RoomsA 1F A102)

[3B08-09] Fusion Reactor System, Design, Application 1

Chair:Satoshi Itou(Tohoku Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3B08]

Unique Integrated Testing Facility (UNITY-1) Project

(1) Commissioning Techniques of Unique Integrated Testing Facility (UNITY-1)

*Naoko Ashikawa[1], Satoshi Ogawa[1], Kyosuke Namba[1], Naoki Seki[1], Taishi Sugiyama[1], Koki Tanaka[1], Minoru Jimma[1], Takashi Ino[1], Yoshifumi Kume[1], Colin Baus[1] (1. Kyoto Fusioneering)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3B09]

Unique Integrated Testing Facility (UNITY-1) Project

(2) Commissioning and Safe Operation of Unique Integrated Testing Facility(UNITY-1)

*Takashi Ino[1], Minoru Jimma[1], Kyousuke Namba[1], Satoshi Ogawa[1], Yoshifumi Kume[1], Colin Bause[1], Satoshi Konishi[1], Naoko Ahikawa[1] (1. Kyotofusioneering.ltd)

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

Fri. Sep 13, 2024 2:45 PM - 3:20 PM JST | Fri. Sep 13, 2024 5:45 AM - 6:20 AM UTC Room D(Recture RoomsA 1F A106)

[3D10-11] Space Reactors Design Design

Chair:Satoshi GUNJI(JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3D10]

Conceptual design of a long-life small lunar reactor using slightly enriched uranium

*Hiroki Yaguchi[1], Naoyuki Takaki[1], Jun Nishiyama[1] (1. TOKYO CITY UNIVERSITY)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3D11]

Conceptual design of neutron propulsion engine for deep space exploration

*Naoyuki Takaki[1], Sou Masumoto[1], Jun Nishiyama[1] (1. Tokyo City University)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Fri. Sep 13, 2024 2:45 PM - 3:35 PM JST | Fri. Sep 13, 2024 5:45 AM - 6:35 AM UTC Room H(Recture RoomsB 1F B102)

[3H08-10] Machine Learning 2

Chair:Kazuyuki Demachi(UTokyo)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3H08]

Characterization of Specific Heat Anomalies in Fluorite Structures Using Local Order Parameters: Analysis by Machine Learning Molecular Dynamics

*Keita Kobayashi[1], Hiroki Nakamura[1], Masahiko Okumura[1], Mitsuhiro Itakura[1], Masahiko Machida[1] (1. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3H09]

Analysis of Clay Minerals-Water Molecules Interactions Using Machine Learning Molecular Dynamics

*Masahiko Okumura[1], Akiko Yamaguchi[1], Keita Kobayashi[1] (1. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3H10]

Development of the model for prediction of fission gas release from MOX fuel

*Kenta Inagaki[1] (1. CRIEPI)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Fri. Sep 13, 2024 2:45 PM - 3:50 PM JST | Fri. Sep 13, 2024 5:45 AM - 6:50 AM UTC Room O(Recture RoomsB 2F B204)

[3O07-10] Cladding Materials 2

Chair:Hiroaki Abe(UTokyo)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3O07]

Study on coating technic to enhance accident tolerance of fuel cladding II

(1) Overview of accident tolerant coating technic studies and apparatus development in JAEA

*Shinichiro Yamashita[1], Afiqa Mohamad[1], Yoshiyuki Nemoto[1], Yasutaka Soma[1], Yasuhiro Ishijima[1], Tomonori Sato[1], Ikuo Ioka[1], Hai vu Pham[1], Shuhei Miwa[1], Kunihisa Nakajima[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3O08]

Study on coating technic to enhance accident tolerance of fuel cladding II

(2) Development of appratus for evaluating corrosion behavior under irradiation

*Yasutaka Soma[1], Shinichiro Yamashita[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3O09]

Study on coating technic to enhance accident tolerance of fuel cladding II

(3) Metallographic evaluation of Cr-coated cladding after oxidation test in high temperature steam

*Keito Kawai[1], Yuki Fujimura[2], Keietsu Kondo[2], Yosuke Abe[2], Norito Ishikawa[2], Yoshiyuki Nemoto[2], Shinishiro Yamashita[2], Yasuhiro Ishijima[2], Koudai Funamoto[3], Hisao Atsumi[1] (1. Kindai Univ., 2. JAEA, 3. Tocalo)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3O10]

Study on coating technic to enhance accident tolerance of fuel cladding II

(4) Steam oxidation of Ti-coated SiC as Accident Tolerant Fuel Cladding

*Hai Pham[1], Ryo Ishibashi[2], Masana Sasaki[2], Yoshiyuki Nemoto[1], Shinichiro Yamashita[1] (1. JAEA, 2. HGNE)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Fri. Sep 13, 2024 2:45 PM - 4:05 PM JST | Fri. Sep 13, 2024 5:45 AM - 7:05 AM UTC Room M(Recture RoomsB 2F B202)

[3M09-13] Material

Chair:Ryo Nakabayashi(CRIEPI)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3M09]

Study on Elucidation of the Mechanism of Concrete Contamination by Radioactive Substances and Estimation of Contamination Distribution (27)

Contribution of Cement Neutralization and Aggregates to the Contamination of Actual Concrete Due to the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accident Based on Contamination Analysis

*Kazuo Yamada[1], Hiroyuki Arai[1], Ippei Maruyama[2], Kazutoshi Shibuya[3], Kazuto Endo[1] (1. NIES, 2. U Tokyo, 3. Taiheiyo Consultant)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3M10]

G_{H2} of hardened blast cement paste irradiated by γ-rays

Effects of irradiation and holding temperature, and introduction of fly ash

*Jun Kumagai[1], Kazuo Yamada[2], Kazuto Endo[2] (1. Nagoya Univ., 2. NIES)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3M11]

Alteration of minerals in alkali activated materials (AAM) after immersion

*Jun Kato[1], Kenso Fujiwara[1], Takamitsu Ishidera[1], Takeshi Ohsugi[1], Taro Ishii[2], Yoshinori Yajima[2], Yuji Ohuchi[3], Mitsuru Kubota[3], Shin Notoya[1] (1. JAEA, 2. Nihon Axis, 3. Inspection Development)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3M12]

Study on the transportation of organic substances contained in low-level radioactive waste

*mitsushi motoyama[1], kazuhiro fukuda[2], masashi kitamura[2], hiroki nakaomoya[2] (1. JGC, 2. KEPCO)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[3M13]

Hexavalent Chromium Detoxification Treatment at Fugen

処理実績の報告

*Wataru Fujiwara[1], Kazuhiko Hashimoto[1], Nobuyuki Hamada[1], Toshiyuki Osaki[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

©Atomic Energy Society of Japan

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies：203-1 Accelerator (including Medical Use), Synchrotron Radiation, Laser

Fri. Sep 13, 2024 2:45 PM - 4:10 PM JST | Fri. Sep 13, 2024 5:45 AM - 7:10 AM UTC Room A(Recture RoomsA 1F A101)

[3A08-12] Accelerator, Laser

Chair:Fumito Sakamoto(NIT Akita College)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3A08]

RF simulation of a TE211 mode single hybrid cavity linear accelerator

*Shota Ikeda[1], Noriyosu Hayashizaki[1] (1. Tokyo Tech IIR)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3A09]

Impact of fringe fields of quadrupole magnets on the beam size of a 5 MeV deuteron beam at LIPAc

*Jibong Hyun[1], Akihiko Mizuno[1,2], Ken Takayama[3], Kai Masuda[1], Keitaro Kondo[1], Concepcion Oliver[4], Beatriz Branas[4], Nicolas Chauvin[5], Integrated Project Team IFMIF/EVEDA[1,4,5,7,6] (1. QST, 2. JASRI, 3. KEK, 4. CIEMAT, 5. CEA, 6. IFMIF/EVEDA Integrated Project Team, 7. F4E)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3A10]

Effect of Kr gas injection and its simulation/experiment analysis in LIPAc-LEBT

*Tomonobu Itagai[1], Ken Takayama[2], Tomoya Akagi[1], Nicolas Chauvin[3], Luca Bellan[4], Fabio Fabio Cismondi[5], Kai Masuda[1], Hervé Dzitko[5], Yann Carin[5] (1. QST, 2. KEK, 3. CEA, 4. INFN, 5. F4E)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3A11]

Development of Mid-IR cavity enhanced laser absorption spectrometer toward tritiated water analysis

*Erika Takayama[1], Kota Tsuge[1], Daiki Hashimoto[1], Hisashi Abe[2], Norihiko Nishizawa[1], Hideki Tomita[1] (1. Nagoya Univ., 2. AIST)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[3A12]

Development of CW Ti:Sapphire laser for cavity ring-down spectroscopy of radioactive molecule

*Takumi Mochizuki[1], Ryohei Terabayashi[2], Shuichi Hasegawa[2], Kenji Shimazoe[2], Hideki Tomita[1] (1. Nagoya Univ., 2. UTokyo)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Fri. Sep 13, 2024 2:45 PM - 4:10 PM JST | Fri. Sep 13, 2024 5:45 AM - 7:10 AM UTC Room G(Recture RoomsB 1F B101)

[3G11-15] Molten Chloride Salt Reactors 2

Chair:Shigeki Okamura(JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3G11]

Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor (IV)

(6) Thermophysical Properties Evaluation for Chloride Fuel

*Kyoya Yamashita[1], Yuji Arita[1] (1. Univ. of Fukui)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3G12]

Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor (IV)

(7) Distribution behabior of alkali and alkaline earth elements in molten chloride salt/liquid metal system to construct reprocessing process

*Tsuyoshi Murakami[1], Tadafumi Koyama[1] (1. CRIEPI)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3G13]

Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor (IV)

(8) Research trial about compatibility under Ni ion irradiation on Ni-based alloy with chloride salt

*Daiki Takebayashi[1], Ken-ichi Fukumoto[1], Yuji Arita[1], Ryoya Ishigami[2] (1. Univ. of Fukui, 2. WERC)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3G14]

Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor (IV)

(9) Tests and Analysis of Corrosion Behavior

*Takashi Watanabe[1], Yuta Suzuki[1], Takuya Goto[1] (1. Doshisha Univ.)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[3G15]

Evaluation of the behavior of impurity water dissolved in a molten fluoride salt for developing an MHD electrolytic filter

*Hiroki Shishido[1], Hidetoshi Hashizume[1] (1. Tohoku Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies：401-3 Reactor Design, Construction and Examination of Nuclear Power Station, Aseismatic Design, Nuclear Ship

Fri. Sep 13, 2024 2:45 PM - 4:10 PM JST | Fri. Sep 13, 2024 5:45 AM - 7:10 AM UTC Room I(Recture RoomsB 1F B103)

[3I09-13] Reactor Design, Nuclear Power Plant Construction and Seismic Resistance 2

Chair:Yuki Sato(JGC)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3I09]

Study on Damage Detection of Piping Supports Using Response Spectrum with Time Domain Information and Deep Learning

*Takaki Aeba[1], Tsuyoshi Fukasawa[1], Izumi Nakamura[2] (1. TDU, 2. TCU)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3I10]

Concept of a free-power scale BWR with inherent safety: KAMADO-FSR and spectral shift operation

*Tetsuo Matsumura[1], Takanori Kameyama[2] (1. PowerM, 2. Tokai University)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3I11]

Development of High-Temperature and High-Pressure Gas-Liquid Two-Phase Flow Measurement Technology

*Naoki Inoue[1], Yoshiteru Komuro[1], Hiroaki Nakanishi[1], Seiho Utsumi[1], Yoshiyuki Kondo[1], Junichi Takeuchi[1], Satoru Kamohara[1], Takashi Ueno[1] (1. MHI)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3I12]

Study on structural feasibility of BWRX-300 Reactor Building under Japanese severe seismic conditions

*Yutaka Hirota[1], Yusuke Shimizu[1], Yoshitaka Nagayama[1], Hiroyuki Kamio[2], Ryosuke Miyoshi[2], Mamoru Itou[2] (1. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 2. KAJIMA CORPORATION)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[3I13]

Development of Automatic Design System for Equipment Layout, Piping, Air Conditioning Ducts and Cable Trays Using AI

(10) Development of Automatic Design Technology for Equipment Layout in Reactor Building

*Shiro Takahashi[1], Keita Okuyama[1], Toshiyuki Kosuge[2], Tomoyasu Inoue[2], Yoshitaka Nagayama[2] (1. Hitachi, 2. HGNE)

©Atomic Energy Society of Japan

Oral presentation | I. General Issues：General Issues

Fri. Sep 13, 2024 2:45 PM - 4:10 PM JST | Fri. Sep 13, 2024 5:45 AM - 7:10 AM UTC Room J(Recture RoomsB 1F B104)

[3J10-14] Social Research & Communication 4

Chair:Akihiko Nishimura(JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3J10]

Trends in attitudes toward the use of nuclear power plants

Analysis focusing on demographic profile

*Yoshihiko SHINODA[1] (1. Fukushima Prefecture Center for Enviromental Creation)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3J11]

Examination using dialogue records regarding matters affecting social acceptability

*Yoshihito Takeda[1], Reiko Kuwagaki[2] (1. Faculty of Engineering, Hokkaido University, 2. CRIEPI)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3J12]

Analyzing Reports on Nuclear Energy in Japan Through Topic and Sentiment Analysis

*Yifan Sun[1], Tsuruta Hirofumi[2], Kumagai Masaya[1,2], Ken Kurosaki[1] (1. Kyoto Univ., 2. SAKURA internet Inc.)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3J13]

Non-substantive Responses and Potential Acceptance

*Kaito Masumizu[1], Kazuya Ito[1], Ryuta Takashima[1] (1. TUS)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[3J14]

Consideration in Public Opinion Concerning Nuclear Power Generation in the United States and Europe since 2022

*Shinichi Oiso[1] (1. INSS)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Fri. Sep 13, 2024 2:45 PM - 4:10 PM JST | Fri. Sep 13, 2024 5:45 AM - 7:10 AM UTC Room N(Recture RoomsB 2F B203)

[3N10-14] MOX Fuel Manufacturing Technology

Chair:Fumihiro Nakamori(CRIEPI)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3N10]

Technological development of the particle size adjustment of recycle powder

(10) Evaluation of erosion resistance against powder impact

*Tomoomi Segawa[1], Hayato Takashima[1], Kazuya Yamamoto[1], Takanori Ono[1], Koichi Kawaguchi[1], Katsunori Ishii[1] (1. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3N11]

Technological development of the particle size adjustment of recycle powder

(11) Classifying property of pneumatic classifier

*Koichi Kawaguchi[1], Tomoomi Segarwa[1], Katsunori Ishii[1], Hayato Takashima[1], Kazuya Yamamoto[1], Takanori Ono[1] (1. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3N12]

MOX pellet manufacturing technology using recycle powder

(1) Optimization of granulation conditions

*Kenta Goto[1], Kiyoto Takato[1], Takanori Ono[1], Hidekazu Ichige[1], Nobuhiro Hatanaka[1], Tatsutoshi Murakami[1] (1. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3N13]

MOX pellet manufacturing technology using recycle powder

(2)Effect of powder particle size on pellet density

*kiyoto takato[1], kenta goto[1], kazuya yamamoto[1], hidekazu ichige[1], nobuhiro hatanaka[1], tatsutoshi murakami[1] (1. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[3N14]

Sintering behavior of microwave de-nitrated or dry-recycled MOX powders

*Shun Hirooka[1], Kohei Hayashizaki[1], Hideaki Ohwada[2], Takeo Sunaoshi[2], Tetsuya Tamura[2], Kosuke Saito[1] (1. JAEA, 2. Inspection Development)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Fri. Sep 13, 2024 2:45 PM - 4:20 PM JST | Fri. Sep 13, 2024 5:45 AM - 7:20 AM UTC Room E(Recture RoomsA 2F A200)

[3E10-15] Advanced Reactor Safety

Chair:Shota Ueda(CRIEPI)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3E10]

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

(36) Project Overview and Progress until 2023

*Hidemasa Yamano[1], Toshihide Takai[1], Yuki Emura[1], Hideo Higashi[2], Hiroyuki Fukuyama[2], Koji Morita[3], Kinya Nakamura[4], Zeeshan Ahmed[5], Marco Pellegrini[5], Tsuyoshi Nishi[6] (1. JAEA, 2. Tohoku Univ., 3. Kyushu Univ., 4. CRIEPI, 5. Tokyo Univ., 6. Ibaraki Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3E11]

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

(37) Flow and freezing experiments for molten mixture of control rod material-structure material

*Yuki Emura[1], Toshihide Takai[1], Hidemasa Yamano[1] (1. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3E12]

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

(38) Melting behavior analysis of SUS316L containing 30mass%B_4C using ultrahigh-temperature thermal analysis based on blackbody radiation

*Hideo Higashi[1], Makoto Ohtsuka[1], Masayoshi Adachi[1], Hiroyuki Fukuyama[1], Hidemasa Yamano[2] (1. Tohoku UniV., 2. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3E13]

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

(39) Solidification process of SUS316L containing 30mass%B_4C by combination of in-situ observation and rapid cooling with electromagnetic levitation method

*Hiroyuki Fukuyama[1], Hideo Higashi[1], Makoto Ohtsuka[1], Masayoshi Adachi[1], Hidemasa Yamano[2] (1. Tohoku Univ., 2. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[3E14]

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

(40) Eutectic Melting and Relocation Behavior of B4C Pellet-Stainless Steel Using Numerical Approach

*Zeeshan Ahmed[1], Avadhesh Kumar Sharma[1], Marco Pellegrini[1], Yamano Hidemasa[2], Koji Okamoto[1] (1. The University of Tokyo (UTokyo), 2. Japan Atomic Energy Agency)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[3E15]

©Atomic Energy Society of Japan

Research on a passive Vessel Cooling System (VCS) utilizing radiative cooling
Examination of how to integrate the actual VCS with a reactor building

*Kuniyoshi Takamatsu[1], Shumpei Funatani[2] (1. JAEA, 2. Univ. of Yamanashi)

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

Fri. Sep 13, 2024 2:45 PM - 4:25 PM JST | Fri. Sep 13, 2024 5:45 AM - 7:25 AM UTC Room C(Recture RoomsA 1F A105)

[3C10-15] Dose Estimation

Chair:Yukihisa Sanada(JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3C10]

Study on Evaluation of Radioactivity in Waste for Trench Disposal
(1) Influencing Factors for Radioactivity Evaluation

*Yuko Sato[1], Ryo Inoue[1], Satoru Kawasaki[1], Hirotaka Sakai[1] (1. NRA)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3C11]

Study on Evaluation of Radioactivity in Waste for Trench Disposal
(2) Batch Measurement of Bio-shielding Concrete Blocks at Trench Disposal Facility

*Ryo Inoue[1], Yuko Sato[1], Satoru Kawasaki[1], Hirotaka Sakai [1] (1. NRA)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3C12]

Development of aerial dosimetry system by the scintillator mounted on UAV and quadruped robot

*Ryosuke Takamatsu[1], Naoe Kadota[1], Soji Otsuki[2], Masaji Takahashi[2], Hideomi Arai[3], Tadaaki Yasuoka[4] (1. OBAYASHI, 2. MIRAIGIKEN, 3. KIKUCHISEISAKUSHO, 4. MATSUURADENKOUSYA)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3C13]

Dose evaluation study of PVA-KI gel dosimeter using RGB analysis method (III)

*Takeyoshi Sunagawa[1], Harvel Glenn[2], Sachiko Yoshihashi[3], Chisako Hishiki[1], Yutaro Aoki[1] (1. FUT, 2. Ontario Tech Univ., 3. Nagoya Univ.)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[3C14]

Estimation of radiation source and shields distribution from measured gamma-ray energy spectra using machine learning

*Yuka Kumada[1], Taiyo Sato[1], Tsugiko Takase[1], Masaharu Matsumoto[1], Katsuhiko Yamaguchi[1] (1. Fukushima Univ.)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[3C15]

Estimation of radiation source distribution in fuel debris canisters using machine learning

*Taiyo Sato[1], Yuka Kumada[1], Tsugiko Takase[1], Masaharu Matsumoto[1], Katuhiko Yamaguchi[1] (1. Fukushima University)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Fri. Sep 13, 2024 3:20 PM - 3:55 PM JST | Fri. Sep 13, 2024 6:20 AM - 6:55 AM UTC Room D(Recture RoomsA 1F A106)

[3D12-13] Research Reactor Upgrading

Chair:Rei Kimura(TOSHIBA ESS)

3:20 PM - 3:35 PM JST | 6:20 AM - 6:35 AM UTC

[3D12]

Study on closed-loop hydrogen thermosiphon flow for JRR-3 cold neutron source

*Sho Tokunaga[1], Takemi Nakamura[1] (1. JAEA)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

[3D13]

Verification of the tables for control rods calibration at NSRR

*Toshiki Agake[1], Yuiko Motome[1], Hiroshi Yanagisawa[1], Tetsuya Kobayashi[1] (1. JAEA)

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

Fri. Sep 13, 2024 3:20 PM - 4:10 PM JST | Fri. Sep 13, 2024 6:20 AM - 7:10 AM UTC Room B(Recture RoomsA 1F A102)

[3B10-12] Fusion Reactor System, Design, Application 2

Chair:Naoko Ashikawa(Kyoto Fusioneering)

3:20 PM - 3:35 PM JST | 6:20 AM - 6:35 AM UTC

[3B10]

Feasibility study on Laser inertial fusion Tritium Production Reactor (LTPR)

*Masatoshi Kondo[1], Kaoru Omiya[4], Kanta Utsumi[4], Tomoyuki Jozaki[2], Yoshitaka Mori[3,5], Kazuki Matsuo[3] (1. Tokyo Tech, ZC, 2. Hiroshima Univ., 3. EX-Fusion, 4. Tokyo Tech,, 5. GPI)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

[3B11]

Study on tritium breeding performance of various liquid metal breeders for laser inertial fusion reactors

*KANTA UTSUMI[1], Kaoru Omiya[1], Masatoshi Kondo[1] (1. Tokyo Tech)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[3B12]

Study on Defense in Depth in Fusion Safety Based on Nuclear Safety

*Yoshiki Yamashita[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1], Takashi Ino[2] (1. Nagoya Univ., 2. Kyoto Fusioneering Ltd.)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Fri. Sep 13, 2024 3:35 PM - 4:25 PM JST | Fri. Sep 13, 2024 6:35 AM - 7:25 AM UTC Room H(Recture RoomsB 1F B102)

[3H11-13] Development and Application of Simulation Method

Chair:Masahiko Okumura(JAEA)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

[3H11]

A Fully Explicit GPU-Accelerated DEM-MPH Method for Simulating Debris Bed Formation with Micro Scale Debris

*Ryo Yokoyama[1], Shuichiro Miwa[1], Koji Okamoto[1] (1. Univ.Tokyo)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[3H12]

Theoretical Analysis of Formation Reaction of Main Component Na-P type Zeolite in Geopolymer Crystalline Phase

*Yukari Okada[1], Nobuyuki Sekine[1], Hisashi Mikami[1], Tianlong Jiang[1] (1. Fuji Electric)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[3H13]

Estimation of free energy landscapes of cesium adsorption/diffusion in clay minerals-water systems using classical molecular dynamics simulation

*Atsuki Hiraguchi[1], Xiaojin Zheng[2], Thomas R. Underwood[3], Keita Kobayashi[1], Akiko Yamaguchi[1], Mitsuhiro Itakura[1], Masahiko Machida[1], Kevin M. Rosso[3], Ian C. Bourg[2], Masahiko Okumura[1] (1. JAEA, 2. Princeton Univ., 3. PNNL)

©Atomic Energy Society of Japan

Oral presentation | I. General Issues：General Issues

Fri. Sep 13, 2024 9:30 AM - 10:20 AM JST | Fri. Sep 13, 2024 12:30 AM - 1:20 AM UTC Room J(Recture RoomsB 1F B104)

[3J01-03] Social Research & Communication 3

Chair:Yoshihito Takeda(Hokkaido Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3J01]

Study of Communication Methods for Geological Disposal through Class in Primary and Secondary Education

(1) Analysis of the Influence of Class Format on Opinion Change

*yuki HASHIMOTO[1], Kiriko CHII[2], Masako Ikegami[1] (1. Tokyo Institute of Techno, 2. Tokai University)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3J02]

Study of Communication Methods for Geological Disposal through Class in Primary and Secondary Education

(2) Study of Communication Methods for Fostering a Sense of Ownership about Geological Disposal Issue

*Kirko CHII[1], Yuki HASHIMOTO[2], Keiichiro WAKASUGI[1] (1. Tokai University, 2. Tokyo Institute of Technology)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3J03]

The Impact of Information Receptivity on Opinion Formation with Radioactive Waste Disposal

*Shin Horiguchi[1], Kenta Murakami[1], Shinichi Nakayama[1] (1. UTokyo)

10:15 AM - 10:20 AM JST | 1:15 AM - 1:20 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

初等･中等教育での授業を通じた地層処分に関わるコミュニケーション手法の検討 (1) 授業形式が意見変容に与える影響の分析

Study of Communication Methods for Geological Disposal through Class in Primary and Secondary Education
(1) Analysis of the Influence of Class Format on Opinion Change

*橋本 ゆうき[1]，地井 桐理子[2]，池上 雅子[1]
[1]東京工業大学，[2]東海大学

小学校/高等学校においてエネルギーと環境をテーマとした講義形式の授業とグループワーク形式の授業を実施し、その前後にアンケート調査を行う事によって授業形式が意見変容に与える影響を調査した。

キーワード：地層処分、コミュニケーション、社会受容性、教育

1. 緒言

地層処分に関するコミュニケーション方法の検討として初等/中等教育機関で授業を実施した。対象は神奈川県公立小学校第四学年（一校)、同県立高等学校第三学年（二校）で、エネルギー情勢とエネルギーと環境をテーマにした講義と講義内容を家族/知人にどのように伝えるかを目的としたグループワークを行った。シリーズ発表の(1)である本稿では、授業概要と授業形式が意見変容に与える影響について説明/考察する。

2. 小学校における授業の実施

2-1. 講義形式の授業

45 分の授業において､「コンセントの先には何がある？」｢電気をつかう私たちはどんなことを考えるべき？」の二つをテーマに講義を構成した。講義の中では、発電所の所在地や発電方法、発電量を確認できるマップの提示やクイズの実施など、双方向性のコミュニケーションを行った。授業前後（前が①、後が②）には 10 問の設問から構成される同内容のアンケートを行う事で、知識量/意見の変容を調査した。

2-2. グループワーク

45 分の授業において、「今日の授業を家族やお友達に伝えるには？」をテーマに、KJ 法を用いて各班の意見をまとめさせた。計 15 分のグループワークの後に発表を行い、同様のアンケートを実施した（③)。

2-3. 結果

10 問のアンケートの内、知識量の変化を追うための「発電方法の種類（A)」「発電によって生じる環境影響や発生する廃棄物（B)」に関する設問、意見変容を追うための「発電により発生する廃棄物の責任はだれにあるか（C)」､「処分場が自分の街に来たらどう思うか（D)」に関する統計調査を行った。調査に当たっては、A と B に対して①-②での変化と①時点での知識量/スタンス、②-③での変化と同グループ構成員の②時点での知識量/スタンスの平均の相関関係の分析を行った。C については、回答に自分を含んだか否か、D についてはネガティブな回答をしたか否かについて、直前の回答との変化が優位であるか否かを二項検定によって分析した。調査対象は①~③のアンケートすべてに回答した n=30 である。調査の結果、5%優位水準を超えるのは①-②での発電方法の種類の増加のみ（相関係数-0.48）であり、その他の相関/二項検定による有意差は得られなかった。②-③で発電方法の種類が増えなかった理由については、発電方法の種類の回答が②で増加しきってしまったことに起因すると考える。

高校での調査は 7 月中旬、9 月上旬に実施予定であるため、今回の小学校での調査をパイロット試験とし、授業内容やアンケートを改良した内容で実施する。その成果は口頭発表当日に報告を行う予定である。

*HASHIMOTO. Yuki[1], CHII. Kiriko[2] and IKEGAMI Masako[1]
[1]Tokyo institute of technology, [2]Tokai university.

初等・中等教育での授業を通じた地層処分に関わるコミュニケーション手法の検討 (2) 当事者意識の醸成に着目した地層処分に関するコミュニケーション方法の検討

Study of Communication Methods for Geological Disposal through Class in Primary and Secondary Education
(2) Study of Communication Methods for Fostering a Sense of Ownership about Geological Disposal Issue

*地井 桐理子[1]，橋本 ゆうき[2]，若杉 圭一郎[1]
[1]東海大学，[2]東京工業大学

地層処分問題に対する当事者意識醸成のためのコミュニケーション方法について検討し、初等・中等教育機関への試行を通じて、地層処分の社会受容性に関する問題の原因と改善策について考察した。

キーワード：地層処分，コミュニケーション，社会受容性，当事者意識

１．緒言

我が国では、高レベル放射性廃棄物(以下、HLW)は地層処分することが２０年以上前から法律によって定められてきたがこれまで処分地は未定である。現在、地層処分事業で行われているコミュニケーション方法は住民等への説明が主であり、これは“地層処分の必要性が理解されないのは、地層処分の知識が国民に欠けている事にあり、正しい知識を与えれば最終的に地層処分について理解し、地層処分の建設を受け入れてもらえるだろう”という考えに基づく欠如モデル[1]に類似している。その結果、国民は受動的な立場をとらざるを得ず、一方向のコミュニケーションになっている可能性がある。このことから、国民が地層処分について議論を行う前段階として、HLW が自らの生活とどのように関係しているのかを認識したうえで HLW への対応を議論し、地層処分の賛否を問わずにこの問題に対して当事者意識を持ってもらうことが好ましいと考えた。そこで本研究では、当事者意識の醸成に資するコミュニケーション方法を検討するとともに、アンケートを通じてその効果を把握することを目的とした。

２．研究方法

当事者意識の醸成には様々な手法が考えられるが、本研究では、心理学的プロセスに基づく手法を検討した。当事者意識は、図１に示す３つの欲求が満たされることで発現すると考えられていること[2]から本研究における当事者意識醸成のための要素とした。また、それらの発現においては、地層処分場の建設に対する合意を目的としない“非欠如モデル”に基づいた内容で、かつ、一方向とならない双方向によるコミュニケーションを行うことが効果的であると考えられる。このことから、本研究では図１に示す欲求の発現を目的とした授業及びグループワークによるコミュニケーション方法を考案した。具体的には、日本のエネルギー情勢、そこから発生するゴミをテーマとした内容をクイズ形式などで実施する参加型の授業体系を考え、参加者が身近な消費による廃棄物の発生から、どのような発電方法であってもゴミが生じるということを理解できる設計とした。

欲求	欲求の発現のために工夫した点
知的好奇心 もっと知りたいという気持ち 技術的側面での関心	発電・廃棄物に関する技術面での内容を クイズなどを用いた双方向型のコミュニケーションを 行うことにより知的好奇心の発現を期待した。
向社会的欲求 原子力分野/HLW処分問題に関する社会的側面での関心	「電気料金の高騰」など自身に関わりのある 身近な話題から問題に対する切り口を設け， 向社会的欲求の発現を期待した。
有能さへの欲求 問題に対し 解決したいという意識	「HLWをはじめ発電によって発生する廃棄物について どのような点が問題であり，どのような点を他者に伝えるか」 をディスカッションし，有能さへの欲求の発現を期待した。

図１. 当事者意識を向上させるための欲求とコミュニケーションにおいて工夫した点

また、提供された情報に対する議論を行うことで、他者との情報共有を通じ、学びの循環を促進させる効果と、自身の意見のアウトプットを行うことによる“問題を自分事として考える”ことへの効果を期待し、グループワークを実施することとした。これらのコミュニケーション方法を、年齢や居住地域、学習環境が共通しており、原子力分野について専門的な学習を行っていない点において参加者の属性が一様であり、意識の変化の追跡に適していると考えられる初等・中等教育機関において検証した。

３．結果・結論

小学４年生を対象に図１に示すコミュニケーションを用いた授業を実施し、各コミュニケーションの前後にアンケート調査を実施した。調査の結果、例えば、「Q4. 発電によって発生する廃棄物について知っていることは何か」という設問に対し廃棄物に関する適切な回答ができた児童は全体の 30%であったが、授業後は72%に増加し、χ^2 検定により有意差が確認された。また、設問同士のクロス集計を行い、結果の属性の関連性について分析した。Q4 と「Q5.発電によるゴミについて誰が対策を考えなければならないと思うか」という設問のクロス集計による分析では、授業前に Q4 に対し廃棄物に関する適切な回答ができた児童のうち、Q5 で「電力消費者・自分自身」と回答した児童の割合は授業前後で共に高い値を示した。一方、授業前に Q4 に対し「知らない」と回答した児童のうち Q5 で「電力消費者・自分自身」と回答した児童は、授業前後で 36%増加し、McNemar 検定においても有意な差であると確認された。

これらの結果から、発電による廃棄物の発生を認識している児童は、廃棄物に対し自分事と考える傾向にあること、一方発電による廃棄物に対して認知度が低い児童は、本検討で考案したコミュニケーション方法を通じて廃棄物の発生に対する認知度が上がり、廃棄物に対し自分事として考えるようになったことが考えられる。これらのことから、地層処分問題においては、国民に対し地層処分の安全性について説明する前段階として、日本のエネルギー情勢や廃棄物の発生過程について認識してもらい、当事者意識を醸成することが本問題に対する関心を喚起するうえで重要であると考えられる。

参考文献

[1] 内田 麻理香・原 塑，欠如モデル・一方向コミュニケーション・双方向コミュニケーション，科学技術社会論研究，2020，p.208-220
[2] 櫻井 茂男，自ら学ぶ意欲の心理学 --キャリア発達の視点を加えて，有斐閣，2009

*Kiriko CHII[1]， Yuki HASHIMOTO[2] and Keiichiro WAKASUGI[1]
[1]Tokai Univ.， [2]Tokyo Institute of Technology

放射性廃棄物処分に関する情報感受性が学生の意見形成に与える影響

The Impact of Information Receptivity on Opinion Formation Regarding Radioactive Waste Disposal

*堀口　晋[1]　中山　真一[1]　村上　健太[1]

[1]東京大学

放射性廃棄物処分に関して、情報感受性の高い学生は提供された情報に対してよりポジティブな意見を形成しやすいことを明らかにする。

キーワード：放射性廃棄物処分、情報感受性、バイアス、コミュニケーション、意見形成

1. 緒言

本研究は、放射性廃棄物処分場の立地に関する決定において、情報の受け取り側の感受性が受け取り手の認識や意見形成に与える影響を評価することを目的としている。放射性廃棄物の地層処分は技術的な問題だけでなく、社会的および心理的な問題も含むため、情報提供方法が人々の判断にどのように影響するかを理解することが重要である[1]。特に、一般に情報感受性が高いと思われる学生が、提供された情報に対してどのように反応し、意見を形成するかを明らかにすることが中心的な課題である。

2. 検討内容

本研究では、「情報感受性」を、提供された情報に対する受け取り側の反応の強さや意見形成の変わりやすさと定義する[2]。大規模なオンラインアンケート調査に先立ち、学生を対象とした調査を実施し、その結果を報告する。情報感受性の高い学生は、質問の回答の方向性に従う傾向が強く、意見が大きく変わりやすいことが予想される。対象者は、原子力に関心のある介入群と、原子力を専攻する学生および専門家の対照群に分けられる。アンケートは、放射性廃棄物事業に関する情報に対する質問、バイアス要因の影響因子に関する質問、情報感受性とバイアス因子の相関関係を検証する質問、情報への信頼の影響を検証する質問、および研究参加者の基礎情報に関する質問の 5 つのカテゴリーで構成される。

3. 考察

アンケート調査を通じて、情報提供が意見形成に与える影響を評価するため、特に、情報感受性の高い学生が提供された情報に基づいてよりポジティブな意見を形成する傾向があることを確認する。また、情報感受性が意見の偏りに与える影響を評価し、情報提供方法が意見の偏りを軽減する効果があるかどうかを分析する。さらに、信頼性の高い情報源からの情報提供が意見の信頼性を高めるかどうかを評価する。この調査結果は、情報提供の方法が意見形成に与える影響を理解するために重要な知見を提供する。また、情報提供方法の工夫により意見の偏りを軽減できる可能性が示され、これにより、より公正な意見形成が期待できる。さらに、信頼性の高い情報源からの情報提供が意見の信頼性を高めることが確認され、政策やコミュニケーション戦略の有効性向上に寄与することが期待される。

参考文献

[1] 山田美香、他 環境情報科学学術研究論文集 34(2020), 246-251,
https://www.jstage.jst.go.jp/article/ceispapers/ceis34/0/ceis34_246/_pdf/-char/ja（2024 年 7 月 1 日閲覧）

[2] Evans A, Sleegers W, Mlakar Ž. Individual differences in receptivity to scientific bullshit. Judgment and Decision Making. 2020;15(3):401-412.

---

*Shin Horiguchi[1], Shinichi Nakayama[1] and Kenta Murakami[1]

[1]The University of Tokyo.

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

Fri. Sep 13, 2024 9:30 AM - 10:35 AM JST | Fri. Sep 13, 2024 12:30 AM - 1:35 AM UTC Room E(Recture RoomsA 2F A200)

[3E01-04] Combustion Phenomenon, Concrete Damage

Chair:Kenta Murakami(UTokyo)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3E01]

Enhancement of Analysis Method for Phenomena of Severe Accidents at Nuclear Power Plant

*Ichiro Nakamori[1], Fumitomo Onishi[1], Atsuo Takahashi[1], Takayuki Tomizuka[1] (1. AdvanceSoft)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3E02]

Evaluation of flammable gasses generated by organic materials in nuclear primary containment vessel (Part 3)

*Yukiko Furuhashi[1], Kazuhiro Koike[1], Takahiro Hoshino[1], Ryohei Endo[1] (1. TEPCO HD)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3E03]

Preliminary experiment on concrete explosive spalling in high-temperature environment

*Daisuke Tochio[1], Mitsuo Ozawa[2], Reima Okura[2], Jun Hanyu[2], Wataru Kikuchi[1] (1. NRA, 2. Gunma Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3E04]

Factors of concrete damage in severe accident at Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*Osamu Kontani[1], Shohei Sawada[1], Shunsuke Ishikawa[1] (1. Kajima Corporation)

10:30 AM - 10:35 AM JST | 1:30 AM - 1:35 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

原子力発電所の重大事故に係る現象に関する評価手法の高度化

Enhancement of Analysis Method for Phenomena of Severe Accidents at Nuclear Power Plant

*中森　一郎[1]，高橋　淳郎[1]，大西　史倫[1]，富塚　孝之[1]
[1]アドバンスソフト株式会社

本研究では水素/空気 DDT 解析を行なうために、着火遅れ時間データベースに基づいた DDT モデルを用い、格子解像度への依存性が少ない wrinkling 火炎速度モデルを用い、数十メートルスケールの水素/空気 DDT 実験データと比較解析をおこない、数時間の計算時間で予測シミュレーションの結果が得られた。

Keywords: Advance/FOCUS-i，3D compressible fluid analysis， DDT，Detonation，Hydrogen deflagration

1. 緒言

本研究で用いた解析手法は、ロシアの Kurchatov 研究所で 1996 年に実施された RUT 試験を対象に検証計算を重ね[1]、数十メートル規模の建屋スケールに対して爆燃と爆轟遷移、ならびに爆轟解析を現実的な計算時間で処理することが可能であることを確認した。ここでは、気体は水蒸気を含まない一様な水素/空気濃度分布とし、Advance/FOCUS-i ソフトウェアを用いて建屋内の水素燃焼と爆轟遷移の解析を実施した。

2. 1F1 原子炉建屋内の水素燃焼解析

公開情報 [2]に基づき 1F1 相当モデルを作成した。また、1F1 内に 12%濃度の水素が充満していると仮定した。着火位置は 5 階のシールドプラグ直上とした。解析モデルでは、構造物周辺の計算格子の解像度を 50cm とし、それ以外は概ね 100cm 程度の格子解像度とし、最終的に 38 万要素数を用い、火炎を含む流体解析を実施した。

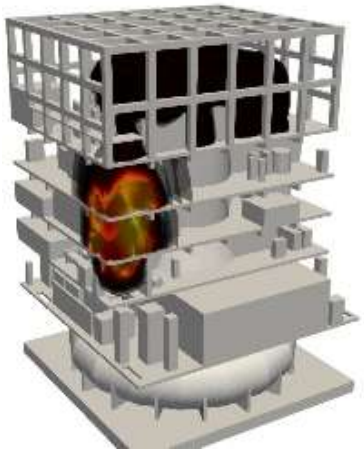


図 1 建屋内の温度分布

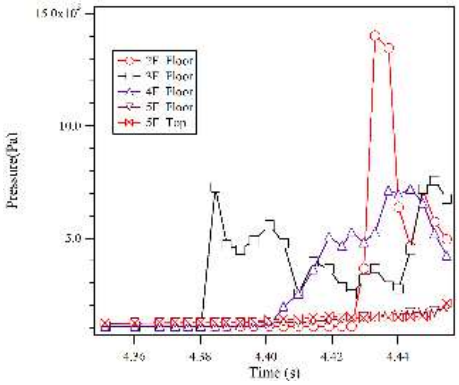


図 2 建屋内の各所における圧力の時系列比較

3. 結論

得られた解析結果より、非常階段の 3 階付近で DDT が発生し（図 1）、それ以降の時刻では 14 気圧程度の圧力が一時的に観測された（図 2）。今後は、天井付近の濃度が高い不均質な水素濃度分布を対象として、より現実的な解析を実施する予定である。

参考文献

[1] Ichiro Nakamori, Takayuki Tomizuka, Atsuo Takahashi, Fumitomo Onishi, Takashi Kodama, Yoshikazu Tamauchi, Naoya Sato, A. Koichi Hayashi, and Nobuyuki Tsuboi, “Numerical Simulation on DDT in Real and Large Scale Combustion Chamber Using a Combustion Velocity Method and Ignition Model with a Detailed Chemical Reaction System,” The 29th International Colloquium on the Dynamics of Explosions and Reactive Systems, 2023.

[2] 福島第一原子力発電所事故発生後の詳細な進展メカニズムに関する未確認・未解明事項の調査・検討結果

「第 6 回進捗報告」について(添付資料 1-10, 2-5). 東京電力ホールディングス(株)

* Ichiro Nakamori [1], Atsuo Takahashi [1], Fumitomo Onishi [1], Takayuki Tomizuka [1]

[1] AdvanceSoft Corporation

原子炉格納容器内のケーブル等有機物から発生する可燃性ガスの評価（その３）

Evaluation of Flammable Gas Generated by Organic Materials in Nuclear Primary Containment Vessel (Part 3)

＊古橋　幸子[1]，小池　和弘[1]，星野　孝弘[1]，遠藤　亮平[1]
[1]東京電力ホールディングス株式会社

福島第一原子力発電所（１F）事故で３号機原子炉建屋の爆発に可燃性ガスが寄与している可能性が指摘されている。そこで原子炉格納容器（PCV）内に存在する有機物を水蒸気，酸素，および水素ガス環境下で 1000℃まで昇温し，発生ガスの種類や量を評価した。その結果，　1000℃まで昇温すると，各材料中の有機成分はすべてガス化し，H_2, CO, CO_2 に加え複数種の可燃性有機ガスも発生することがわかった。

キーワード：ケーブル，格納容器，可燃性ガス，水蒸気，有機物

1. 緒言

１F３号機原子炉建屋の水素爆発時の映像分析から，爆発には水素だけではなく，有機化合物から発生する可燃性ガスが寄与している可能性が指摘されている。そのため，PCV 内に存在する主要な有機物から可燃性ガスの発生状況を把握することを目的とし，前報では，水蒸気と水素ガス環境下による可燃性ガスの発生を評価した。今回は，酸素環境下による影響を評価し，ほかの条件と比較した。

2. 実験

試験対象として，PCV 内で使用量が多く可燃性ガスの発生が考えられる代表的な有機物として，CV ケーブル，PN ケーブル，同軸ケーブル，KGB ケーブル，フロンレックスケーブル，エポキシ塗料，無機ジンクリッチ塗料，ウレタン保温材，ポリイミド保温材，潤滑油の計 10 種類を選定した。

電気炉内に試料をセットし，水蒸気，酸素 4%+水蒸気 96%，水素，酸素 4%を流しながら 1000℃まで 10℃/分昇温，あるいは 200℃24 時間保持し，発生したガスを採取し，ガスクロマトグラフィー等で分析を行った。分析ガスの種類としては，CO_2 及び一般的な可燃性ガスとして工場電気設備防爆指針に取り上げられているものとした。

3. 試験結果

500℃以上の高温域でガス，タール，水蒸気が発生することがわかった。ガスの種類は主に，H_2，CO，CO_2，低分子炭化水素系であった。図にそれぞれの有機材料の単位重量当たりの可燃性ガス発生量を示す。可燃性ガス発生量は他の環境下に比べ水蒸気環境下が最も多く，またポリイミド保温材が他の材料に比べて最も多いことがわかった。１F３号機 PCV 内での有機物の使用物量を考慮すると，物量が多い CV ケーブルが最も多く可燃性ガスを発生することがわかった。200℃24 時間保持ではガスはほぼ発生しなかった。

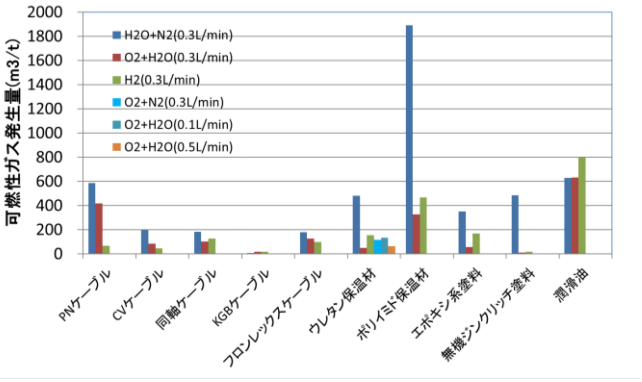


図　各有機物 1t 当たりの可燃性ガス発生量

3. 結論

1F3 号機 PCV 下部の温度が 1000℃まで達したと想定しても，可燃性有機ガスは燃焼範囲内には達しないことがわかった。

*Yukiko Furuhashi[1], Kazuhiro Koike[1], Takahiro Hoshino[1], and Ryohei Endo[1]
[1]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

高温環境におけるコンクリートの爆裂に係る予備実験

Preliminary experiment on concrete explosive spalling in high-temperature environment

*栃尾 大輔[1]，小澤 満津雄[2]，大倉 怜真[2]，羽生 準[2]，菊池 航[1]
[1]原子力規制庁，[2]群馬大学

東京電力福島第一原子力発電所(1F)1 号機の格納容器内部調査でペデスタル内側のコンクリートの一部が鉄筋を残して消失している状況にあることが分かった。本現象の解明及び 1F 事故分析に資する知見を取得するため、原子力規制庁は高温環境におけるコンクリート消失の要因の一つである爆裂に着目したコンクリートの損傷に関する研究を開始した。

キーワード：1F、ペデスタル部、コンクリート、消失、重大事故環境，拘束条件、爆裂

1. 緒言　2023 年に東京電力が実施した 1F1 号機の原子炉格納容器内部の調査で、ペデスタルを構成する鉄筋コンクリートの内側下部が全周にわたって鉄筋を残して消失している状況にあることが分かった[1]。これは従来想定されていた溶融炉心－コンクリート相互作用(MCCI)による侵食の様相とは異なるものであり、重大事故対策の観点から、このコンクリート消失の発生機構を明らかにする必要がある。高温環境におけるコンクリート消失の要因は MCCI や化学的変質を含めていくつか検討が進められている。

コンクリートの分野において、火災時にコンクリート構造物が高温の熱を受けて損傷する現象の一つに爆裂と呼ばれるものがある。これは、コンクリートが高温の熱を受けることにより、コンクリートが剥離又は爆発的に破壊する現象であり、加熱によって生じたコンクリートの熱膨張や水蒸気等により生じるとされている[2]。この高温環境におけるコンクリートの爆裂による損傷の状況が、1F の調査で見られたペデスタル部のコンクリートの消失の様相に類似していることに着想し、高温環境におけるコンクリートの爆裂現象に着目した研究を立案し、その予備実験を国立大学法人群馬大学において実施[3]した。

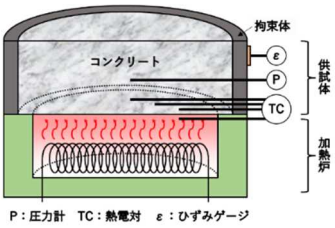
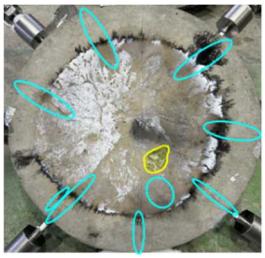
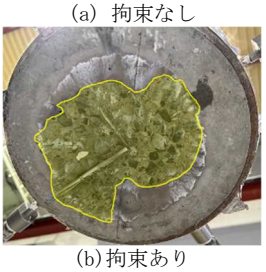


図 1　実験装置の概略図


(a) 拘束なし


(b) 拘束あり
(黄色：剥離、青色：き裂)
図 2　実験後の供試体の外観[2]

2. 爆裂挙動に係る予備実験[2]　本実験で用いる実験装置の概略図を図 1[2]に示す。実験装置は加熱炉及び供試体で構成されている。供試体は、ペデスタル部におけるインナースカートを想定した拘束体の拘束あり／なしの 2 種類の供試体を準備した。供試体のコンクリートは、爆裂が生じやすいとされている高強度コンクリートを使用した。

加熱後の供試体の加熱面側の外観を図 2[2]に示す。拘束なしの供試体は表面の一部が欠けるとともに径方向に亀甲状のき裂が確認された。一方、拘束ありの供試体はコンクリートの大きな剥離が確認された。

3. 結論　1F 事故分析を受けて、原子力規制庁では高温環境におけるコンクリートの爆裂に着目したコンクリート損傷に関する研究を立案し、群馬大学においてコンクリートを高温環境に曝露する実験を実施した。ペデスタル部のインナースカートによる拘束を想定した実験では、コンクリートに爆裂の様相が現れることを確認した。今後は、供試体の形状や組成を変えて実験を計画するとともにその分析を進め、1F1 号機のコンクリート消失挙動の解明及び 1F 事故分析に資する知見を取得する。

参考文献　[1] IRID、東京電力、「東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会（第 39 回）資料 1　1 号機原子炉格納容器内部調査の状況について」、https://www.nra.go.jp/data/000448469.pdf (2023)　[2]森田、「コンクリートの爆裂とその防止対策」、コンクリート工学、45(9)、pp87-91 (2007)　[3]国立大学法人群馬大学、「令和 5 年度原子力規制庁委託成果報告書　高温環境におけるコンクリート損傷に係る調査」、(公開準備中)

*Daisuke Tochio[1], Mitsuo Ozawa[2], Reima Okura[2], Syun Hanyu[2] and Wataru Kikuchi[1]
[1]Nuclear Regulation Authority., [2]Gunma Univ.

福島第一の過酷事故時におけるコンクリート損傷の要因

Factors of concrete damage in severe accident at Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*紺谷 修[1]，澤田 祥平[1]，石川 俊介[1]
[1] 鹿島建設株式会社

本報では、福島第一原子力発電所の過酷事故時に、RPV ペデスタルのコンクリートが消失した原因について、文献調査および骨材の高温加熱試験により検討したので、その概要について報告する。

キーワード：過酷事故，コンクリート消失，粗骨材・細骨材、溶融・軟化、二酸化ケイ素

1. コンクリート消失状況　第 28 回東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会（2022.02.28）において、RPV ペデスタルのコンクリートが消失し、鉄筋が露出している写真 1[1]が公開された。その後のペデスタルの内部調査で、コンクリートの消失範囲は、インナースカート（ペデスタル中央下部に設置されており、地震力を基礎部へ伝える鋼構造物）の内側で、PCV 床より 1～1.3mとされている。

2. 消失原因の推定　過酷事故時には鋼製格納容器内部のコンクリート構造物は高温及び高温水蒸気環境に曝され、その後、注水された溶融燃料の冷却水に浸漬されたと考えられる。高温状態におけるコンクリートの劣化要因[2]としては、①急速加熱による爆裂、②水和物の脱水による強度低下、③ひび割れによる崩落、④急速冷却による剥落、⑤高温で生成される生石灰の吸湿による膨張、⑥コンクリート溶融などが考えられる。①と④は否定できないが、鉄筋列の奥まで消失する原因とはなりにくい。⑤はセメントペーストで顕著だが、コンクリートでは発生しにくい。②の強度低下が発生しても注水による再水和により強度回復が期待できる。従って、③と⑥が残るが、写真 1 の状況より⑥コンクリート溶融に焦点をあてて、実験的検討を行った。

3. 骨材の溶融・軟化試験の概要　コンクリートの溶融・軟化挙動の把握に向け、事前検討として、多様な骨材を収集し加熱試験を行った。二酸化ケイ素（SiO_2）ほぼ 100%の石英ガラスと比較すると、$SiO_2$70%程度で Na_2O、CaO などが含まれる建築用ガラスの融点は低くなる[3]。コンクリート用骨材として広く用いられている砂岩の SiO_2 含有率は 70～80%であり、溶融挙動はガラスに近いと考えて、SiO_2 の含有率をパラメータとして骨材サンプルを収集した。火成岩では、SiO_2 含有率が多い花崗岩から少ない玄武岩まで、堆積岩では、複数種類の砂岩に加えて、SiO_2 含有率 90%以上の珪石、チャートを選定した。比較のため、人工石英と石英ガラスも選定した。なお、SiO_2 含有率は蛍光 X 線分析により定量した。骨材サンプルを坩堝に入れ、電気炉により加熱速度 1℃/分で、最高温度を 1100℃から 1400℃の範囲で設定し 8 時間維持する方法で加熱した。

4. 結論　溶融・軟化試験の結果より、SiO_2 の含有率が高い骨材ほど溶融・軟化しにくく、砂岩の粗骨材は 1200℃程度で細骨材は 1100℃程度で部分溶融することを確認した。写真 2 に砂岩粗骨材の溶融状況を示す。



写真1　コンクリート消失状況


加熱前　1200℃加熱後　1300℃加熱後
写真2 砂岩の溶融試験結果

参考文献　[1] 第 28 回東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会（2022.02.28）資料 4-3
[2] Kontani, O. et al. “Properties of concrete subjected to severe accident conditions at Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant,” Journal of Advanced Concrete Technology, 20(3), 152-187, 2022
[3] 小野田 “石英ガラス概論（第 2 回）,” Journal of Advanced Science, Vol.11, No.2, 1999

*Osamu Kontani[1], Shohei Sawada[1] and Shunsuke Ishikawa[1]　[1]Kajima Corporation

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

Fri. Sep 13, 2024 9:30 AM - 10:50 AM JST | Fri. Sep 13, 2024 12:30 AM - 1:50 AM UTC Room D(Recture RoomsA 1F A106)

[3D01-05] Advanced Reactors Design

Chair:Shuhei Maruyama(JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3D01]

Neutronics and Safety Evaluation of Directly Reusing Spent Fuel in a High-Temperature Gas-Cooled Reactor

*Hong Fatt Chong[1], Hiroshi Sagara[1] (1. Tokyo Tech)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3D02]

Power Distribution Optimized in a Prismatic Type HTGR Using MgO-BeO as a Composite Moderator

*Irwan Simanullang[1], Nozomu Fujimoto[1] (1. Kyushu University)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3D03]

Analysis of Effect of Nuclear Data Library on Transmutation Characteristics and Criticality in Fluoride Molten Salt Reactor

*Koji Fujikura[1], Naoto Aizawa[1] (1. Tohoku Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3D04]

Study on Reactivity Control of Accelerator-Driven System by Inserting Void Reactivity

*Yuki Yokoyama[1], Naoto Aizawa[1] (1. Tohoku Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3D05]

Study on minimization of burn-up reactivity loss for small PWR with TRISO Fuel Part2

*Shiryu Okuda[1], Takanori Kitada[1], Satoshi Takeda[1], Takeshi Yamanaka[1] (1. Osaka University)

10:45 AM - 10:50 AM JST | 1:45 AM - 1:50 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

使用済燃料を直接再利用するブロック型高温ガス炉の核特性と安全性評価

Neutronics and Safety Evaluation of Spent Fuel Direct Reuse in High-Temperature Gas-Cooled Reactor

*CHONG Hong Fatt[1]，相楽 洋[1]

[1] 東京工業大学

本研究では、高温ガス炉の低反応度照射済燃料を直接再利用するための新しい高温ガス炉概念を達成するための炉心配置を検討し、核および熱特性解析により炉心成立性を評価した。

キーワード： 使用済み燃料管理、高温ガス炉、直接再利用

1. 緒言

これまでの研究でブロック型高温ガス炉の使用済燃料を直接再利用し、高い燃料利用効率および固有安全性と核拡散抵抗性を同時に達成できる使用済燃料管理戦略と基本概念を提案した[1]。本研究では、高温ガス炉の照射済燃料を直接再利用しマスバランスを取った炉心燃料配置を検討し、炉心の核特性および熱安全性への影響を明らかにすることを目的とする。

表 1 参照炉心と直接再利用炉心の共通仕様

ドライバー燃料	14 wt.%濃縮 UO_2
燃料粒子充填率	30%
熱出力	600 MW
1 照射サイクル期間	730 日
燃料交換バッチ数	2(参照炉心)、4(本炉心)
炉心実効直径	710 cm
入口/出口温度	587/850 ℃
He 冷却材流量	439.3 kg/s

2. 研究手法

高温ガス炉ガスタービン発電システム（GTHTR300）を参照炉心とし、90 体の 14 wt.%濃縮ウラン酸化物新燃料ブロックがドライバー燃料領域に装荷され、2 バッチ燃焼が想定されている[2][3]。本研究対象である直接再利用炉心では、**図 1** に示す通り照射済ドライバー燃料ブロックを外側反射体領域で 1 照射サイクル、さらに内側反射体領域で 1 照射サイクルの追加燃焼を行う 4 バッチ燃焼方式を想定した。炉心仕様を**表 1** に示す。中性子輸送計算および燃焼計算に MVP3.0 および MVP-BURN を用い、核データとして JENDL-5 に基づくライブラリを用いた 2 次元炉心計算を行った。また、熱出力分布の計算結果に基づき、核熱流動解析コード RELAP5-3D を用いて、定常運転時における炉心内の温度分布を計算し、燃料コンパクトおよび圧力容器の最高温度を求めた。

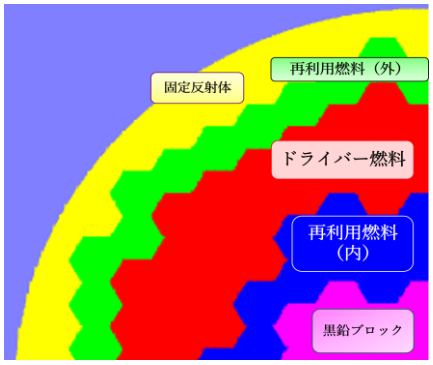


図 1 直接再利用炉心 1/4 水平断面図

3. 解析結果

炉心反応度として、再利用炉心の 4 バッチ平衡サイクルにおける燃焼可能性を確認し、燃焼度についても参照炉心と比べ向上していることを確認した。また、定常運転時の核熱解析結果より、参照炉心の燃料コンパクトおよび圧力容器の最高温度の評価結果が 1251K と 624K で、本研究対象である再利用炉心においても同程度の評価結果となり、定常運転時の熱的影響はほとんど見られなかった。

4. 結言

高温ガス炉の低反応度照射済燃料を直接再利用するための新しい高温ガス炉概念を達成するための炉心配置を検討し、核および熱特性解析により定常運転時における炉心成立性を示した。今後、設計基準事故に対する過渡解析による安全評価を行う。

謝辞 本研究の成果の一部は、東京工業大学原子力規制人材育成事業による予算支援を受けたものである。また、日本原子力研究開発機構の青木健氏から計算に関わる詳細情報の提供を受けた。

参考文献 [1] Chong H.F., H. Sagara, IZES. 2023 [2] Kunitomi et al., Nucl. Eng. Des. 2004; 230: 349–366.
[3] S. Katanishi, K. Kunitomi, Nucl. Eng. Des. 2007; 237: 1372–1380.

*Hong Fatt Chong[1], Hiroshi Sagara[1]

[1]Tokyo Institute of Technology

Power Distribution Optimized in a Prismatic Type HTGR using MgO-BeO as a Composite Moderator

*Irwan L. Simanullang[1], Nozomu Fujimoto[1]
[1]Kyushu University

In high-temperature gas-cooled reactors (HTGRs), power distribution plays a prominent role in maintaining fuel temperature within safety limits under all operation conditions. In a previous study, the composite-based moderator MgO-BeO was inevstigated as a potential replacement for the graphite moderator in the HTGR. The results showed that a small prismatic-type HTGR with 50 MWt power could achieve a burnup of 80 GWd/t. This study investigates the power distribution in the core using non-uniform fuel enrichment while maintaining the burnup target of 80 GWd/t. Moreover, several burnable poison materials were examined to reduce the high initial reactivity in the core.

Keywords: pristmatic-type HTGR, MgO-BeO moderator, burnup, power distribution, burnable poison materials

1. Introduction

The HTGRs use graphite as a moderator and reflector because it has good heat transfer capability, high heat capacity, and a low neutron absorption. However, graphite exhibits significant swelling, which is followed by a reduction in both thermal and strength conductivity under high irradiation condition [1]. In a previous study, a composite-based moderator, MgO-BeO, was investigated as a new candidate for replacing graphite moderator in HTGR design [2]. The resutls showed that a high burnup of 80 GWd/t could be achieved using a single uranium enrichment. This study aims to utilize heterogeneous uranium enrichement in the core to optimize power distribution in the core, and to introduce the burnable poison material for reducing the initial excess reactivity by maintaing the burnup target of 80 GWd/t.

2. Calculation Method

The small-sized HTR50S developed by the JAEA is used as the reactor model for this study [3]. This reactor consists of three kinds of hexagonal blocks: reflector blocks, control rod blocks, and fuel blocks. The fuel block consists of 33 fuel rods, 3 burnable poison rods, and 1 handling rod in the center. In this study, all graphite material except the graphite matrix in the fuel compact is replaced by MgO-BeO. The MVP3.0/MVPBURN was used to perform the criticality and burnup calculations. The JENDL-4.0 was used as a nuclear data library in this study. First, fuel compositions were optimized at the core level to achieve a burnup target of 80 GWd/t and to optimize the power distribution in the reactor core by varying the fuel packing fraction up to 50 % in the fuel compact and uranium enrichment. Thus, potential burnable poison materials were examined to reduce excess reactivity at the beginning of cycle (BOC). Several burnable poison materials such as B_4C, Gd_2O_3, Er_2O_3, and CdO were evaluated by varying the concentration of each burnable poison and the radius of burnable poison rods.

Table 1. Alignment of fuel enrichment in the reactor core.

Fuel column (top to bottom)	Uranium enrichment (wt%)			
	Zone 1	Zone 2	Zone 3	Zone 4
1	18	18	20	20
2	18	18	20	20
3	15	15	18	18
4	15	15	18	18
5	15	15	15	15
6	15	15	15	15

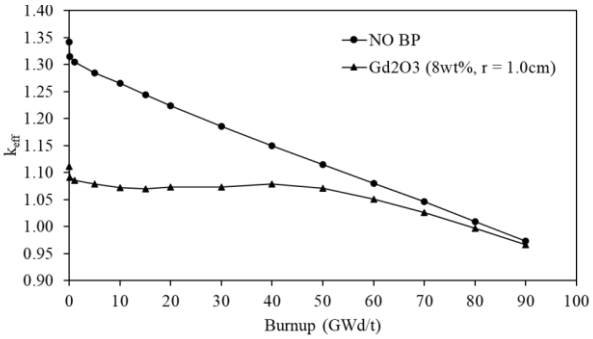


Fig. 1. Change in k_{eff} through the burnup period of the proposed reactor with and without burnable poisons.

3. Results and Conclusion

The fuel composition obtained from the parametric survey was 17.06 wt% of uranium enrichment with a 45% fuel packing fraction. To optimize the power distribution in the core, the uranium enrichment was varied without changing the fuel packing fraction of 45%. The alignment of fuel enrichment in the reactor core is given in Table 1. The higher fuel enrichment is located in the upper part of the core. The average fuel enrichment in the core should be around 17 wt% for maintaining the burnup level of 80 GWd/t. The initial k_{eff} was 1.34 when there was no burnable poison materials in the core. The Gd_2O_3 was selected as the suitable burnable poison material for this reactor design. The 8 wt% of Gd_2O_3 with the radius of 1.0 cm was preferred to compress the reactivity from 25.5 % ΔK/K to 10.0 % ΔK/K, while the burnup target of 80 GWd/t could be achieved, as presented in Fig. 1.

References

[1] Campbell, A.A., Katoh, Y., Snead, M.A., Takizawa, K., 2016. Property changes of G347A graphite due to neutron irradiation. Carbon 109, 860–873.
[2] I.L. Simanullang, N. Fujimoto., 2024. Preliminary study of a small high-temperature gas-cooled reactor concept with MgO-BeO moderators. Nuclear Engineering and Design 420, 113036.
[3] Goto, M., Seki, Y., Inaba, Y., et al. 2014. Nuclear design study on an HTR50s with high burnup fuel and axial fuel shuffling. Nuclear Engineering and Design 271, 515-522

フッ化物溶融塩炉における核変換性能・臨界性に対する核データライブラリの影響の解析

Analysis of Effect of Nuclear Data Library on Transmutation Characteristics and Criticality in Fluoride Molten Salt Reactor

*藤倉 洪治[1]，相澤 直人[1]

[1]東北大学

多様な放射性核種の核変換を目的としたフッ化物溶融塩炉の炉物理計算において、核データライブラリの違いが及ぼす核変換性能および臨界性への影響を数値解析で評価した。

キーワード：溶融塩炉，核変換，フッ化物

1. 緒言：フッ化物溶融塩炉では核分裂生成物(FP)を溶解させた溶融塩の装荷による核変換を検討した研究[1]で放射性 FP の減容の可能性が示されているが、FP 核種の同位体分離が想定されており、核変換の実現可能性の向上には同位体分離を行わない核変換手法の再検討が必要である。また、溶融塩炉の数値解析では実験値と計算値の差[2]や核データライブラリを変更した場合の計算値の差[3]が大きいとの報告があり、核データライブラリの違いが核変換性能・臨界性に与える影響の評価も重要である。本研究では、同位体分離を仮定しない核変換手法を検討し、核データの違いが計算に与える影響を解析することを目的とした。

2. 核変換手法の検討：使用済燃料中の FP 核種を同位体分離せずに溶解させた核変換用溶融塩を、燃料用溶融塩の付近に装荷して FP の核変換を行うこととした。燃料用溶融塩の組成は先行研究[4]より 70mol%LiF-17.5mol%BeF_2-12.5mol%UF_4 とし、ウラン濃縮度は 5 wt%とした。Sr-90、Cs-137 の高発熱性核種、Se-79、Zr-93、Sn-126、I-129、Cs-135 の長寿命核種を核変換対象とし、核変換用溶融塩の組成は溶融塩中の U を同じ原子数密度の FP 核種(他の同位体も含む)で置換したものとした。

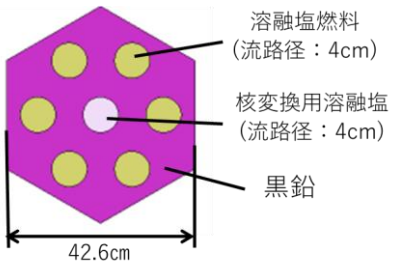


図 1: 解析体系の水平断面図

3. 解析体系・条件：上記の核変換手法を導入した炉心を想定し、黒鉛減速材とフッ化物溶融塩燃料で構成された、図 1 のような無限体系を構築した。計算コードに Serpent2[5]を用い、核データライブラリを JEFF-3.3、ENDF/B-VIII.0、JENDL-4.0、JENDL-5 としたそれぞれに対して、実効増倍率、各核種の反応率、生成量、変換量を計算し、計算結果の差を分析した。

4. 臨界性への影響：BOC での反応度の結果を図 2 に示す。JEFF-3.3 に対する反応度差は、JENDL-5 で-366 pcm となった。さらなる解析の詳細に関しては、発表にて説明する。

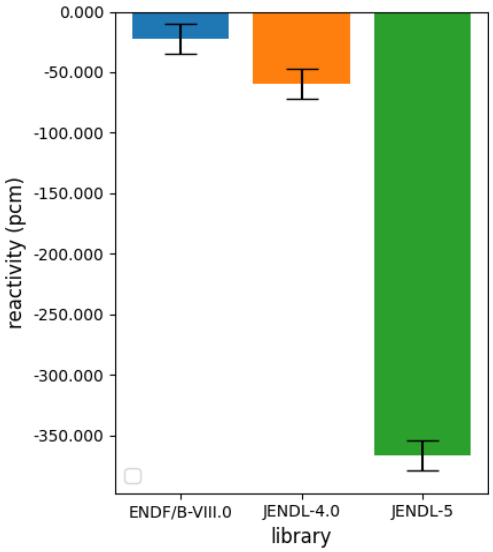


図 2; BOC における JEFF-3.3 に対する各ライブラリの反応度差

参考文献: [1] 藤倉ら，日本原子力学会 2024 年春の年会, 3L09, (2024). [2] Dan Shen, et al., Nucl. Sci. Eng, 195, 825-837, (2021). [3] K.Fujikura and N. Aizawa, The 12th International Conference on Nuclear Criticality Safety (ICNC2023), 10-2, (2023). [4] O. Ashraf, et al., Ann. Nucl. Ene., 148, 107656, (2020). [5] J. Leppänen, et al., Ann. Nucl. Ene., 82, 142-150, (2015).

*Koji Fujikura[1] and Naoto Aizawa[1]

[1]Tohoku Univ.

ボイド導入による加速器駆動システムの反応度制御に関する研究

Study on Reactivity Control of Accelerator-Driven System by Inserting Void Reactivity

*横山 祐貴[1]，相澤 直人[1]

[1]東北大学

JAEA が提案する加速器駆動システム炉心について、反応度制御を目的とした人工的な冷却材ボイド導入の初期検討を行った。冷却材中のボイド体積割合を変化させて固有値・燃焼計算を行い、各炉物理パラメータや核変換性能、ビーム電流への影響を評価し、具体的なボイド利用型反応度制御手法の方針を示した。

キーワード：加速器駆動システム，ボイド反応度，核変換，燃焼解析

1. 緒言

MA 核変換用加速器駆動システムの実現のため、ビーム電流低減を目指した反応度制御手法が検討されているが、新たな手法として気泡（ボイド）を炉心に導入することにより中性子スペクトルを硬化し反応度を増加させる手法を提案する。この手法はボイドを止めれば反応度が減少する点で安全性が高く、使用済み可燃性毒物等の新たな放射性廃棄物を生成しない利点がある。本研究では、JAEA が提案する LBE 冷却 ADS 炉心[1]でのボイド効果による炉心核特性や燃焼への影響を評価し、ボイド利用型反応度制御の可能性について検討することを目的とした。

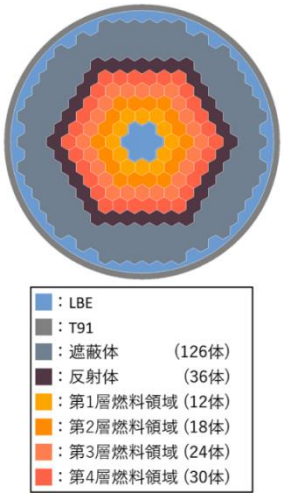


図 1：解析炉心体系(xy 平面)

2. 解析体系・計算条件

解析に用いた炉心は図 1 に示すような JAEA が提案する ADS 炉心を用い、初期実効増倍率は参照炉心で 0.97 とした。燃料領域の冷却材ボイド化を VAR（Voiding Active Region）、燃料棒全体の冷却材ボイド化を VWA（Voiding Whole Assembly）と呼び、この 2 つの条件で冷却材中のボイド体積割合を 25%刻みで設定し、燃焼期間を 600EFPD とし、1 ステップ 100EFPD の計 6 ステップに分割して固有値計算と固定源計算・燃焼計算を行った。計算に用いたコードは炉心計算をモンテカルロ計算コードの Serpent2[2]、核破砕中性子源を PHITS[3]を用いて計算した。核データライブラリは JENDL-4.0 を使用した。各計算条件において実効増倍率やビーム電流等の核特性変化や燃焼による組成変化の比較を行った。

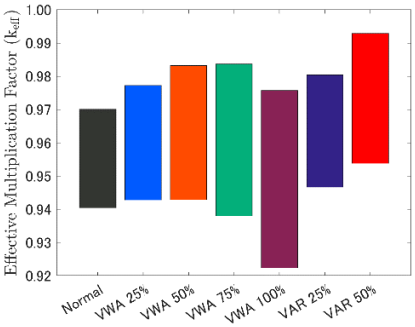


図 2：実効増倍率の推移(単調減少)

3. 解析結果

各炉心条件に対する実効増倍率の推移を図 2 に示す。ボイド率上昇により実効増倍率が上昇するが、VWA では 75%以上で中性子漏れ増加が増倍率上昇を相殺し始めていると考えられる。燃焼反応度は MA の親物質としての性質がスペクトル硬化で弱まり増加しているが、増倍率上昇効果によって漏れの少ない VAR では最小増倍率が上昇している。したがって、中性子漏れ効果を低減することで、ボイドによる反応度制御が可能であることが示された。

参考文献

[1] 岩永他，加速器駆動炉の出力分布平坦化のための核設計，JAEA-Research 2007-025，(2007).

[2] J. Leppänen, et al., Ann. Nucl. Ene., 82, 142-150, (2015).

[3] T. Sato, et al., J. Nucl. Sci. Technol., 61, 127-135 (2024).

---

*Yuki Yokoyama[1] and Naoto Aizawa[1]

[1]Tohoku Univ.

小型 PWR 用 TRISO 燃料における燃焼反応度損失の低減に向けた検討 その 2

Study on minimization of burn-up reactivity loss for small PWR with TRISO Fuel Part2

*奥田 子龍[1]，北田 孝典[1]，竹田 敏[1]，山中 健史[1]

[1]大阪大学

小型 PWR の反応度制御では可溶性ホウ素を用いない方法が検討されている[1]。また、より安全性の高いとされている TRISO 燃料の使用が考えられている。本研究では、可燃性毒物を用いて、小型 PWR 用 TRISO 燃料の燃焼反応度損失低減に向けた検討を行った。

キーワード：小型 PWR、TRISO 燃料、燃焼反応度損失低減

1. 緒言

減速材に可溶性ホウ素を添加しない小型 PWR 用 TRISO 燃料が検討されている。先行研究[2]では、TRISO 燃料に Eu を添加することで燃焼反応度損失(Δk)の低減を行ったものがある。しかし可溶性ホウ素を完全に取り除くにはΔk を 0.01 まで低減させる必要がある。そこでΔk の低減に有効だと考えられる、中性子毒物 2 種類の組み合わせを検討した。

2. 計算条件・評価方法

図 1 に計算体系を示す。SCALE6.3 を用いて、出力は 25MW、最高燃焼度 52.5GWd/t、燃焼計算は ORIGEN、輸送計算は NEMT で計算を行った。燃料部分に、TRISO 燃料、2 種類の中性子毒物を均質化して与え、Eu だけを添加した場合よりΔk を小さくするような組み合わせを選定した。中性子毒物は B_4Cおよびランタノイドの中から選定した。まず、数理最適化により有効だと思われる各種の組み合わせを選定した後、燃焼計算を行い有効性の評価を行った。

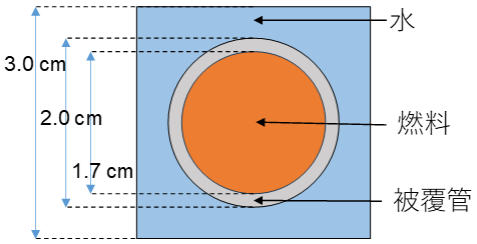


図 1 計算体系

3. 結果

数理最適化及び燃焼計算による選定の結果、(Eu, Gd)、(Eu, Sm)、(B_4C, Eu)、(B_4C, Er)、(B_4C, Dy)、(B_4C, Lu)、(B_4C, Tm)、(B_4C, Nd)の組み合わせで添加すると、Eu を単体で添加する場合よりΔk が低減されることが分かった。その結果を図 2 に示す。B_4Cを含む組み合わせについて、いずれの組み合わせにおいても k-inf の推移は大きく異ならないことをふまえ、図 2 では(B_4C, Eu)だけ示している。Eu のみを用いる場合と比べ、(Eu, Gd)、(Eu, Sm)では燃焼初期の反応度を抑えることができた。また、Gd および Sm は約 10 GWd/t で燃え尽きるが、B は燃焼末期まで徐々に減少し続けるため、B_4Cを含む組み合わせでは燃焼末期まで反応度を抑えることができた。

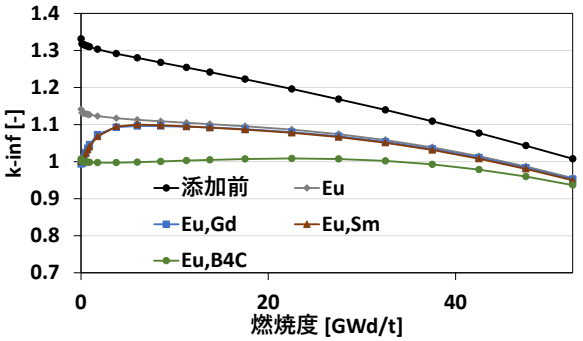


図 2 k-inf 推移

4. 結論

2 種類の中性子毒物の添加により、Eu と Gd、Sm またはB_4Cと Eu、Dy、Er、Lu、Tm、Nd の組み合わせが、Eu 単体で添加した場合よりもΔk の低減に有効であることが明らかになった。しかし、Δk を 0.01 まで低減させることはできなかったため、今後は燃料集合体に適応させることによって更なるΔk の低減を図る。

参考文献

[1] Annals of Nuclear Energy July 2000 Pages855-871 Soon Young Kim, Jong Kyung Kim

[2] 小型 PWR 用 TRISO 燃料に対する燃焼反応度損失の低減に向けた検討 2023 山中健史

*Shiryu Okuda[1], Takanori Kitada[1], Satoshi Takeda[1], Takesi Yamanaka[1]

[1]Oosaka Univ.

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

Fri. Sep 13, 2024 9:30 AM - 10:55 AM JST | Fri. Sep 13, 2024 12:30 AM - 1:55 AM UTC Room G(Recture RoomsB 1F B101)

[3G01-05] Seismic Isolation Device for Sodium-cooled Fast Reactor

Chair:Hiroyuki Nishino(JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3G01]

Development of Seismic Isolation Device for Sodium Fast Reactor Plant

Part 1 : Development Background and Device

*Tomohiko Yamamoto[1], Masato Uchita[2], Shigeki Okamura[1], Masashi Miyazaki[1], Tomoyuki Hirayama[3] (1. JAEA, 2. JAPC, 3. MFBR)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3G02]

Development of Seismic Isolation Device for Sodium Fast Reactor Plant

Part 2 : Development of Horizontal Seismic Isolation Device

*Shinobu Yokoi[1], Tomohiko Yamamoto[2], Takahiro Somaki[3], Nobuo Murota[4], Naoki Endo[5] (1. MFBR, 2. JAEA, 3. OBAYASHI, 4. BS, 5. Kawakin Core-Tech)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3G03]

Development of Seismic Isolation Device for Sodium Fast Reactor Plant

Part 3 : Development of Three-Dimentional Seismic Isolation System

*Tomoyuki Hirayama[1], Tomohiko Yamamoto[2], Ryota Morobishi[3], Masaki Yukawa[3], Misaki Nakamura[4] (1. MFBR, 2. JAEA, 3. OBAYASHI, 4. Kawakin Core-Tech)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3G04]

Development of Seismic Isolation Device for Sodium Fast Reactor Plant

Part 4. Assembly test of 3D isolation device

*Masaki Yukawa[1], Tomohiko Yamamoto[2], Tomohiro Hirayama[3], Shinobu Yokoi[3], Ryota Morobishi[1] (1. OBAYASHI, 2. JAEA, 3. MFBR)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3G05]

Development of Seismic Isolation Device for Sodium Fast Reactor Plant

Part 5 : Feasibility of Seismic Isolation and Development Plans

*Shigeki Okamura[1], Masato Uchita[2], Tomohiko Yamamoto[1], Tomoyoshi Watakabe[1], Tomoyuki Hirayama[3] (1. JAEA, 2. JAPC, 3. MFBR)

10:45 AM - 10:55 AM JST | 1:45 AM - 1:55 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

高速炉プラントに適用する免震装置の開発
その 1 開発背景と装置概要

Development of Seismic Isolation Device for Sodium Fast Reactor Plant

Part 1 : Development Background and Device

*山本　智彦[1]、内田　昌人[2]、岡村　茂樹[1]、宮崎　真之[1]、平山　智之[3]

[1]JAEA、[2]JAPC、[3]MFBR

高速炉プラントに適用する免震装置として、水平免震装置及び 3 次元免震装置の開発概要をシリーズその 1～その 5 で報告する。その 1 では、免震装置の開発背景と装置構成、仕様を紹介する。

キーワード：高速炉、水平免震装置、3 次元免震装置

1. 緒言

2050 年カーボンニュートラルに向けて、次世代革新炉の一つに挙げられるナトリウム冷却高速炉（以下、高速炉）の研究開発が進められており、2050 年頃までに実証炉の運転開始が期待されている。高速炉実現に向けて、地震力の大幅低減を可能にする免震装置の導入を前提とし、積層ゴムを用いた水平免震装置の開発を進めてきた[1]。また、ロッキング抑制機構等の追加設備を必要としない 3 次元免震装置の開発も同時に進めている[2]。本発表では、免震装置の開発背景や装置仕様等について述べる。

2. 免震装置概要

著者らが提案する高速炉プラントに適用する免震装置は、水平免震では積層ゴムを使用し、3 次元免震では積層ゴムの下部に皿ばねユニット（皿ばねを複数の並列・直列に配置したもの）及び上下オイルダンパを並列構成した上下免震部を配置するものである。水平方向の復元力は積層ゴムで、上下方向の復元力と減衰力は各々皿ばねユニットと上下オイルダンパで与える。いずれの免震装置に対しても、水平方向の減衰力は現在開発中の高速度対応型水平オイルダンパを原子炉建屋外周部に配置することで与える。図 1 に免震装置の概要を示す。免震装置の実用化に向けては、図 2 で示す通り、各種試験と地震応答解析結果からプラント概念の設計検討が進捗する経過に合わせて、応答低減効果とプラント概念の成立性を確認していくこととしている。

3. 結言

高速炉プラントに適用する免震装置に関する仕様、開発方針・工程を具体化した。免震装置を構成する各機器に関する試験及び建屋の応答解析結果、今後の開発計画の詳細についてはその 2～その 5 で述べる。

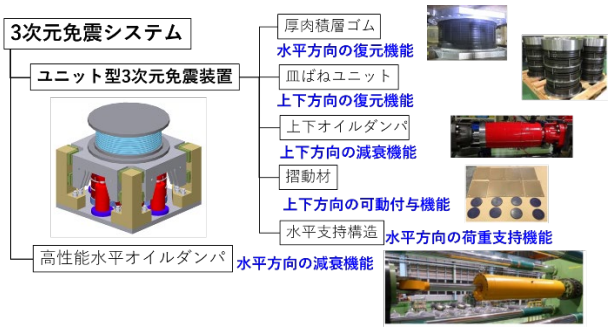


図 1 免震装置概要

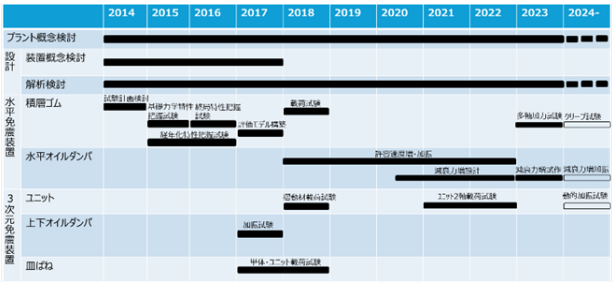


図 2：開発工程

参考文献

[1] 岡村他、高速炉用免震システムの研究開発　その 1～15　日本建築学会大会学術講演梗概集　2017

[2] 宮川他、3 次元免震装置の研究開発　その 1～51　日本建築学会大会学術講演梗概集　2018～2023

本報告は、経済産業省からの受託事業である「令和５年度高速炉実証炉開発事業（基盤整備と技術開発）」の一環として実施した成果である。

*Tomohiko Yamamoto[1], Masato Uchita[2], Shigeki Okamura[1], Masashi Miyazaki[1], Tomoyuki Hirayama[3]　[1]JAEA, [2]JAPC, [3]MFBR

高速炉プラントに適用する免震装置の開発
その 2 水平免震装置の開発

Development of Seismic Isolation Device for Sodium Fast Reactor Plant
Part 2: Development of Horizontal Seismic Isolation Device

*横井　忍[1]、山本　智彦[2]、杣木　孝裕[3]、室田　伸夫[4]、遠藤　直毅[5]
[1]MFBR、[2]JAEA、[3]大林組、[4]ブリヂストン、[5]川金コアテック

高速炉プラントに適用する免震装置として、水平免震装置及び 3 次元免震装置を開発している。本報では、水平免震装置を構成する厚肉積層ゴムと水平オイルダンパの開発状況について報告する。

キーワード：高速炉、水平免震装置、厚肉積層ゴム、水平オイルダンパ

1. 緒言

2050 年カーボンニュートラルに向けて、次世代革新炉の一つに挙げられるナトリウム冷却高速炉（以下、高速炉）の研究開発が進められている。研究開発の一環として、地震力低減に資する厚肉積層ゴムを用いた水平免震装置、及び、3 次元免震装置の開発を進めている[1][2]。本発表では、水平免震装置を構成する厚肉積層ゴムと水平オイルダンパの開発状況について報告する。

2. 水平免震装置の開発

2.1 厚肉積層ゴム

高速炉では直径 1.6m、31mm×10 層の厚肉積層ゴムの採用を計画しているが、設計実現性確認のため、縮尺試験体を用いた性能確認試験を実施した。31 基の 1/2 縮尺試験体を用いた試験では、水平、剛性のばらつきは小さく実用上十分な精度を有していること、一般的な積層ゴムと同等の破断性能を有していることを確認した（図 1 参照）。

経年変化に関しては、縮尺試験体を用いた試験により 60 年時のクリープひずみは 2.5%程度と小さいこと、剛性増加は水平：+6%及び上下：+7%程度と一般的な積層ゴムと同等であることを確認した。

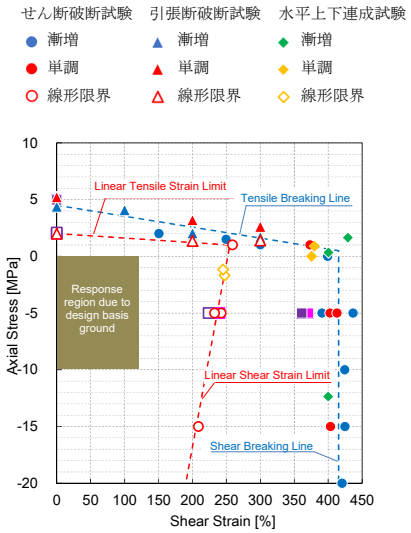


図 1　厚肉積層ゴムの破断特性

2.2 水平オイルダンパ

地震に対する安全性向上を目的に許容速度を 2.7m/s まで向上させた高速度対応型オイルダンパを開発し、許容速度まで所定性能を保持することを試験により確認した（図 2 参照）。

また、複数の試験体を用いた試験で安定した性能を有することが確認できた。現在、減衰力を増大させたオイルダンパを開発中である。

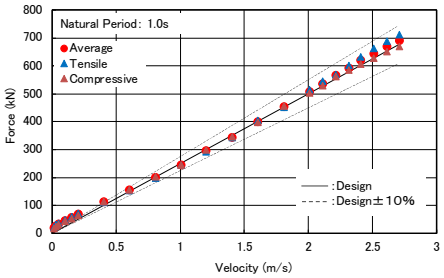


図 2　水平オイルダンパの荷重と速度の関係

3. 結論

高速炉への適用を検討している水平免震装置（厚肉積層ゴム、水平オイルダンパ）を開発し、実用上十分な性能を有していることを確認した。

本報告は、経済産業省からの受託事業である「令和５年度高速炉実証炉開発事業（基盤整備と技術開発）」の一環として実施した成果である。

参考文献

[1] 岡村他，高速炉用免震システムの研究開発　その 1～15　日本建築学会大会学術講演梗概集　2017
[2] 宮川他，3 次元免震装置の研究開発　その 1～51　日本建築学会大会学術講演梗概集　2018～2023

*Shinobu Yokoi[1], Tomohiko Yamamoto[2], Takahiro Somaki[3], Nobuo Murota[4], Naoki Endo[5]
[1] MFBR, [2]JAEA, [3]OBAYASHI, [4]BRIDGESTONE, [5]Kawakin Core-Tech

高速炉プラントに適用する免震装置の開発
その 3 3 次元免震装置の開発

Development of Seismic Isolation Device for Sodium Fast Reactor Plant
Part 3: Development of Three Dimensional Seismic Isolation System

*平山　智之[1]、山本　智彦[2]、諸菱　亮太[3]、湯川　正貴[3]、中村　美咲[4]
[1]MFBR、[2]JAEA、[3]大林組、[4]川金コアテック

3 次元免震装置を構成する要素のうち、上下免震効果を担う皿ばねユニットと、水平荷重を受けつつ上下のすべり動作を可能とする摺動材の要素試験結果を報告する。

キーワード：高速炉、3 次元免震装置、皿ばねユニット、摺動材

1. 緒言

3 次元免震装置は、その 2 で紹介する水平免震装置の厚肉積層ゴムと水平オイルダンパに加え、上下方向の免震効果を担う皿ばねユニットと上下オイルダンパ、そして水平荷重を受けつつ上下動作を可能とする摺動材と水平支持構造で構成される。本発表では、3 次元免震装置の開発状況として、皿ばねユニットと摺動材の要素試験結果を報告する。

2. 3 次元免震装置の開発

2.1 皿ばねユニット

皿ばねユニットは、外径 700mm、内径 450mm の皿ばねを 3 並列 6 直列に積み上げたものを 1 基として、4 基を平面配置する。要素試験では、その 1/2 縮尺の試験体を製作し、上下方向の載荷試験を実施した。その結果、荷重-変位関係は、所定の設計性能を有しており、安定した履歴ループを描くことを確認した（図 1 参照）。

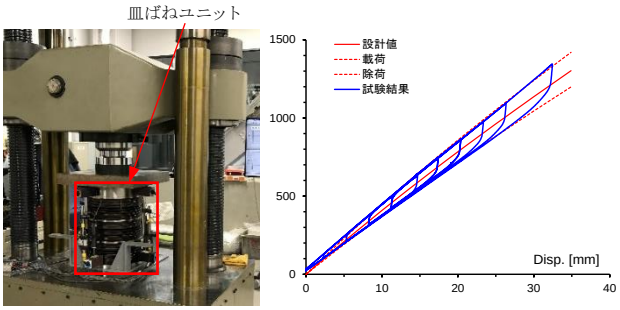


図 1　皿ばねユニットの荷重-変位関係

2.2 摺動材

摺動材は、直径 100～120mm のポリアミドのすべり材と、PFA コーティングを施したすべり板で構成している。要素試験では、面圧、加振速度をパラメータとして摩擦力を確認した。その結果、摺動材の摩擦力は皿ばね反力よりも十分小さく、3 次元免震装置の作動性に影響しないことを確認した（図 2 参照）。

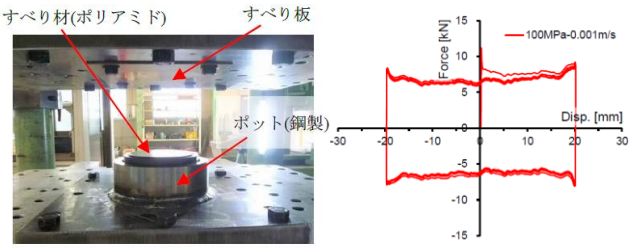


図 2 摺動材の摩擦力（面圧 100MPa）

3. 結論

3 次元免震装置の上下方向の免震性能を担う皿ばねユニット及び摺動材の特性を確認し、所定の性能を確保できていることを確認した。なお、本結果はその 4 で報告する組合せ試験での評価に資するものである。

本報告は、経済産業省からの受託事業である「令和5年度高速炉実証炉開発事業（基盤整備と技術開発）」の一環として実施した成果である。

参考文献

[1] 岡村他，高速炉用免震システムの研究開発　その 1～15　日本建築学会大会学術講演梗概集　2017
[2] 宮川他，3 次元免震装置の研究開発　その 1～50　日本建築学会大会学術講演梗概集　2018～2023

*Tomoyuki Hirayama[1], Tomohiko Yamamoto[2], Ryota Morobishi[3], Masaki Yukawa[3], Misaki Nakamura[4]
[1]MFBR, [2]JAEA, [3]Obayashi, [4]Kawakin Core-Tech

高速炉プラントに適用する免震装置の開発
その 4 3 次元免震装置の組合せ試験

Development of Seismic Isolation Device for Sodium Fast Reactor Plant

Part 4: Assembly test of 3D isolation device

*湯川　正貴[1]、諸菱　亮太[1]、山本　智彦[2]、平山　智之[3]、横井　忍[3]

[1]大林組、[2]JAEA、[3]MFBR

厚肉積層ゴムと皿ばねユニットを直列配置した 3 次元免震装置を対象とした 1/2 縮尺組合せ試験体を製作し、水平・上下 2 方向同時載荷による静的載荷試験を実施する。試験結果から、本 3 次元免震装置は所定の設計性能と滑らかな作動性を保持することを認め、装置概念を確立した。

キーワード：高速炉、3 次元免震装置、組合せ試験、同時載荷

1. 緒言

熱応力低減のため原子炉容器の薄肉化が求められる高速炉プラントの耐震成立性を確保するため、厚肉積層ゴムと皿ばねユニットを直列配置した 3 次元免震装置を開発した[1][2]。本報では、前報の構成材等（厚肉積層ゴム、皿ばねユニット、摺動材、水平支持構造、補強板）を組合せた 1/2 縮尺組合せ試験体を使用し、水平・上下 2 方向同時載荷試験を実施して、本 3 次元免震装置の力学特性及び作動性を確認する。

2. 試験概要

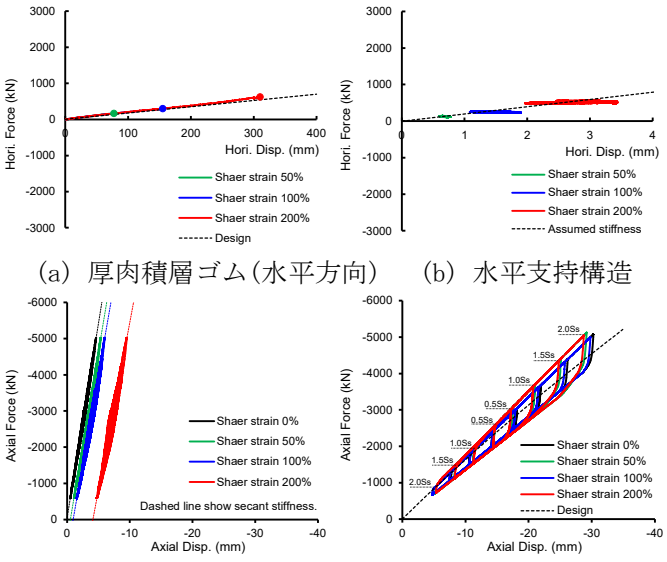
大林組技術研究所 2 方向静的載荷試験機を使用して、Ss 地震時の 2.0 倍程度までの水平載荷、上下繰返し載荷及びオフセットせん断ひずみを与えた上下繰返し載荷を実施する。試験体は、水平免震効果を担う厚肉積層ゴムと上下免震効果を担う皿ばねユニットを直列配置し、厚肉積層ゴム脚部の水平及び回転挙動を拘束しつつ、皿ばねユニットの上下挙動に追従可能な摺動材及び水平支持構造を皿ばねユニットと並列配置した 1/2 縮尺組合せ試験体を使用する。

3. 試験結果

試験結果から、各構成材は組合せ後も要素試験で確認した設計性能を保持することを確認した（図 1）。また、厚肉積層ゴム脚部の回転は小さく抑えられ、皿ばねユニットは滑らかな作動性を有することを認めた。更に、構成材の荷重－変位関係から、本試験体の荷重伝達経路を確認することで、設計手法の構築に資する知見を得た。

4. 結論

本 3 次元免震装置は、所定の設計性能と滑らかな作動性を有し、かつ、Ss 地震時に想定される荷重・変位を上回る繰返し載荷後も性能保持することを認め、装置概念を確立した。



（a）厚肉積層ゴム（水平方向）　（b）水平支持構造

（c）厚肉積層ゴム（上下方向）　（d）皿ばねユニット

図 1　各構成の荷重－変位関係

本報告は、経済産業省からの受託事業である「令和５年度高速炉実証炉開発事業（基盤整備と技術開発）」の一環として実施した成果である。

参考文献

[1] 岡村他，高速炉用免震システムの研究開発　その 1～15　日本建築学会大会学術講演梗概集　2017
[2] 宮川他，3 次元免震装置の研究開発　その 1～51　日本建築学会大会学術講演梗概集　2018～2023

*Masaki Yukawa[1], Ryota Morobishi[1], Tomohiko Yamamoto[2], Tomoyuki Hirayama[3], Shinobu Yokoi[3]

[1]OBAYASHI, [2]JAEA, [3]MFBR

高速炉プラントに適用する免震装置の開発
その 5 免震プラント成立性評価と今後の開発計画

Development of Seismic Isolation Device for Sodium Fast Reactor Plant

Part 5: Feasibility of Seismic Isolation and Development Plans

*岡村　茂樹[1]、内田　昌人[2]、山本　智彦[1]、渡壁　智祥[1]、平山　智之[3]

[1]JAEA、[2]JAPC、[3]MFBR

高速炉プラントに適用する免震装置として、水平免震装置及び 3 次元免震装置を開発している。本報では、高速炉プラントの耐震成立性評価結果を報告するとともに、今後の開発計画を紹介する。

キーワード：高速炉、水平免震装置、3 次元免震装置

1. 緒言

2050 年カーボンニュートラルに向けて、次世代革新炉の一つに挙げられるナトリウム冷却高速炉（以下、高速炉）の研究開発が進められている。高速炉実現に向けて、積層ゴムを用いた水平免震装、及び、3 次元免震装置の開発を進めている[1][2]。本発表では、開発を進めてきた高速炉プラントの耐震成立性評価結果を報告するとともに、今後の開発計画を紹介する。

2. 免震プラントの成立性評価

実証炉の概念設計開始に備え、特徴的な３つの条件（ケースⅠ：軟質地盤／国内最大級レベル、ケースⅡ：硬質地盤／国内最大級レベル、ケースⅢ：硬質地盤／代表的な規模レベル）を対象に、プラント機器の成立性を検討した（図 1 原子炉容器据付位置の床応答曲線）。その結果、ケースⅡでは、主要機器の肉厚を抑えるために３次元免震が必要となること、他の条件（ケースⅠ、Ⅲ）では、水平免震で対応可能であることを確認した。なお、大型化した場合には、機器成立性等の検討が必要である。

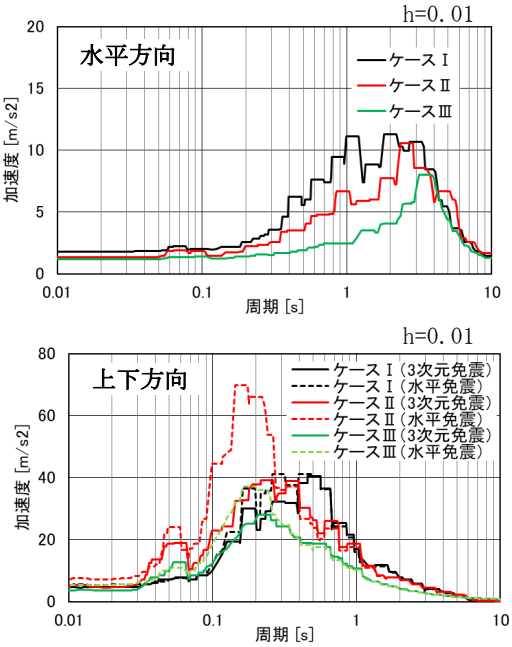


図 1　機器の据付位置の床応答曲線

3. 今後の開発計画

水平免震装置は、1/2 縮尺、実大試験から設計手法等を確認しており、要素技術は確立している。そのため、2024 年度から、信頼性の検討を含め、建屋応答解析等の実証を進める。3 次元免震装置においても、1/2 縮尺、実大試験から設計手法等を確認しており、各要素を組合せた 1/2 縮尺試験によって装置概念は確立している。そのため、2024 年度から、装置の最適化と設計評価手法(規格等)の整備を行う。

4. 結論

開発を進めてきた水平免震装置及び 3 次元免震装置を適用した高速炉プラントの耐震成立性評価と今後の開発計画を示した。

本報告は、経済産業省からの受託事業である「令和５年度高速炉実証炉開発事業（基盤整備と技術開発）」の一環として実施した成果である。

参考文献

[1] 岡村他、高速炉用免震システムの研究開発　その 1～15　日本建築学会大会学術講演梗概集　2017
[2] 宮川他、3 次元免震装置の研究開発　その 1～51　日本建築学会大会学術講演梗概集　2018～2023

*Shigeki Okamura[1], Masato Uchita[2], Tomohiko Yamamoto[1], Tomoyoshi Watakabe[1], Tomoyuki Hirayama[3]

[1]JAEA, [2]JAPC, [3]MFBR

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

Fri. Sep 13, 2024 9:30 AM - 11:10 AM JST | Fri. Sep 13, 2024 12:30 AM - 2:10 AM UTC Room N(Recture RoomsB 2F B203)

[3N01-06] Irradiation Behaviors of Core Materials and Nuclear Fuels

Chair:Kan Sakamoto(NFD)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3N01]

Evaluation of irradiation effects on microstructure and element distribution in Nb-doped Zr alloys

(8) (S)TEM-EDS analysis of MDA under high dose Zr ion irradiation

*Takashi Sawabe[1], Fumihiro Nakamori[1], Takeshi Sonoda[1] (1. CRIEPI)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3N02]

Evaluation of irradiation effects on microstructure and element distribution in Nb-doped Zr alloys

(9) Atom probe analysis of MDA under high dose Zr ion irradiation

*Fumihiro Nakamori[1], Takashi Sawabe[1], Takeshi Sonoda[1] (1. CRIEPI)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3N03]

Behavior of chromium-coated zirconium alloy fuel rods in simulated beyond design basis accident

(2) Comparison of single layer Cr and bi-layer Cr/CrN coated Zircaloy-4 fuel bundles

*Kinya Nakamura[1], Kenta Inagaki[1], Juri Stuckert[2], Martin ŠEVEČEK[3] (1. CRIEPI, 2. KIT, 3. CTU)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3N04]

Development of coated zirconium alloy fuel cladding as an accident tolerant fuel for PWR

Updated development road map and corrosion behavior under normal operation

*Yuji Okada[1], Daiki Sato[1], Yasunari Shinohara[2], Koichi Ogata[2], Kunitaka Nagamine[2], Shinichiro Yamashita[3], Nozomu Murakami[1] (1. MHI, 2. NDC, 3. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3N05]

Irradiation Behavior evaluation of Small Modular Reactor fuel at high burnup (2nd report)

*Keizo Matsuura[1] (1. FUT)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[3N06]

High density electronic excitation damage in nitride ceramics

*Seiya Takaki[1], Norito Ishikawa[1], Mohammad Majidur Rahman[2], Kazuhiro Yasuda[3] (1. JAEA, 2. Jagannath Univ., 3. Kyushu Univ.)

11:00 AM - 11:10 AM JST | 2:00 AM - 2:10 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

Nb 添加ジルコニウム合金の微細組織と元素分布に及ぼす照射の影響
(8) Zr イオン照射 MDA 材の高損傷領域での(S)TEM-EDS 分析

Evaluation of irradiation effects on microstructure and element distribution in Nb-doped Zr alloys
(8) (S)TEM-EDS analysis of MDA under high dose Zr ion irradiation

*澤部 孝史[1]，中森 文博[1]，園田 健[1]
[1]電力中央研究所

高照射損傷領域での Nb 添加 Zr 合金の照射挙動の理解を目的に、Zr イオンを 40 dpa まで照射した MDA 被覆管材の Nb 系析出物を(S)TEM-EDS 分析した。40 dpa 照射後においても、製造時に形成される析出物および照射誘起析出物が確認され、これら Nb 系析出物は照射に対して安定性が高いと考えられた。

キーワード：燃料被覆管、Zr-Nb 合金、イオン照射、析出物、(S)TEM-EDS 分析

1. 緒言

国内外の PWR 被覆管で使用されている Nb 添加 Zr 合金は、ジルカロイ-4 被覆管と比較して耐食性に優れ、水素吸収量が少ない。水素吸収量の低減には、母相に形成される Nb 系析出物が寄与すると考えられ、製造時に形成される第二相析出物（SPP）と、照射により形成される照射誘起析出物がある。一方、使用済燃料発生量低減の観点から、燃料の高燃焼度化がこれまで段階的に実施されており、耐食性に優れる Nb 添加 Zr 合金被覆管は、より高い燃焼度までの使用が期待される。このため、現行の燃焼度の制限値よりも高い照射損傷領域での Nb 系析出物の照射挙動の知見も重要となるが、そのような燃焼度をターゲットとした炉内照射試験は限られており、適当な条件で照射された被覆管材の入手は難しい。そこで当所では、現行燃焼度の制限値相当よりも高い損傷量まで、Nb 添加 Zr 合金に Zr イオンを照射し、高照射領域での合金元素の照射挙動を調査している。本発表では、Zr イオン照射後の Nb 添加 Zr 合金を（S）TEM-EDS 分析により観察された Nb 系析出物の照射による変化を報告する。

2. 実験と結果

2-1. イオン照射、(S)TEM-EDS 分析

Nb 添加 PWR 被覆管として MDA（Zr-0.8Sn-0.5Nb-0.2Fe-0.1Cr）被覆管を用いた。イオン照射は高崎量子応用研究所のイオン照射研究施設（TIARA）にて実施し、3mmφに加工した未照射 MDA に 12MeV の Zr イオンを照射温度 400℃にて、最大損傷量 40 dpa まで照射した。イオン照射後の試料表面から FIB 装置により薄片試料を採取し、最大損傷量領域を含む深さ 2-3 μm の最大照射量領域を含む範囲を (S)TEM-EDS 分析した。

2-2. Nb 系析出物の高照射量領域での照射挙動

20 dpa 照射後の MDA 母相では、SPP（粒径 0.2～0.3 μm 程度）と照射誘起析出物の一つである Nb リッチ相（粒径～0.1 μm 程度）が確認されている [1]。これらは 40 dpa 照射後の母相でも確認され、20 dpa 照射後と比べて SPP のサイズはやや小さくなり、構成元素の Nb, Fe, Cr は減少した。Nb リッチ相は、20 dpa 照射後には主に粒界で観察されたが、40 dpa 照射後には粒界三重点に形成されており、照射にともない形成位置が次第に変化したと考えられた。

参考文献 [1] 澤部孝史、中森文博、園田健、日本原子力学会 2022 年春の年会, 1I14, 2022 年 3 月.
謝辞 本研究で用いた MDA 被覆管は、三菱原子燃料株式会社（現三菱重工業株式会社）殿よりご提供いただいた。イオン照射試験は、量子科学技術研究開発機構殿の施設共用制度を利用した。

*Takashi Sawabe[1], Fumihiro Nakamori[1] and Takeshi Sonoda[1]
[1]CRIEPI.

Nb 添加ジルコニウム合金の微細組織と元素分布に及ぼす照射の影響
(9) Zr イオン照射 MDA 材の高損傷領域でのアトムプローブ分析

Evaluation of irradiation effects on microstructure and element distribution in Nb-doped Zr alloys
(9) Atom probe analysis of MDA under high dose Zr ion irradiation

*中森 文博[1]，澤部 孝史[1]，園田 健[1]
[1]電力中央研究所

高照射損傷領域での Nb 添加 Zr 合金の照射挙動の理解を目的に、Zr イオンを 40 dpa まで照射した MDA 被覆管材の Zr 母相をアトムプローブ分析した。40 dpa 照射後においても、照射誘起析出物である Nb ナノクラスターが確認され、高照射損傷領域ではそのサイズは増加し、照射に対して成長することが示唆された。

キーワード：燃料被覆管，Nb 添加 Zr 合金，イオン照射，アトムプローブ

1. 緒言

国内外の PWR 被覆管で使用されている Nb 添加 Zr 合金は、ジルカロイ-4 被覆管と比較して耐食性に優れ、水素吸収量が少ない。水素吸収量の低減には、母相に形成される Nb 系析出物が寄与すると考えられ、製造時に形成される第二相析出物（SPP）と照射により形成される照射誘起析出物がある。一方、使用済燃料発生量低減の観点から、燃料の高燃焼度化がこれまで段階的に実施されており、耐食性に優れる Nb 添加 Zr 合金被覆管は、より高い燃焼度までの使用が期待される。このため、現行の燃焼度の制限値よりも高い照射損傷領域での Nb 系析出物の照射挙動の知見は重要となるが、そのような燃焼度をターゲットとした炉内照射試験は限られており、適当な条件で照射された被覆管材の入手は難しい。そこで当所では、現行燃焼度の制限値相当よりも高い損傷量まで、Nb 添加 Zr 合金に Zr イオンを照射し、高照射領域での合金元素の照射挙動を調査している。本発表では、Zr イオン照射後の Nb 添加 Zr 合金のアトムプローブ（APT）分析から明らかとなった照射誘起析出物 Nb ナノクラスターおよび Zr 母相の Nb の固溶濃度の照射による変化を報告する。

2. 実験と結果

2-1. イオン照射、アトムプローブ分析

Nb 添加 PWR 被覆管として MDA（Zr-0.8Sn-0.5Nb-0.2Fe-0.1Cr）被覆管を用いた。イオン照射は高崎量子応用研究所のイオン照射研究施設（TIARA）にて実施し、ϕ3 mm に加工した MDA に 12 MeV の Zr イオンを照射温度 400 ℃にて、最大損傷量 40 dpa まで照射した。APT 分析試料の作製には集束イオンビーム装置 NX2000（日立ハイテク）また Ga イオンを用いて、最大損傷領域付近を APT 分析できるように試料片を採取また針状に加工した。APT 分析は LEAP5000XR（CAMECA）を用い、試料温度 50 K、レーザーエネルギー50 pJ、レーザーパルス周波数 200 kHz および検出率 0.01 ion/pulse の測定条件で実施した。

2-2. Nb ナノクラスターおよび Nb 固溶濃度の高照射損傷領域での照射挙動

イオン照射後の Zr 母相では、照射誘起析出物の一つである Nb ナノクラスターが確認されている[1]。この Nb ナノクラスターは 40 dpa 照射後の母相でも確認され、20 dpa 照射後と比較して数密度は減少し、Nb ナノクラスターの形状を球形と仮定すると平均直径が約 6–7 nm から約 9 nm に増加した。また、母相の Nb 固溶濃度は 20 dpa 照射後よりも減少した。照射量の増加とともに、Nb ナノクラスターは成長したと考えられた。

参考文献 [1] 中森文博, 澤部孝史, 園田健, 日本原子力学会 2022 年春の年会, 1I15, 2022 年 3 月.

謝辞 本研究で用いた MDA 被覆管は、三菱原子燃料株式会社（現三菱重工業株式会社）殿よりご提供いただいた。イオン照射試験は、量子科学技術研究開発機構殿の施設共用制度を利用した。

*Fumihiro Nakamori[1], Takashi Sawabe[1] and Takeshi Sonoda[1]
[1]CRIEPI

設計基準外事故時におけるクロム被覆ジルコニウム合金燃料棒の挙動
(2) 単層 Cr と二層 Cr/CrN コーティングされたジルカロイ-4 燃料バンドルの比較

Behavior of chromium-coated zirconium alloy fuel rods in simulated beyond design basis accident

(2) Comparison of single layer Cr and bi-layer Cr/CrN coated Zircaloy-4 fuel bundles

*中村 勤也[1], 稲垣 健太[1], Juri Stuckert[2], Martin Ševeček[3]

[1] 電中研, [2] カールスルーエ工科大学, [3] チェコ工科大学

単層 Cr および二層 Cr/CrN コーティングジルカロイ-4 燃料バンドルを用いて、冷却材喪失時に設計基準を超える事故模擬試験を実施した。本試験条件の範囲において、コーティング層内および基材との界面に形成される CrN 起因の窒素含有層が Cr や酸素、Zr の相互拡散を抑制すると推測された。

キーワード：軽水炉燃料、事故耐性燃料、設計基準外事故、ジルコニウム合金、燃料バンドル

1. 緒言

通常運転時の燃料性能の向上に加え事故時の燃料の安全裕度の拡大も期待される事故耐性燃料（ATF）の国内開発を推進し、現行炉および次期炉の安全性と経済性の向上に資することが望まれる。現行の設計基準を超える事故時のふるまいのモデル化と実装による燃料挙動解析コードの高度化に向けて、各国で試験データが取得されている。一方、早期実用化が期待されるCrコーティングZr合金燃料被覆管のコーティング層が高温で損傷しZr基材が露出すると、Zr-水反応に伴う化学反応熱が加速的な温度上昇をもたらし、従来材よりも早期に炉心損傷に至る可能性が否定されていない。このため、実機の燃料棒配置を模擬したバンドル試験による確認が必要である[1]。電中研は、国際原子力機関のATF-TSプロジェクトに参加し、事故模擬時のバンドル試験とその解析を実施している。前報[2]では、単一棒およびバンドル試験の一部成果について報告した。本報では単層Crと二層Cr/CrNコーティング燃料バンドル試験体の事故模擬試験の結果を報告する。

2. 試験方法

PVD 法による単層 20 μm Cr コーティングと二層 16 μm Cr/10 μm CrN コーティングの Zircaloy-4 燃料被覆管（外径 10.75mm、肉厚 0.725mm、長さ 235mm）を用いて、3×3 模擬燃料バンドル試験体を構築した。誘導加熱方式の DEGREE 試験装置[2]は、燃料棒中心に装荷した W 棒が主に誘導加熱されて崩壊熱の発生を模擬する。0.4g/s の水蒸気気流中、高周波電源の一定出力勾配で約 3~5℃/s の昇温速度でバンドル内温度が最高 1350℃または 1500℃まで加熱後、アルゴンガス雰囲気で炉冷した。バンドル試験（B5~B7）条件を表 1 、バンドル断面の構造を図 1 に示す。温度・圧力・発生ガスのオンライン計測に加え、膨れ破裂挙動、コーティング層内および基材界面における相互拡散や液相形成挙動、被覆管の水素吸収および微小硬さ分布等について試験後分析した。

表1 試験条件

項目	試験番号		
	B5	B6	B7
コーティング	20 μm Cr	26 μm Cr/CrN	20 μm Cr
到達温度	1350 ℃		1500 ℃
燃料棒内圧	6.0 MPa (No. 4, No.8)、他 0.1 MPa		



図1 バンドル断面

3. 試験結果

同一条件で実施した単一棒試験の結果と比較し、膨れ破裂挙動について有意な相違は見られなかった。

B5 試験および B7 試験の微細組織観察より、被覆管基材への Cr の拡散による Cr 層の劣化と、被覆管の膨れによる Cr 層内の亀裂発生により、水蒸気が Zr 基材と高温反応して ZrO_2 層と α-Zr(O)層が形成された。また、Cr の内方拡散により $(Cr,Fe)_2Zr$ 層や Cr-Zr 共晶反応に伴う Cr 拡散層が α-Zr(O) / prior β-Zr 界面に形成された。この液相形成は、Cr コーティング層の局所的なひずみを増大させ、外表面に凹凸構造（クロコダイル状組織）を形成した。

一方、B6 試験では B5 試験および B7 試験よりもひずみが小さかった。中心燃料棒の横断面微細組織を図 2 に示す。Cr/CrN コーティング層に亀裂は見られず、Cr と酸素の基材側への内方拡散、および Zr の外方拡散は見られなかった。CrN 層の厚さが初期の 10μm から 4μm に縮小し、窒素が内外方に再分布して新たな窒素含有層を形成した。これら窒素含有層が、構成元素の相互拡散を抑制すると推測される。

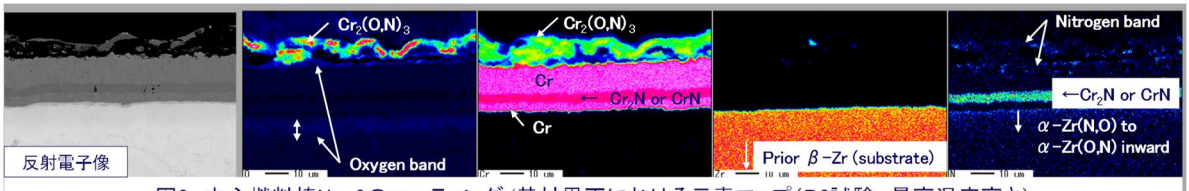


図2 中心燃料棒No. 9のコーティング/基材界面における元素マップ（B6試験、最高温度高さ）

参考文献 [1] M. Steinbrück, et al., JNM 559(2022)153470. [2] 中村ら, AESJ2023 春の年会, 2F15.

*Kinya NAKAMURA[1], Kenta INAGAKI[1], Juri Stuckert[2], Martin Ševeček[3], [1]CRIEPI, [2]KIT, [3]CTU

早期実用化に向けた PWR 向け事故耐性燃料被覆管（コーティング被覆管）の開発
開発状況と通常運転時の腐食挙動

Development of coated zirconium alloy fuel cladding as an accident tolerant fuel for PWR
Updated development road map and corrosion behavior under normal operation

*岡田 裕史[1]，佐藤 大樹[1]，村上 望[1]，篠原 靖周[2]，小方 宏一[2]、長嶺 邦孝[2]、山下 真一郎[3]
[1] MHI，[2] MHI 原子力研究開発，[3] JAEA

2030 年代の PWR 実機適用を目標に、事故耐性燃料被覆管（コーティング被覆管）の物性・挙動評価のため、炉外試験及び研究炉での照射試験を継続している。

キーワード：軽水炉、事故耐性、燃料被覆管、コーティング、腐食挙動、照射試験

1. 緒言

物理蒸着法により、外表面を約 10 μm の Cr 膜でコーティングした Zr 基合金被覆管の物性・挙動評価を継続している。腐食後サンプルの分析により、コーティング被覆管の腐食量は僅かであるとの評価結果を得た。また、実機 1 サイクル相当の燃焼度到達に向け、米国研究炉での照射試験を継続中である。

2. Cr コーティング被覆管の開発状況

2-1. 腐食挙動

Zr 基合金（MDA）被覆管を基材としたコーティング被覆管の腐食試験（温度：360℃、圧力/水質：PWR 模擬）を 335 日まで継続した。腐食後サンプルの断面金相観察により、外面側には Cr 膜及び基材に有意な腐食層は認められていない。また、Cr 膜のない、内表面側に形成された Zr 酸化膜厚さより、外表面の腐食量を算出した結果、純 Cr 板材と同等であった。以上のことから、三菱製コーティング被覆管の腐食量は僅かであるとの評価結果を得た。

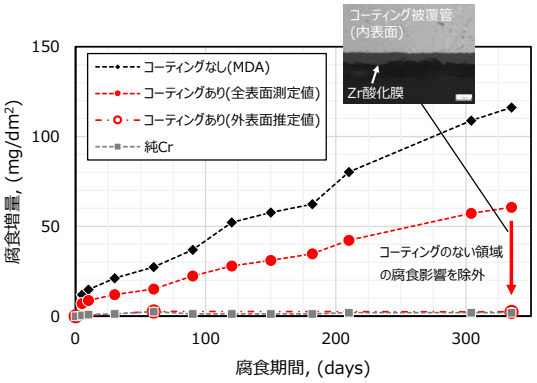


図 1 コーティング被覆管の腐食量

2-2. 照射影響

Cr コーティング被覆管では、耐食性の向上に伴い、水素吸収量が低減する効果が期待される。水素吸収量の低減は、通常運転時の被覆管脆化の抑制だけでなく、事故時等においも、水素起因の被覆管性能劣化[1]の抑制が期待される。米国研究炉で短尺燃料棒（UO_2 ペレット入り）は、PWR で 1 サイクル照射後相当の燃焼度（～20 GWdt/t）到達後に、照射後試験に供試し、外観詳細観察や Cr 膜による照射環境下での腐食・水素吸収挙動等の確認を 2024～2025 年度にかけて確認する計画である。

3. 結論

Cr コーティング被覆管は、安全性の向上及びプラント運用高度化に資する技術として有望であり、引き続き照射影響を含めデータの拡充等、開発・検討を進めていく。

謝辞　本研究内容は、経済産業省資源エネルギー庁による「原子力の安全性向上に資する技術開発事業」による補助を受け実施された事業の成果である。

[1] F. Nagase and T. Fuketa, “Behavior of Pre-hydrided Zircaloy-4 Cladding under Simulated LOCA Conditions”, JNST vol.42 (2005)

*Yuji Okada[1], Daiki Sato[1], Nozomu Murakami[1], Yasunari Shinohara[2], Koichi Ogata[2], Kunitaka Nagamine[2] and Shinichiro Yamashita[3]
[1] MHI, [2] MHI Nuclear Development Corporation, [3] JAEA

高燃焼度における小型モジュール炉燃料の照射挙動評価（第２報）

Irradiation Behavior evaluation of Small Modular Reactor fuel at high burnup (2nd report)

*松浦 敬三[1]
[1]福井工業大学

小型モジュール炉（SMR）の開発が各国において進み，数年以内に実機運用が予想される現在，炉心の運用条件も概念炉設計時と比べ大きく変更され，熱効率の向上，燃料への負荷低減等が行われている．そこで，より現実的な運用条件で燃料の高燃焼度時化の可能性検討を行った．

キーワード：小型モジュール炉，照射挙動，高燃焼度，FP ガス放出

1. 緒言

加圧水型 SMR として実用化が近いと考えられる NuScale 社 VOYGR[1]は，表 1 に示すように概念設計炉であった MASLWR[2]の炉心条件から，高出力，高熱効率化を達成するため炉心条件を大きく変更した．一方，燃料については線出力低下による負荷低減がなされている．このような現実的な炉心条件において高燃焼度での燃料運用が可能かについて検討を行った．

表 1　炉心条件の比較（VOYGR, MASLWR and 4loop PWR）

炉心設計値	VOYGR	MASLWR	4loop PWR
炉心熱出力 [MWt]	250	150	3411
集合体数 [-]	37	24	193
燃料有効長 [mm]	2000	1350	3648
線出力密度 [W/cm]	128	175	171
炉心入口温度 [℃]	250	217	289
1 次冷却材圧力 [MPa]	13.79	8.6	15.5
冷却材流速 [m/s]	0.921	0.825	4.7
熱効率 [%]	30.8	23.3	34.6

2. 解析方法

軽水炉燃料解析コード FEMAXI-8[3]を用いた．解析対象燃料は，NuScale Power 社の小型モジュール炉の VOYGR を参考とし，180GWd/tU までの照射挙動解析を行った．

3. 解析結果

前報において，高燃焼度化で問題と考えられた内圧について本報の炉心条件での解析結果を図 1 に示す．前報では，燃料棒平均燃焼度約 90GWd/tU を超えると内圧の急昇が見られたが，今回の解析結果では内圧増加は 120GWd/tU 付近からと遅れている．燃焼末期の内圧も前報（18MPa）より大幅に低減されている．また，内圧低減対策候補である中空ペレット(中空部径 1mm)および大粒径ペレット(粒径 30μm)の内圧低減効果を定量的に確認した．

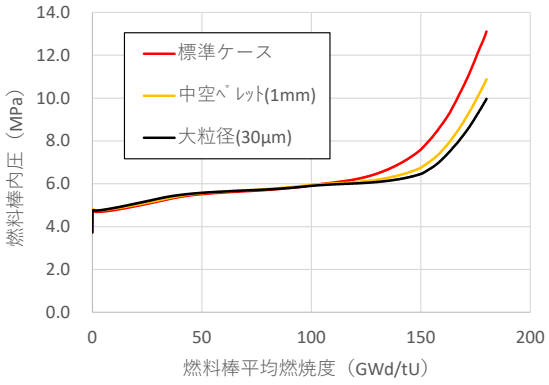


図 1　燃料棒内圧

4. 結論

実用化が近い SMR の炉心条件を参考に燃料の高燃焼度挙動を評価した結果，概念設計では問題となった FP ガス放出も抑えられるとともに内圧低減対策候補として大粒径ペレットと中空ペレットの効果も定量的に確認し SMR 燃料のさらなる高燃焼度化に可能性があることを確認した．なお，発表時には他の健全性の解析結果についても報告する予定である．

参考文献

[1] Carrie Fosaaen, “Submittal of the NuScale Standard Design Approval Application Part 2 – Final Safety Analysis Report, Chapter 4, Revision 0”, NuScale Power, LLC(2023). [2] S.Michael Modro, Multi-Application Small Light Water Reactor Final Report, Idaho National Engineering and Environmental Laboratory Bechtel BWXT Idaho, LLC, 2003.10. [3] Y.Udagawa, M.Amaya, "Model Updates and Performance Evaluations on Fuel Performance Code FEMAXI-8 for Light Water Reactor Fuel Analysis", Journal of Nuclear Science and Technology, (2019)

*Keizo Matsuura[1]　　[1]FUT

窒化物セラミックス中の高密度電子励起損傷

High density electronic excitation damage in nitride ceramics

*髙木　聖也[1]，石川　法人[1]，Mohammad Majidur Rahman[2]，安田　和弘[3]

[1]JAEA，[2]Jagannath Univ.，[3]九大

窒化物セラミックス中の高密度電子励起損傷に着目したイオン照射試験およびナノインデンテーション硬度試験結果から、照射硬化に加え照射による微小ポアの消失を示唆する結果を得た。

キーワード：窒化物セラミックス，高密度電子励起損傷，ナノインデンテーション

1. 緒言

核的・熱的特性に優れた窒化物セラミックスは、次世代の原子炉燃材料として研究開発が進められているが、酸化物セラミックスや金属に比べ、燃料設計や安全性評価の上で必須の照射試験が圧倒的に不足している。そのため、少ない照射試験データを代替・補間するための照射に係る機構論的知見や損傷素過程の知見の取得が重要である。本研究では、マイナーアクチノイド(MA)の核変換を目的とした加速器駆動システムの燃料として研究開発されている窒化ジルコニウム(ZrN)と MA を希土類 Dy 元素で模擬した $Dy_{0.3}Zr_{0.7}N$ 模擬窒化物燃料を用い、損傷素過程の一つである高密度電子励起損傷による微細構造変化と硬さの相関を明かにすることを目的とした。

2. 実験方法

金属を出発物質として得た ZrN 粉末及び $Dy_{0.3}Zr_{0.7}N$ 粉末を遊星ボールミルにより微粉砕し、一軸成型圧縮により得たペレットを窒素気流中 1700℃で 6 時間加熱し、直径 9 mm の焼結体ペレットを得た。理論密度に対する焼結体の相対密度は ZrN:89.1±0.2 %TD, $Dy_{0.3}Zr_{0.7}N$: 92.6±1.2 %TD であった。得られた焼結体ペレットに日本原子力研究開発機構のタンデム加速器を用いて、室温で 340 MeV Au イオンを 1.7×10^{15} 及び 3.3×10^{15} ions/cm^2 まで照射した。照射の際、それぞれのペレット半分の領域をマスクで覆った。照射した領域の試料表面における電子的阻止能の大きさは ZrN:42 keV/nm, $Dy_{0.3}Zr_{0.7}N$:44 keV/nm[1]である。ELIONIX 製超微小押込み硬さ試験機 ENT-1100a を用い、高密度電子励起損傷による硬さの変化をそれぞれの照射量で測定した。

3. 結果・結論

表 1. ナノインデンテーション押込み硬さ

ions/cm² \ GPa	0（非照射領域）		1.7×10^{15}		3.3×10^{15}	
	Ave.	SD	Ave.	SD	Ave.	SD
ZrN	16.8	2.4	20.4	1.9	19.4	0.9
$Dy_{0.3}Zr_{0.7}N$	19.6	2.2	20.2	2.2	24.6	1.1

それぞれのペレットの非照射及び照射領域の押込み硬さの結果を表 1 にまとめた。それぞれの試料において照射量増加に伴い、硬化する傾向を示した。転位網などの照射欠陥形成による硬化が考えられるが、一方で、高照射量で評価値の標準偏差が小さくなっている。ここで ZrN 非照射領域の硬さのばらつきが、測定領域の気孔率に依存したもの、加えて測定時の変形が理想状態であると仮定した場合、押込み弾性率の測定値を用いた硬さ補正[2]を行うと、その標準偏差は、1.6 となり、ばらつきが小さくなる。このことから、照射に伴う硬さのばらつきの減少が、照射領域の閉気孔の消滅・変形・移動に起因していることを示唆していると同時に、見かけ上の照射硬化を引き起こした可能性が考えられる。

参考文献

[1] J.F. Ziegler, et. al., The Stopping and Range in ions in Solids. Pergamon, New York (1985). http://www.srim.org/

[2] S.L. Hayes, et. al., J. Nucl. Mater. 171 (1990) 271.

---

*Seiya Takaki[1], Norito Ishikawa[1], Mohammad Majidur Rahman [2] and Kazuhiro Yasuda[3]

[1]JAEA, [2] Jagannath Univ., [3]Kyushu Univ.

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

Fri. Sep 13, 2024 9:30 AM - 11:20 AM JST | Fri. Sep 13, 2024 12:30 AM - 2:20 AM UTC Room K(Recture RoomsB 2F B200)

[3K01-07] Nuclide Separation

Chair:Tomoo Yamamura(Kyoto Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3K01]

Effect of polymer coverage of impregnated adsorbent on column separation performance

*Hirotsugu Ichihara[1], Kenta Katsuki[1], Tsuyoshi Arai[1], Sou Watanabe[2], Yuichi Sano[2], Masayuki Takeuchi[2] (1. Shibaura Inst. of Tech., 2. JAEA)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3K02]

Development of regeneration technology for used extractant-impregnated adsorbent

*Akihiro Ogawa[1], Kenta Katsuki[1], Tsuyoshi Arai[1], Yasunori Miyazaki[2], Sou Watanabe[2], Yuichi Sano[2], Masayuki Takeuchi[2] (1. Shibaura Inst. of Tech., 2. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3K03]

Development of Nuclide Separation Process from High-level Liquid Waste using Impregnated Adsorbent

(6) Investigation of processes for the separation and recovery of platinum group elements

*Masahiko Kubota[1,2], Mai Tanaka[1], Naoki Osawa[1], Hao Wu[1], Seong-Yun Kim[1] (1. Tohoku Univ., 2. J-CAL)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3K04]

Study on the effect of polymer coating ratio and separation performance of adsorbents for extraction chromatography.

*Shuya Higuchi[1], Hiroki Fukumoto[1], Yasunori Miyazaki[2], Yuichi Sano[2] (1. Ibaraki Univ., 2. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3K05]

Study on the removal of radiation degradation products from the TEHDGA adsorbent for extraction chromatography

*Yu Kazama[1], Hiroki Fukumoto[1], Yasunori Miyazaki[2], Yuichi Sano[2] (1. Ibaraki Univ., 2. JAEA)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[3K06]

Oxidation and Evaporation Behavior of Insoluble Residues (Noble Metal Precipitation) in High Active Liquid Waste

*Yuki Oiwa[1], Isamu Sato[1], Haruaki Matsuura[1], Sayaka Chiba[1], Mizuki Kato[1], Haruka Tada[2], Hiroki Izumi[2] (1. TCU, 2. IHI)

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

[3K07]

Investigation of the Dissolution Mechanism of Platinum Group Alloys under Coexistence of Liquid Waste

©Atomic Energy Society of Japan

*Sayaka Chiba[1], Haruaki Matsuura[1], Isamu Sato[1], Yuki Oiwa[1], Mizuki Kato[1], Haruka Tada[2], Hiroki Izumi[2] (1. TCU, 2. IHI)

11:15 AM - 11:20 AM JST | 2:15 AM - 2:20 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

含浸吸着材のポリマー被覆率がカラム分離性能に及ぼす影響

Effect of polymer coverage of impregnated adsorbent on column separation performance

*市原 大嗣[1]，勝木 健太[1]，新井 剛[1]，渡部 創[2]，佐野 雄一[2]，竹内 正行[2]
[1]芝浦工業大学，[2]日本原子力研究開発機構

抽出剤含浸吸着材担体のポリマー被覆率が吸着・溶離挙動に及ぼす影響を検討した．本研究の成果より TEHDGA 含浸吸着材は，ポリマー被覆率を低下させても吸着・溶離性能が保持されることが示された．一方，HONTA 含浸吸着材はポリマー被覆率の低下に伴い低硝酸濃度域において吸着・溶離性能の低下が確認された．

キーワード：抽出クロマトグラフィ，MA(III)分離，抽出剤含浸吸着材，ポリマー被覆率

1. 緒言

抽出クロマトグラフィ法を用いた高レベル放射性廃液からの MA(III)分離に関する研究が精力的に行われている．既往の研究成果から，TEHDGA 含浸吸着材と HONTA 含浸吸着材を用いることで効率的に MA(III)を分離回収できることが示された[1]．今後，本法の実機適用に向けて処分まで見据えた吸着材の最適化が必要であり，特に含浸吸着材のポリマー被覆率は廃棄物減容の観点からその最適化は重要である．そこで本研究では，TEHDGA 含浸吸着材のポリマー被覆率が吸着及び分離性能に及ぼす影響について評価した．

2. 実験方法

カラム分離試験はポリマー被覆率を 1 %に調製した TEHDGA 含浸吸着材をϕ10 mm × h 150 mm のパイレックスガラスカラムに圧密充填し，カラム上端より試験溶液 15 cm^3，洗浄液 63 cm^3，溶離液①24 cm^3，溶離液②39 cm^3 を流速 3 $cm^3 \cdot min^{-1}$ で順次通液することで行った．試験溶液に模擬 FP 核種を含む 2.8 M 硝酸，洗浄液に 7.0 M 硝酸，溶離液①に蒸留水，溶離液②に 50 mM に調製した EDTA 溶液を用いた．カラム下端からの流出液をフラクションコレクターで 3 cm^3 毎に分画採取した後，各フラクションの金属イオン濃度を ICP-OES により分析した．

3. 試験結果

Fig. 1 にポリマー被覆率を 1%に調製した TEHDGA 含浸吸着材のカラム試験結果を示す．Fig. 1 より，Ru(III)，Ag(I)等の非吸着性核種は，試験溶液の通液と同時に溶出が確認された．Mo(VI)及び Sr(II)は，テーリングが確認された．また，Ln(III)は概ね同時に溶離することが確認され，ピークも急峻であった．さらに，この分離プロファイルは従来のポリマー被覆率 15 %の TEHDGA 含浸吸着材と同様であった．このことから，TEHDGA 含浸吸着材はポリマー被覆率を 1 %にしても吸着・分離性能を保持できることが示された．本会では，ポリマー被覆率を変化させた TEHDGA 含浸吸着材及び HONTA 含浸吸着材の吸着・分離性能を評価し，ポリマー被覆率の最適化について議論する．

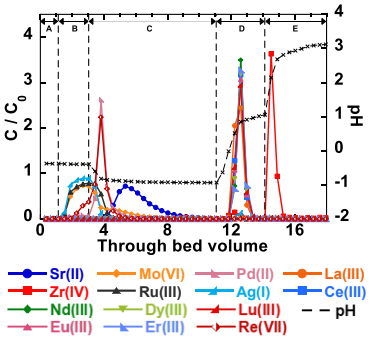


Fig. 1 Results of column tests on 1% TEHDGA impregnated adsorbent
A : Dead volume, B : Feed solution
C : Washing solution, D : Eluent 1
E : Eluent 2

参考文献

[1] Tadashi Akuzawa :Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry. Vol. 331 (2022), p.5851

本研究は，経済産業省資源エネルギー庁「令和 5 年度 放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業(JPJ010599)」の成果を含む．

---

*Hirotsugu Ichihara[1], Kenta Katsuki[1], Tsuyoshi Arai[1], Sou Watanabe[2], Yuichi Sano[2], Masayuki Takeuchi[2]
[1]Shibaura Institute of Technology, [2]Japan Atomic Energy Agency

使用済み抽出剤含浸吸着材の再生技術開発

Development of regeneration technology for used extractant-impregnated adsorbent

*小川 晃弘[1]，勝木 健太[1]，新井 剛[1]，宮﨑 康典[2]，渡部 創[2]，佐野 雄一[2]，竹内 正行[2]
[1]芝浦工業大学，[2]日本原子力研究開発機構

抄録

高レベル放射性廃液 (HLLW) からの MA(III)分離プロセスで使用する抽出剤含浸吸着材の再生に向け，抽出剤の剥離と再含浸を実施した．本研究の成果より，TEHDGA 含浸吸着材と n-ドデカンを振とうすることで 80 %程度の抽出剤が剥離することが明らかとなり，同溶媒を用いた再含浸で吸着性能の賦活が確認された．

キーワード：MA(III)分離，抽出クロマトグラフィ，抽出剤含浸吸着材，TEHDGA，n-ドデカン

1. 緒言

使用済み核燃料の再処理工程で生じる HLLW はガラス固化し，地層処分される計画である．HLLW に含有される MA(III)は発熱性かつ長半減期核種であるため，分離することで処分する際のインベントリーの低減が期待される[1]．HLLW からの MA(III)分離には分離効率に優れた抽出クロマトグラフィ法を用いた分離プロセスが検討されている．本法で使用した抽出剤含浸吸着材は放射線等による抽出剤の劣化による吸着性能の低下が懸念される．そこで，著者らは劣化吸着材から抽出剤のみを剥離し，ポリマー被覆担体 (SiO_2-P) の再利用による吸着材再生に着手した．本研究では，n-ドデカンを用いた TEHDGA (N,N,N',N'- Tetra (2-Ethylhexyl) Diglycolamide) 含浸吸着材からの抽出剤剥離及び再生した吸着材の吸着特性の評価を実施した．

2. 実験方法

抽出剤剥離試験は，TEHDGA 含浸吸着材と n-ドデカンを固液比 1：20 となるようテフロン製瓶に封入し，298 K に設定した恒温振とう槽にて 60 分間振とうすることで実施した．振とう後の吸着材を回収し，純水で洗浄後，乾燥させた．続いて剥離処理後の吸着材に対して n-ドデカンを希釈溶媒とした再含浸を実施した．抽出剤剥離及び再含浸はバッチ式吸着試験による吸着挙動で評価した．バッチ式吸着試験は，Nd(III)が 10 mM となるように 0.01~10 M 硝酸で調製した試験溶液と吸着材を液固比 20：1 となるようスクリュー管瓶に封入し，60 分間振とうした．試験前後の溶液中の Nd(III)濃度を ICP-OES で測定し吸着分配係数 K_d を算出した．

3. 結果および考察

Fig. 1 に各処理後の TEHDGA 含浸吸着材に対する Nd(III)の吸着分配係数の硝酸濃度依存性を示す．Fig. 1 より，剥離処理を行ったことで吸着分配係数の大幅な低下が確認された．しかし，わずかに Nd(III)の吸着を示したことから，抽出剤の残存が確認された．一方，再含浸吸着材の吸着性能は未処理のものと同様の硝酸濃度依存性を示したことから，吸着性能の賦活が確認された．

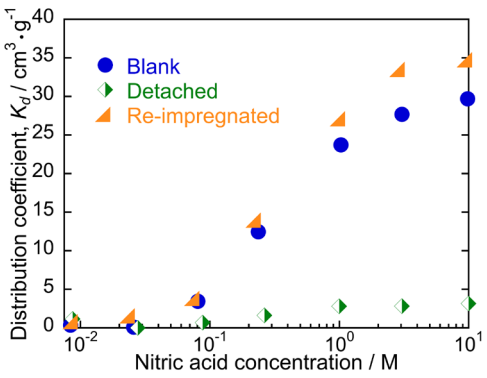


Fig. 1 Effort of nitric acid concentration on K_d with each TEHDGA adsorbent

本研究は，経済産業省資源エネルギー庁「令和 5 年度 放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」(JPJ010599) の成果の一部である．

参考文献

[1] 根岸仁ほか：日本原子力学会誌，vol.62, No.8, (2020)，pp.32-35.

*Akihiro Ogawa[1], Kenta Katsuki[1], Tsuyoshi Arai[1], Yasunori Miyazaki[2], Sou Watanabe[2], Yuichi Sano[2], Masayuki Takeuchi[2]
[1]Shibaura Institute of Technology, [2]Japan Atomic energy agency

含浸吸着材を用いた高レベル放射性廃液からの核種分離プロセスの開発
(6) 白金族元素の分離・回収プロセスの検討

Development of Nuclide Separation Process from High-level Liquid Waste using Impregnated Adsorbent
(6) Investigation of processes for the separation and recovery of platinum group elements

*久保田 真彦[1,2], 田中 舞[1], 大沢 直樹[1], 呉 昊[1], 金 聖潤[1]
[1]東北大学, [2]日本原燃分析株式会社

高レベル放射性廃液中に含まれる白金族元素(PGMs)の分離・回収を目的として、硫黄含有型アミド型構造を持つ抽出剤を組み合わせて、各含浸吸着材を調製した。カラム法による分離・回収試験を実施し、白金族元素の分離・回収プロセスを検討した。

キーワード：高レベル放射性廃液、含浸吸着材、分離、白金族元素、抽出クロマトグラフィー

1. 緒言

高レベル放射性廃液(HLLW)には、白金族元素(PGMs)が多く含まれており、これらの元素を核種分離することで、ガラス固化体製造時における負荷軽減及び資源としての有効利用を目指した核種分離プロセスの開発を進めている。これまでに、含浸吸着材を用いた抽出クロマトグラフィー法による核種分離プロセスを提案している[1]。本研究では、複数の抽出剤を含浸させた吸着材を用いて、カラム分離試験を実施し、白金族元素の分離・回収プロセスを検討した。

2. 実験方法

抽出剤は MOTDGA, Crea, TEHTDGA, TAMIA-EH, DAMIA-EH, HONTA、改質剤として 1-ドデカノール、TOA を用い、含浸担持法によって SiO_2-P に担持させて調製した。吸着材は、各金属イオン濃度を 5 mM に調製した模擬 HLLW 溶液を用いて、カラム試験で金属イオンの分離性について評価した。水相中の金属イオン濃度測定には、ICP-AES 及び AAS を用いた。

3. 結果及び結論

各含浸吸着材によるカラム試験を実施し、その結果を踏まえて分離・回収プロセスフローを図 1 に示す。

含浸吸着材によるカラム分離試験の結果、第 1 段目のカラムにおいて、Pd, Zr, Mo および Re の分離を行い、第 2 段目のカラムにおいては、Ru および Rh の個別ピークを確認した。よって、カラム 2 段で白金族元素の分離・回収が見込まれる。

当日の発表では、各含浸吸着材を用いたカラム分離試験の結果等について報告する。

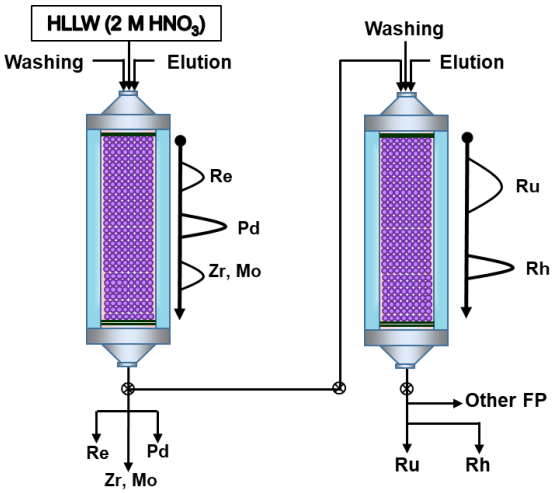


図 1. 含浸吸着材を用いた白金族元素の分離・回収プロセスフロー

参考文献

[1] S.-Y. Kim, Y. Xu, T. Ito, et al., J. Radioanal. Nucl. Chem., 295, 1043 (2013).

*Masahiko Kubota[1,2], Mai Tanaka[1], Naoki Osawa[1], Hao Wu[1], Seong-Yun Kim[1]
[1]Tohoku Univ., [2]Japan Nuclear Fuel Chemical Analysis co., Ltd.

抽出クロマトグラフィ用含浸吸着材のポリマー被覆率と分離性能に係る研究

Study on the effect of polymer coating ratio and separation performance of adsorbents for extraction chromatography

*樋口 秀也[1]，福元 博基[1]，宮﨑 康典[2]，佐野 雄一[2]
[1]茨城大学，[2]JAEA

MA 分離性能の向上を目的として、吸着材の高分子被覆率を制御する手法検討を行った。試薬重量に比例した高分子被覆率の増加を確認し、目的とする高分子含有吸着材を調製可能にした。高分子被覆率をパラメータとした吸着材の吸着溶離性能では抽出剤ごとに異なる結果となり、それぞれに最適な値を提示した。
キーワード：マイナーアクチノイド回収, 抽出クロマトグラフィ, TEHDGA, HONTA, 吸着材

1. 緒言

使用済 MOX 燃料再処理で発生する高レベル放射性廃棄物の地層処分において、長寿命核種や発熱性核種を含むマイナーアクチノイド（MA）の影響を受けて、面積拡大等が懸念されている。これら廃棄物の減容化に当たりMAの選択的な分離が注目されており、我々は抽出クロマトグラフィの技術開発を行っている[1, 2]。吸着担体（高分子被覆した多孔質シリカ粒子）に含浸した抽出剤を活用するためには、供給液の細孔内拡散や抽出剤の自由度等に影響を及ぼす高分子層の最適化が求められる。本研究では、多孔質シリカ粒子に対する高分子被覆重量の制御手法を検討し、高分子重量率に対する抽出剤の吸着溶離性能等を比較評価した。

2. 実験

多孔質シリカ粒子（粒子径 93 μm、細孔径 300 nm）に試薬（スチレン、ジビニルベンゼン）と重合開始剤（V-601）を加え、70℃に維持することでシリカ表面の共重合体を合成した。得られた吸着担体の重量に対する高分子被覆重量は TG 測定結果から算出した。高分子 1 wt%, 5 wt%, 10 wt%の吸着担体に抽出剤 *N,N,N',N'*-tetra(2-ethylhexyl)glycolamide (TEHDGA)や *N,N,N',N',N",N"* -hexaoctylnitrilotriacetamide (HONTA)を 20 wt%に含浸処理した吸着材を用いて、前者は Eu(III)、後者は Nd(III)の模擬廃液でバッチ式の吸着溶離試験を行った。

3. 結論

図 1 に試薬の添加総量 （スチレンとジビニルベンゼンの合計）に対する高分子被覆率を示す。試薬添加総量に比例して、高分子被覆率が増加する傾向が認められた。細孔表面積から、高分子の層が形成されていると考えられる。TEHDGA は高分子被覆率に依らない吸着溶離性能であったが、HONTA は高分子被覆 5 wt%が最も高い吸着溶離性能を示した。これらの違いを高分子構造の観点から考察した。

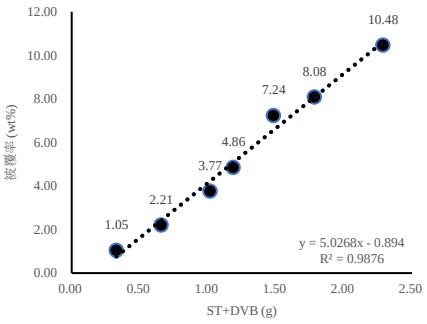


図 1　試薬添加量に対する高分子被覆率の相関

なお、本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「令和 5 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業（JPJ010599）」で得られた成果の一部である。

参考文献

[1] Y. Horiuchi, S. Watanabe, Y. Sano, M. Takeuchi, F. Kida, T. Arai, *J. Radioanal. Nucl. Chem.*, **2021**, 330, 237-244.

[2] T. Akuzawa, S. Y. Kim, M, Kubota, H. Wu, S. Watanabe, Y. Sano, et al., *J. Radioanal. Nucl. Chem.*, **2022**, 331, 5851-5858.

*Shuya Higuchi[1], Hiroki Fukumoto[1], Yasunori Miyazaki[2], and Yuichi Sano[2]
[1]Ibaraki Univ., [2]JAEA.

抽出クロマトグラフィ用吸着材からの放射線劣化物除去に係る研究

Study on removal of radiation degraded materials from adsorbent for extraction chromatography

*風間 悠[1]，福元 博基[1]，宮﨑 康典[2]，佐野 雄一[2]
[1]茨城大学，[2]JAEA

MA 分離法の一つである抽出クロマトグラフィのプラント導入に当たり、再処理廃液との接触による吸着材の放射線劣化が課題となる。本研究では、所定圧力下で、温度をパラメータにした抽出剤と吸着材の減圧蒸留試験をそれぞれ実施し、^{1}H NMR 分析や TG/DTA 測定等から、劣化物の除去可能性を評価した。

キーワード：マイナーアクチノイド回収，抽出クロマトグラフィ，減圧蒸留，劣化物除去，TEHDGA

1. 緒言

使用済燃料の再処理で発生する放射性廃液は、ガラス固化処理を施し、高レベル放射性廃棄物として地層処分することになる。しかし、数万年単位の安定な閉じ込めや処分場面積等の環境負荷が懸念されている。マイナーアクチノイド(MA：Am, Cm)を放射性廃液から分離することで、ガラス固化体１本当たりの発熱量が低下し、延いては処分場面積の縮小等に有効であるため、抽出クロマトグラフィの技術開発を行っている。放射線環境に晒される吸着材の劣化でカラムの利用回数が制限され、経済性の観点から、抽出剤の回収が求められる。過去に報告した *N,N,N',N'*-tetra(2-ethylhexyl)glycolamide (TEHDGA)のγ線劣化物や生成挙動を参考に[1,2]、TEHDGA と代表的な劣化物を減圧蒸留試験に供し、それぞれの分離条件を検討した。

2. 実験

減圧蒸留用ガラス器具に TEHDGA を分取し、真空引きを行い、333 K、343 K、353 K、363 K、373 K の温度で１時間保持した。温度条件ごとの熱分解有無を ^{1}H NMR 分析と重量変化でそれぞれ評価した。また、合成した劣化物でも同様の実験を行った。γ線照射済吸着材は、減圧蒸留前後における有機物の残留重量を評価するために TG/DTA 測定を行った。

3. 結果・考察

減圧蒸留後での TEHDGA は、いずれの温度条件でも ^{1}H NMR スペクトルにピークのシフトはなく、残留重量にも変化がみられなかった。温度 373 K でも熱分解しないことを結論した。劣化物でも行った同様の減圧蒸留実験でも ^{1}H NMR や残留重量に変化がなく、熱分解しない結果となった。これは２量体による構造安定化が問題であると考えられる。

減圧蒸留前後の吸着材では、温度上昇とともに温度 450 K のピークが消失したため、アミンが除去されたものと考察した(図 1)。

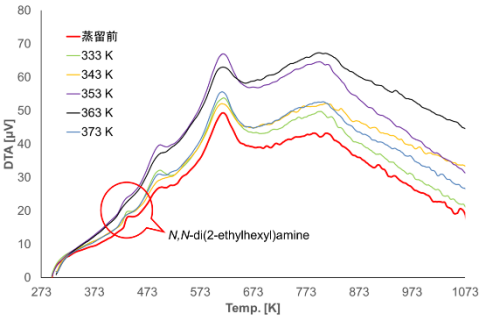


図 1 減圧蒸留前後の TEHDGA 吸着材で得られた TG/DTA 測定結果

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「令和 5 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業（JPJ010599）」の成果の一部である。

参考文献

[1] 宮﨑康典, 佐野雄一, 岡村信生, 渡部雅之, 日本原子力学会 2022 年秋の大会, 9 月 8 日, 茨城大学, 2A09
[2] 風間悠, 福元博基, 宮﨑康典, 佐野雄一, 日本原子力学会 2023 年秋の大会, 9 月 6 日, 名古屋大学, 1E15

*Yu Kazama[1], Hiroki Fukumoto[1], Yasunori Miyazaki[2] and Yuichi Sano[2]
[1]Ibaraki Univ., [2]JAEA.

高レベル廃液中の不溶解残渣(白金族合金)の酸化蒸発挙動の検討

Oxidation and Evaporation Behavior of Insoluble Residues (Noble Metal Precipitation) in High Active Liquid Waste

*大岩 祐毅[1]，佐藤 勇[1]，松浦 治明[1]，千葉 紗香[1]，加藤 瑞希[1]，多田 晴香[2]，和泉 博貴[2]
[1]東京都市大学，[2]株式会社 IHI

高レベル放射性廃液に含まれる白金族合金（Mo，Ru，Rh，Pd 及び Tc）は溶融炉内において溶融表面における仮焼層形成状態や炉底部への堆積など，ガラス固化プロセスに様々な影響を与える可能性がある。そこで，本研究では白金族合金の酸化・蒸発挙動の起点になっていると考えられる相変化を調査するため，赤外線ゴールドイメージ炉による急速加熱・急速冷却により，高温時の相状態を観察した。試験より得られた相変化の詳細をもとに，ジオメトリの変化を考慮したうえで，Mo の酸化，Mo 酸化物の蒸発及び Ru の酸化等の速度論を酸素分圧や蒸気圧による影響を踏まえ，検討した。

キーワード：白金族合金，Mo，酸化，蒸発，反応速度論

1. 緒言

使用済核燃料は再処理され，一部が高レベル放射性廃棄物としてガラス固化され，地層処分に供される。再処理溶解工程において使用済燃料の溶解時の残渣である，不溶解残渣には白金族合金（Mo，Ru，Rh，Pd 及び Tc）が含まれている。白金族元素はガラス固化プロセスにおいて，オフガスへの移行や流下ノズル閉塞などの様々な影響を与えると考えられている[1]。

先行研究においては昇温速度や酸素分圧を変更することにより，合金中の各元素の酸化蒸発挙動について検討してきた。ガラス溶融炉のメルター内における酸素分圧には不均一性があり[2]，白金族合金の酸化・蒸発挙動はその値に依存していると考えられる。こうした挙動は合金の相変化に伴って生じている可能性が示唆されており，このことを裏付けるため，高温時の相状態の詳細観察を実施した。また，実際のガラス溶融炉で Mo の蒸発はほとんど発生しておらず，ガラス側に移行していくと考えられていることから[3]，ガラス共存下の合金の酸化･蒸発挙動の酸素分圧依存性を観察し，さらに詳しい知見を得るための試験を実施する。

2. 実験方法

核種崩壊生成コード ORIGEN2 計算や照射後試験結果，硝酸による組成変化を参考とし，模擬合金試料の組成を重量比で(Mo:Ru:Rh:Pd)=(10:60:15:15),(15:55:15:15),(20:60:10:10)とし，それぞれ R6-1(硝酸による影響評価)，R5-2(MOX 及び高燃焼度化燃料の廃棄物成分相当)，R5-4(現行燃料の廃棄物成分相当)とした。模擬合金試料は Mo，Ru，Rh，及び Pd の粉末試薬から混合粉をプレス成型にて圧粉体に形成し，アーク溶解法にて溶融し，ボタン状合金を作製した。模擬合金試料は低速カッターにて切断し，板状に加工した。また，タングステン製ボールを入れた遊星ボールミルを用い，300rpm にて 10 分間粉砕し，粉末状加工も実施した。

板状に加工した合金試料はゴールドイメージ炉にて，昇温速度 5℃/sec の急速加熱を施した。到達温度は 900℃及び 1150℃とし，いずれも 1 時間保持した。その後，500℃前後まで約 11.1℃/sec の急冷を施し，室温まで冷却した。加熱後の試料は表面近傍と内部において，XRD や EBSD などでの相状態の観察を行う。また，既報[3]の白金族合金のガラスへの移行と酸化・蒸発挙動の競合を観察するため，模擬廃棄物成分を含むガラスビーズと粉末状に加工した合金試料を共に TG-DSC にて最高温度は 1150℃とした上で，炉内の酸素分圧を空気，Ar により制御し，加熱試験に供する。

3. 得られる結果についての考察の方向性

図 1 の状態図では 900℃保持時において，R6-1 において FCC，HCP の 2 相となり，R5-4 においては HCP の単相となっている。ゴールドイメージ炉の試験においては，R6-1 及び R5-4 にてこのような相状態の変化を，合金の表面と内部について，XRD や EBSD を用いて詳しく観察し，酸化・蒸発メカニズムと相変化の関連性を，TG-DSC で得られるガラス共存下の影響と合わせて，検討する。

本研究は，経済産業省資源エネルギー庁「令和 5，6 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業(JPJ010599)」の成果の一部である。

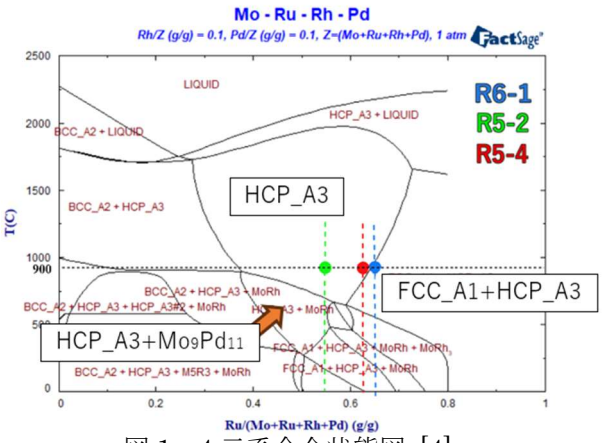


図 1　4 元系合金状態図［4］

参考文献

[1] Isao Yamagishi “CHEMICAL COMPOSITION OF INSOLUBLE RESIDUE GENERATED AT THE ROKKASHO REPROCESSING PLANT”, Global 2015, in proc. Paris, France, September 20-24, 2015.
[2] 菅原透 他,「白金族元素の結晶相の化学組成に基づく模擬高レベルガラス固化体の酸化還元状態の推定」日本原子力学会和文論文誌, 15 巻(2016), 1 号.
[3] 山﨑 晃也　他，日本原子力学会 2024 年春の年会，大阪，1B04（2024）.
[4] C.W. Bale et al, (2016) “FactSage thermochemical software and databases, 2010 2016” Calphad, 55, 1 19.

*Yuki Oiwa[1], Isamu Sato[1], Haruaki Matsuura[1], Sayaka Chiba[1], Mizuki Kato[1], Haruka Tada[2] and Hiroki Izumi[2]
[1]Tokyo City Univ., [2] IHI Corporation.

白金族合金の廃液共存下における溶解機構の検討

Investigation of the Dissolution Mechanism of Platinum Group Alloys under Coexistence of Liquid Waste

*千葉 紗香[1]，松浦 治明[1]，佐藤 勇[1]，大岩 祐毅[1]，加藤 瑞希[1]，多田 晴香[2]，和泉 博貴[2]
[1]東京都市大学，[2]株式会社 IHI

使用済み燃料の再処理工程にて不溶解残渣廃液中に残存する白金族合金（Mo-Ru-Rh-Pd-Tc）が廃液保管中に生じる溶解における組成依存性を検討するため、白金族合金の溶解機構解明を目的として溶解試験及び各種分析を実施した。廃液と共存させる時間を長くすることで溶解量の増加が確認され、Mo に関しては、Mo リッチの組成になると近傍構造の変化が顕著になることが分かった。

キーワード：不溶解残渣，白金族合金，廃液，溶解挙動，XAFS，モリブデン，ルテニウム

1. 緒言

使用済み燃料の再処理工程において、不溶解残渣廃液に含まれる白金族合金（Mo-Ru-Rh-Pd-Tc）は、他の廃液と混合され、ガラス溶融炉に供給される。白金族はガラス溶融炉内において、溶融初期の仮焼層状態や炉底部への沈降等による流下性に影響するため、ガラス固化工程において、白金族合金の挙動を把握することは重要である。また、溶解工程以降、不溶解残渣が他の廃液と混合され保管される過程で、溶解等によりさらに白金族合金の組成、構造が変化する可能性も考えられた。そこで使用済燃料の変動に伴うガラス固化工程への影響を検討する一環として、使用済み燃料の燃焼度の変動を想定した白金族合金の組成変動による溶解挙動の調査を実施した。その結果、廃液共存下における不溶解残渣合金の組成、構造は、10 日間の溶解試験では、殆ど変わらず、わずかにしか溶解しないことが確認された。一方で、更なる長時間の浸漬や合金粒径の影響における溶解挙動の調査や、溶解後の合金の構造などの溶解機構はまだ解明できていない。

そこで、本研究では溶解時間による影響および試料粒径を考慮した溶解機構解明を目的とし、溶解試験及び各種分析を実施した。

2. 方法

真空中のアーク溶解によって作製した模擬合金 R5-2 (Mo:15,Ru:55,Rh:15,Pd:15wt%)、R5-4 (Mo:20,Ru:60,Rh:10,Pd:10wt%)、R5-5 (Mo:30,Ru:50,Rh:10,Pd:10wt%)について、溶解液を硝酸と模擬廃液の 2 条件とし、保持温度を室温として溶解試験を実施した。100 日共存後に上澄み溶解液、残渣の採取を行い、高エネルギー加速器研究機構の BL27B ビームラインにて蛍光 XAFS を用いて局所構造解析を行った。

3. 結果・考察

R5-5 の硝酸溶解試験にて採取した上澄み溶解液の XAFS 測定結果を同条件の 10 日間溶解試験結果と比較すると、Mo、Ru ともに 100 日溶解の方が XANES スペクトルにおける吸収端の立ち上がりが大きく、溶液中の濃度が高くなっていることが示唆された。

図に示した R5-2、R5-5 の硝酸溶解試験にて採取した残渣の EXAFS 動径構造関数より、Mo 近傍では、R5-5 の残渣が溶解前と異なる構造関数になり、R5-5 は Mo の比率が高い組成であることから、Mo 近傍元素が金属から酸素を主成分とする構造になっている可能性が示唆される。一方 Ru 近傍構造は、若干の距離の変化がみられるものの、基本的に近傍の構造は金属を維持したままである。

以上の結果より、溶解時間を増加させることで溶解量が増加することが確認され、Mo に関しては、組成により近傍構造も変化していることが分かった。また、近傍構造変化があまり XAFS で見られなかった組成の合金も、時間とともに溶解は進行していることから、蛍光 XAFS の分析深さである数十 μm 範囲[1]では溶解現象をとらえ切れなかったものと推察される。そこで今後は XPS 等により極表面に着目した表面分析手法を活用して構造変化を追う予定である。

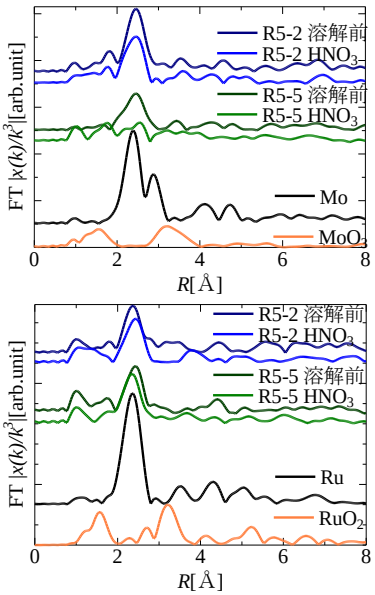


図. 残渣の EXAFS 動径構造関数
（上：Mo 近傍、下：Ru 近傍）

本発表は、経済産業省資源エネルギー庁「令和 5, 6 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業（JPJ010599）」の成果の一部である。

参考文献

[1] 野本豊和, XAFS における分析深さの制御について, あいち産業科学技術総合センターニュース, 2015 年 12 月号

*Sayaka Chiba [1], Haruaki Matsuura [1], Isamu Sato [1] Yuki Oiwa [1], Mizuki Kato [1], Haruka Tada [2], and Hiroki Izumi [2]
[1] Tokyo City Univ., [2] IHI Corporation

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

Fri. Sep 13, 2024 9:30 AM - 11:55 AM JST | Fri. Sep 13, 2024 12:30 AM - 2:55 AM UTC Room C(Recture RoomsA 1F A105)

[3C01-09] Environmental Radiation Monitoring

Chair:Takeyoshi Sunagawa(FUT)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3C01]

The Progress and Future Prospects of Environmental Radiological Monitoring by Japan Atomic Energy Agency

(1) Large-Scale Environmental Monitoring Experience and Remaining Challenges

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

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3C02]

The Progress and Future Prospects of Environmental Radiological Monitoring by Japan Atomic Energy Agency

(2) Advances in Airborne Radiation Monitoring

*Miyuki Sasaki Sasaki[1], Kotaro Ochi[1], Yukihisa Sanada[1] (1. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3C03]

The Progress and Future Prospects of Environmental Radiological Monitoring by Japan Atomic Energy Agency

(3) Development of new 3-dimensions radioactivity mapping technology

*Yuki Abe[1,2], Miyuki Sasaki[2], Tatsuo Torii[3,4], Shinji Tokonami[1], Yukihisa Sanada[2] (1. Hirosaki Univ., 2. JAEA, 3. Fukushima Univ., 4. Univ. of Fukui)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3C04]

The Progress and Future Prospects of Environmental Radiological Monitoring by Japan Atomic Energy Agency

(4) Advances in Underwater Monitoring

*Kotaro Ochi[1], Kazuya Yoshimura[1], Yukihisa Sanada[1] (1. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3C05]

The Progress and Future Prospects of Environmental Radiological Monitoring by Japan Atomic Energy Agency

(5) Characteristics of air dose rate distributions and temporal changes on ground monitoring

*Shigeo Nakama[1], Kazuya Yoshimura[1], Masaki Andoh[1], Satoshi Mikami[1], Yukihisa Sanada[1] (1. JAEA)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[3C06]

The Progress and Future Prospects of Environmental Radiological Monitoring by Japan Atomic Energy Agency

(6)Database of Marine Monitoring Data and Development of Unmanned Measurement Technology

*Toshiharu Misonou[1], Yukihisa Sanada[1], Takahiro Nakanishi[1], Yoshimi Urabe[2], Takehiko Shiribiki[3], Madoka Saitou[4], Hironori Funaki[1] (1. JAEA, 2. NESI, 3. SANYO TECHNO MARINE, 4.

©Atomic Energy Society of Japan

Inspection Development)

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

[3C07]

The Progress and Future Prospects of Environmental Radiological Monitoring by Japan Atomic Energy Agency

(7) Aerosol monitoring and assessment of internal dose rates in the difficult-to-return zone

*Tomohisa Abe[1], Kazuya Yoshimura[2], Hironori Funaki[1], Yukihisa Sanada[1], Shinya Ochiai[2], Seiya Nagao[2] (1. JAEA, 2. Kanazawa Univ.)

11:15 AM - 11:30 AM JST | 2:15 AM - 2:30 AM UTC

[3C08]

The Progress and Future Prospects of Environmental Radiological Monitoring by Japan Atomic Energy Agency

(8) Assessment of external exposure doses using monitoring data and its application to local society

*Kazuya Yoshimura[1], Tomohisa Abe[1], Yukihisa Sanada[1] (1. JAEA)

11:30 AM - 11:45 AM JST | 2:30 AM - 2:45 AM UTC

[3C09]

The Progress and Future Prospects of Environmental Radiological Monitoring by Japan Atomic Energy Agency

(9) Development of Support System for Emergency Monitorin

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

11:45 AM - 11:55 AM JST | 2:45 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

原子力機構による環境放射能モニタリングの歩みと今後の展望
（1）大規模環境モニタリングの経験と残された課題

The Progress and Future Prospects of Environmental Radiological Monitoring by Japan Atomic Energy Agency
(1) Large-Scale Environmental Monitoring Experience and Remaining Challenges

*眞田 幸尚[1]，舟木 泰智[1]，吉村 和也[1]
[1]日本原子力研究開発機構

東京電力福島第一原子力発電所事故により周辺環境の大規模な放射線モニタリングが必要となった。原子力機構では、事故直後より原子力規制庁の受託事業としてヘリコプター、無人機及び車両などを利用した広域モニタリングをはじめとして、様々な環境放射線モニタリングを実行してきた。これらの広域モニタリングの経験を原子力防災ツールとしてレガシー化する取り組みを進めている。本シリーズ発表では、これらの環境モニタリングの経験や機器の開発経験及び原子力防砂ツールとしての適用などを紹介する。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、空間線量率分布、放射性セシウム分布、無人機

1. 緒言

2023 年に市街地を中心に設定されていた特定復興再生拠点が解除され、避難指示区域は、福島県内約2%までに縮小した。原子力規制庁を中心として 1F 周辺地域を中心とした陸域の各種放射線モニタリングが継続的に実施されてきた。また、2023 年 8 月から始まった処理水の放出に伴い、海域のサンプル採取によるモニタリングが再編され、きめの細かいモニタリングが実施されている。本発表では、シリーズ発表の移管として環境放射線モニタリングの現況や原子力防災ツール開発の取組の概観を紹介する。

2. 環境放射線モニタリングの現況

原子力規制庁を中心に、有人ヘリや無人ヘリを用いた航空機サーベイ、車両を用いた走行サーベイ、作業員による歩行サーベイ、サーベイメータを用いた定点サーベイが 1F を中心とした 80km 圏内を中心に継続的に実施されている。空間線量率は事故後正確に測定された 2011 年 4 月と比べると 10%程度に低減している。これらの異なったツールでの放射線計測情報は、統計的な手法を用いて”統合マップ”に変換され、被ばく評価の推定に利用されている。

3. 事故後に開発した放射線計測ツール

事故直後に課題となった、ため池などの水底の測定にはファイバー型の検出器や ROV などのツールが適用された。現在、残された帰還困難区域の森林の測定については、3 次元放射線計測する装置と 4 足歩行ロボットを組み合わせた測定ツールの開発を進めている。

4. 原子力防災ツール開発の取組

実用化された無人ヘリによる放射線計測技術をベースとして 10 時間以上のフライトが可能な無人飛行機を用いた放射線測定システムの実用化が進められている。このツールは、上空で取得したデータを準リアルタイムで地上の線量率分布を再構築し、web ベースのソフトウエアでインターネットにつながる環境であれば情報の共有が可能である。また、能登沖地震でのモニタリングポストの被害経験をベースにドローン型のモニタリングポストの開発を進めている。

---

* Yukihisa Sanada[1], Hironori Funaki[1] and Kazuya Yoshimura[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

原子力機構による環境放射能モニタリングの歩みと今後の展望 （2）航空機モニタリングの進展

The Progress and Future Prospects of Environmental Radiological Monitoring by Japan Atomic Energy Agency (2) Advances in Airborne Radiation Monitoring

*佐々木 美雪[1]，越智 康太郎[1]，眞田 幸尚[1]
[1]原子力機構

2011 年の福島第一原子力発電所（1F）事故以降、原子力機構では各種モニタリングを実施してきた。本発表では、これまで原子力機構で実施してきた航空機モニタリングの結果及び、将来の原子力防災に向けて開発を進めている無人機を用いた放射線モニタリングシステムの紹介を行う。

キーワード：航空機モニタリング、福島第一原子力発電所、無人航空機、緊急時モニタリング

1. 緒言

緊急時モニタリングに関する詳細な事項について記載された「緊急時モニタリングについて（原子力災害対策指針補足参考資料）」[1]に対して、緊急時モニタリングの実施事項として、これまでの航空機モニタリングに関する記載へ新たに「無人機を用いた航空機モニタリング」についての記載が加えられた。原子力機構では、2011 年の 1 F 事故以降、無人ヘリコプターを用いた 1F 周辺の放射線モニタリングや、固定翼型の無人航空機、またマルチコプター等を用いた無人航空機による放射線測定技術の開発を進めており、現在、緊急時モニタリングを想定した各種機器及びシステムの構築を進めている。

2. 緊急時モニタリングシステムの構築

緊急時の放射線モニタリングを想定した場合、放射線検出器や放射線検出器を搭載する無人航空機ツール、それに加えてその運用体制や、取得データの解析共有方法等、緊急時対応の流れを意識した測定/解析システムを構築することが重要になってくる。原子力機構では緊急時モニタリング用に、機体汚染と周辺環境からのガンマ線影響、また地上からのガンマ線影響を弁別できる、無人機航空機用の放射線測定システムの開発の他、測定データをサーバに送信しリアルタイムに測定情報を監視できるシステムや、自動解析システム等を構築してきた。令和 5 年度原子力総合防災訓練では、これらのツールを用いて無人機を用いた飛行訓練等を行っている。

3. 今後の展望

今後は、今ある放射線測定システムや自動解析システム、通信システムの最適化や、緊急時の各種運用方法確立等を進め、福島の経験を生かした緊急時モニタリングシステムを構築していきたいと考えている。

※本研究は、原子力規制庁からの受託事業である「原子力施設等防災対策等委託費及び放射性物質測定調査委託費（80㎞圏内外における航空機モニタリング）事業」の一環として実施されたものである。

参考文献

[1] 原子力規制庁監視情報課, 緊急時モニタリングについて （原子力災害対策指針補足参考資料），令和６年３月２１日一部改訂

---

*Miyuki Sasaki[1], Kotaro Ochi[1] and Yukihisa Sanada[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

原子力機構による環境放射能モニタリングの歩みと今後の展望 （3）新たな 3 次元放射能マッピング技術の開発

The Progress and Future Prospects of Environmental Radiological Monitoring by Japan Atomic Energy Agency

(3) Development of new three-dimensions radioactivity mapping technology

*阿部 裕稀[1,2]，佐々木 美雪[2]，鳥居 建男[3,4]，床次 眞司[1]，眞田 幸尚[2]

[1]弘前大，[2]原子力機構，[3]福島大，[4]福井大，

東京電力福島第一原子力発電所の事故以降、放射性汚染分布を 3 次元で可視化するために全方位指向性放射線検出器（FRIE）の開発を進めてきた。本発表では、新たに高ガンマ線量下用に開発した FRIE について、システムの放射能分布推定精度評価結果及びフィールド試験結果について報告する。

キーワード：放射線イメージング、東京電力福島第一原子力発電所事故、フラクタル形状、逆問題解析

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉を円滑に進行させるためには、建屋内の放射性汚染分布を把握し、効率的に除染を行う必要がある。建屋内には、放射性汚染物が床面や壁、天井など 3 次元的に存在しているため、汚染分布を 3 次元的に把握する必要がある。私たちは、フラクタル形状である Sierpinski の四面体型を模擬した、小型かつ持ち運びが可能な放射線検出器 FRIE (Fractal Radiation Imaging Element) [1)]を開発した。FRIE は個々のセンサーの方向特性を利用し、三次元的に放射能分布を推定することが可能である。本発表では、新たに高ガンマ線量下用に開発した FRIE の基礎特性を評価した結果について報告する。

2. 高ガンマ線量下用 FRIE の開発

高ガンマ線量下用 FRIE は、$Gd_3Ga_3Al_2O_{12}$ (GFAG)シンチレータ 16 個を保持し、シンチレータ間には銅タングステンの遮蔽体が充填されている。個々のセンサーの感度は放射線の入射方向によって異なり、各シンチレータの応答関数と逆問題解析を組み合わせることで、放射能分布を 3 次元的に推定可能なシステムとなっている。^{137}Cs 点線源を用いたベンチマークテストを行い算出した各シンチレータの応答関数を使用し、球状のモデル及び平面状のモデルでのシミュレーションを行い、放射能分布推定精度評価を行った。いずれのモデルにおいても、約 30° の分解能で放射能分布推定が可能であることが分かった。合わせて実測による評価試験も行い、球状モデルと同様の体系で ^{137}Cs 線源の照射実験を行った結果、シミュレーションの結果と同等となることを確認した。フィールド試験では、FRIE で得られる計数と測定エリアの三次元空間点群座標を組み合わせることで、三次元的な放射能分布を取得することができた。

3. 今後の展望

今後、FRIE システムの結晶配置等の最適化、また様々な放射性核種に対する応答関数の評価、散乱線の影響を考慮した解析手法を検討することで、本システムによる放射能分布推定精度を向上させる予定である。

※本研究は、_廃炉・汚染水・処理水対策事業費補助金（原子炉建屋内の環境改善のための技術開発（被ばく低減のための環境・線源分布のデジタル化技術の高機能化開発）の一環として実施されたものである。

参考文献

[1] T. Torii, M. Sasaki, Y. Sanada. Development of an omnidirectional detector for beta and gamma-ray imaging with fractal geometry, IEEE Xplore, (2023) DOI: 10.1109/NSSMICRTSD49126.2023.10337827.

---

*Yuki Abe[1,2], Miyuki Sasaki[2], Tatsuo Torii[3,4], Shinji Tokonami[1] and Yukihisa Sanada[2]

[1]Hirosaki University, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Fukushima University, [4]University of Fukui

原子力機構による環境放射能モニタリングの歩みと今後の展望 （4）水底モニタリングの進展

The Progress and Future Prospects of Environmental Radiological Monitoring by Japan Atomic Energy Agency (4) Advances in Underwater Monitoring

*越智 康太郎[1]，吉村 和也[1]，眞田 幸尚[1]
[1]原子力機構

原子力機構は、湖沼の底質中放射性セシウム分布の迅速かつ簡便な評価を目的とし、耐水性放射線検出器を用いた水底での in-situ 測定技術の開発を進めてきた。本発表では、原子力機構が実施している水底 in-situ 測定の概要及び、測定技術を実際に社会実装した例について報告する。

キーワード：水底モニタリング、福島第一原子力発電所、in-situ 測定、放射性セシウム分布

1. 緒言

2011 年の東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故後、放射性セシウムを吸着した底質が、ため池やダム湖へ蓄積していることが報告されている。底質中の放射性セシウム分布を把握するためには、底質試料を採取し、前処理を行った後に放射能分析を行う必要があり煩雑である。原子力機構は、底質中の放射性セシウム分布を迅速かつ簡便に評価することを目的とし、耐水性放射線検出器による水底 in-situ 測定技術の開発を進めてきた。本発表では、これまでに開発してきたため池及びダム湖での水底 in-situ 測定技術の概要に加え、測定技術を実際のため池での除染計画立案等に活用した例について報告する。

2. in-situ 測定技術の開発

ため池でのモニタリングの場合、水底の複雑な地形に適応した上で、浚渫などの除染をした後の迅速な除染効果の評価が求められる。原子力機構は、形状を柔軟に変更可能なプラスチックシンチレーションファイバー（PSF）を水底の地形に沿って静置し、得られた放射線計数率を基に、表層底質中放射性セシウム濃度を推定し、その分布を評価する手法を開発した。また、除染の際の深度を検討する上で必要な底質中放射性セシウムの鉛直分布を、NaI(Tl)シンチレーション検出器を水底に静置し、得られたγ線スペクトル上のコンプトン散乱と放射性セシウム由来の直接γ線の計数率比から推定する手法も開発した。ため池全体を網羅的に in-situ 測定することで、広域の底質中放射性セシウム濃度分布の迅速かつ簡便な評価が可能になったため、民間団体に技術移転されたこれら in-situ 測定技術は、実際のため池での除染計画の立案や効果の評価に活用されている。ダム湖でのモニタリングの場合、ため池よりも広域かつ水深の大きい環境に対応するために、測定位置を上下左右に簡便にコントロール可能な無人潜水艦に、$LaBr_3$(Ce)シンチレーション検出器を搭載することで、効率的かつ水底の地形に応じて表層底質中放射性セシウム濃度分布を評価することができた。

3. 今後の展望

1F 事故後に開発されたこれら水底 in-situ 測定手法について、今後は海外研究機関との合同クロスチェックサーベイを通じて、手法の妥当性確認や標準化をしていきたいと考えている。

謝辞

本研究の一部は、福島県土地改良事業団体連合会からの受託事業である「水底の放射線分布測定手法に関する技術指導」において実施したものです。

---

*Kotaro Ochi[1], Kazuya Yoshimura[1] and Yukihisa Sanada[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

原子力機構による環境放射能モニタリングの歩みと今後の展望 （5）陸域モニタリングによる空間線量率分布および経時変化の特徴

The Progress and Future Prospects of Environmental Radiological Monitoring by Japan Atomic Energy Agency

(5) Characteristics of air dose rate distributions and temporal changes on ground monitoring

*中間　茂雄[1]，吉村　和也[1]，安藤　真樹[1]，三上　智[1]，眞田　幸尚[1]

[1]JAEA

東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故による放射性物質の分布状況を 2011 年 6 月より現在まで調査している。本報告では陸域モニタリングとして実施した空間線量率測定結果から作成した空間線量率マップとともに、空間線量率の経時変化を分析した結果およびその特徴について示す。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，空間線量率分布，経時変化

1. 緒言

2011 年 3 月の 1F 事故の発生により 1F から環境中に大量の放射性物質が放出された。事故状況の全体像を把握して影響評価や対策に資するため、JAEA は文部科学省からの委託を受け、多くの大学や研究機関と協力し、2011 年 6 月から放射性物質の分布状況調査を開始した。2013 年からは原子力規制庁からの委託を受け、1F 事故から 13 年が経過した現在に至るまで、本調査を継続実施している。

2. 陸域における空間線量率測定

放射性物質の分布状況調査では、1F 事故により放出された放射性物質の分布状況を詳細に調査し、その変化傾向を把握するため、多角的な空間線量率測定を実施してきた。具体的には、有人ヘリや無人ヘリを用いた航空機サーベイ、車両を用いた走行サーベイ、人による歩行サーベイおよびサーベイメータを用いた定点サーベイを継続的に実施している。

有人ヘリサーベイは福島県およびその周辺県（宮城県、栃木県、茨城県等）の広範囲を対象とし、上空からの空間線量率を測定している。一方、無人ヘリサーベイは 1F から 5km 圏内を中心に詳細な測定を実施している。定点サーベイ、走行サーベイ、歩行サーベイについては、1F から 80km 圏内を中心に、走行サーベイは舗装道路上において連続的な空間線量率を、歩行サーベイは生活圏において連続的に空間線量率を、定点サーベイは人為的なかく乱のない平坦な開かれた土地における空間線量率を測定している。これらの測定によって得られた結果により、測定時期ごとの空間線量率分布をマップ化するとともに、時間の経過に伴う空間線量率の変化傾向を評価した。これらの調査結果は、政府や自治体などに広く利用され、避難指示区域の解除など、住民の帰還に資するデータとして活用されている。

3. 今後の展望

今後は、昨年度から 1F 周辺自治体に設定された特定帰還居住区域について、2020 年代の避難指示解除に資する調査を実施するとともに、空間線量率の経時変化について継続的に調査、評価していく。

※本研究は、原子力規制庁からの受託事業である「放射性物質測定調査委託費及び原子力施設等防災対策等委託費（東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故に伴う放射性物質の分布データの集約）事業」の一環として実施されたものである。

---

*Shigeo Nakama[1], Kazuya Yoshimura[1], Masaki Andoh[1], Satoshi Mikami[1] and Yukihisa Sanada[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency.

原子力機構による環境放射能モニタリングの歩みと今後の展望
（6）海域モニタリングデータのデータベース化と無人測定技術開発

The Progress and Future Prospects of Environmental Radiological Monitoring by Japan Atomic Energy Agency

(6) Database of marine monitoring data and development of unmanned measurement technology

*御園生敏治[1]，眞田 幸尚[1]，中西貴宏[1]，卜部嘉[2]，尻引武彦[3]，齋藤まどか[4]，舟木泰智[1]

[1]原子力機構，[2]株式会社 NESI，[3]三洋テクノマリン株式会社，[4]検査開発株式会社

原子力機構が実施してきた、海域モニタリングのデータベース作成及びその評価について発表する。また、環境モニタリングや原子力防災に向けて開発を進めている無人観測船を用いた測定システムの紹介を行う。

キーワード：東京電力福島第一原子力発電所事故、放射性セシウム、評価ツール、無人観測船

1. 緒言

1F 事故以降、環境放射線モニタリングを計画的に実施するために、総合モニタリング計画が策定された[1]。事故から 13 年が経過している現在、海域環境中での放射性物質分布は概ね明らかになってきており、今後は効果的・効率的なモニタリングの実施が求められる。その際には、各調査点の重要度が一つの指標となるため、各地点のランク分けを実施することが求められる。一方、無人観測技術が発展しており、そのような技術をモニタリング作業自体の効率化として、進めていくことも重要である。

2. 効率的なモニタリングのための取り組み

総合モニタリング計画内、別紙「海域モニタリングの進め方」[1]では、海水と海底土の放射性物質データの取得が示されており、各機関のホームページで、結果が公表されている。最新の計画の地点数はそれぞれ、252 地点、202 地点であり、採取頻度、分析方法等は、各地点、各機関で異なる。このようなデータを一元的に管理・評価するには共通フォーマットでデータベースを作成し、それを基に地点の重要度を評価できるツールが必要となる。そこで、原子力機構では、公開データを集め、データベース化し、地点・核種・採取層を選択すると自動的にランク等を評価できるツールを開発した。また、環境モニタリングの効率化のため、2 種類の無人船を運用し、沿岸海域で実証試験を続けている。その取り組みについても報告する。

3. 今後の展望

海洋モニタリングに関する一元化したデータベースは、「放射性物質モニタリングデータの情報公開サイト（EMDB：https://emdb.jaea.go.jp/emdb/）」にて公表を進めている。また、無人船の測定技術開発も進めることで、モニタリングの効率化を目指していく。本研究の一部は、原子力規制庁からの受託事業である、平成 31 年度及び令和 2 年度の放射性物質測定調査委託費（福島県近沿岸海域等における放射性物質等の状況調査）事業の一環として実施されたものである。

参考文献

[1] 原子力規制庁, 総合モニタリング計画, 令和 6 年 3 月 21 日一部改訂

---

*Toshiharu Misonou[1], Yukihisa Sanada[1], Takahiro Nakanishi[1], Yoshimi Urabe[2], Takehiko Shiribiki[3], Madoka Saitou[4] and Hironori Funaki[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]NESI Ltd, [3]Sanyo Techno Marine Ltd, [4]Inspection Development Company Ltd

原子力機構による環境放射能モニタリングの歩みと今後の展望
(7)帰還困難区域内における大気放射能濃度モニタリングと内部被ばく線量率評価

The Progress and Future Prospects of Environmental Radiological Monitoring by Japan Atomic Energy Agency

(7) Aerosol monitoring and assessment of internal dose rates in the difficult-to-return zone.

*阿部 智久[1], 吉村 和也[1], 舟木 泰智[1], 眞田 幸尚[1], 落合 伸也[2], 長尾 誠也[2]

[1]原子力機構, [2]金沢大学

原子力機構では帰還困難区域における吸入による内部被ばく線量率を評価することを目的として、大気浮遊塵モニタリングを継続して実施してきた。本発表では、原子力機構が実施してきた長期的な大気モニタリング結果の解析事例について報告する。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、放射性セシウム、大気浮遊じんモニタリング、再浮遊係数、放射能中央粒径、内部被ばく線量率

1. 緒言

大気浮遊じん中の放射性セシウムの再浮遊は、吸入による長期的な内部暴露の経路の一つとなる可能性が報告されている。そのため、大気浮遊じん中の放射性セシウム濃度及び再浮遊係数の変動傾向を把握することは重要である。また、大気浮遊塵中の放射性セシウム濃度と推定内部被ばく線量は、帰還困難区域の立入制限解除のための重要な情報であり、継続的な測定データに基づく被ばく評価が必要である。

2. 大気モニタリングの解析事例

原子力規制庁は緊急時の放射線モニタリングの一環として、福島第一原子力発電所（１F）事故後に大気浮遊塵中の放射性セシウムのモニタリングを実施しており、ホームページでその結果が公表されている。我々は原子力規制庁が実施する大気モニタリングデータを解析することで、大気中放射性セシウム濃度の変動傾向を評価した[1]。また、原子力機構は内閣府が避難指示区域の解除に向けて実施する放射線防護対策の一環として、避難指示区域内での大気浮遊塵モニタリングを実施している。長期的な大気浮遊塵モニタリングデータを解析するとともに、避難指示区域内での吸入による内部被ばく線量率を推定した。更に、避難指示区域内の大気浮遊塵の粒径分布を調査することで、吸引被ばく線量の評価など放射線防護上において重要なパラメータである放射能中央粒径を評価した。

3. 今後の展望

今後は 2020 年代の避難指示解除が想定される特定帰還居住区域について調査を実施し、内部被ばく線量率の評価などの住民の帰還に資するデータの取得を目指していきたいと考えている。

謝辞

本研究の一部は、内閣府からの受託事業である「帰還困難区域における内部及び外部被ばく線量に関する検討事業」及び金沢大学環日本海域環境研究センター共同研究のもとで実施されたものである。

参考文献

[1] Abe, T., Yoshimura, K., Sanada, Y., (2021) Aerosol Air Qual. Res., 21, p.200636.

*Tomohisa Abe[1], Kazuya Yoshimura[1], Hironori Funaki[1], Yukihisa Sanada[1], Shinya Ochiai[2] and Seiya Nagao[2].

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2] Kanazawa University.

原子力機構による環境放射能モニタリングの歩みと今後の展望 （8）モニタリングデータを活用した外部被ばく線量の評価とその社会適用

The Progress and Future Prospects of Environmental Radiological Monitoring by Japan Atomic Energy Agency

(8) Assessment of external exposure doses using monitoring data and its application to local society

*吉村　和也[1]，阿部　智久[1]，眞田　幸尚[1]

[1]JAEA

福島第一原子力発電所の事故後、空間線量率の分布状況は国の事業として様々な方法でモニタリングされ、避難指示区域の設定等に活用されてきた。原子力機構では事故後の外部被ばく線量評価方法をレビューすると共に、これらモニタリングデータに基づく外部被ばく線量評価手法を開発し、地域社会に還元してきた。本発表では、外部被ばく線量の評価方法やその地域社会への活用事例について紹介する。

キーワード：福島第一原子力発電所, モニタリング, 空間線量率, 外部被ばく線量

1. 緒言

国は 2020 年代をかけて、帰還意向のある住民が帰還できるよう、避難指示解除の取組を進めていくこととしている。原子力規制委員会は、避難指示の解除に際しては住民の被ばく線量を把握・管理すると共に、被ばく線量や健康不安を低減することが重要であると示している。外部被ばく線量は事故後、様々な方法で評価がなされてきた。そのため、これら外部被ばく線量の評価方法について特徴を把握し、地域住民や自治体とのリスクコミュニケーションや被ばく線量の低減に資することが重要である。

2. 事故後に実施されてきた外部被ばく線量評価

従来から行われてきた主な外部被ばく線量の評価方法は、対象（個人／集団）と方法（実測／シミュレーション）という 2 つの要因で分類できる。個人線量計による実測は、実際に受けた外部被ばく線量を評価すること（遡及的評価）ができ、主に政府や自治体による住民への健康不安対策として行われた。また被ばく線量に影響する要因（空間線量率、屋内・外の滞在時間、屋内低減係数など）のばらつきを、シミュレーションにより被ばく線量実測値に反映することで、集団の被ばく線量評価が可能になる。一方、被ばく線量の予測的評価には、上述の各要因をパラメータとした、空間線量率のモニタリングデータに基づくシミュレーションが必要となる。

3. モニタリングデータに基づく生活行動パターンを考慮した被ばく線量評価と地域社会への活用

我々は個人の外部被ばく線量を推定する方法として、滞在箇所の空間線量率を積算し、実効線量換算係数を乗じて推定するシステムを開発してきた。このシステムにより、事故後から現在まで継続的に取得された空間線量率のモニタリングデータに基づき、外部被ばく線量の遡及的な評価の他、避難指示解除前の地域で想定される外部被ばく線量を予測的に評価することが可能である。本システムは住民のリスクコミュニケーションツールの一環とし自治体に導入されている他、評価結果は自治体の除染検証委員会に提供され、特定復興再生拠点の避難指示解除に活かされており、今後の帰還困難区域における避難指示解除に際しても資することが期待される。

---

*Kazuya Yoshimura[1], Tomohisa Abe[1] and Yukihisa Sanada[1]

[1]JAEA

原子力機構による環境放射能モニタリングの歩みと今後の展望 （9）緊急時モニタリング支援システムの開発

The Progress and Future Prospects of Environmental Radiological Monitoring by Japan Atomic Energy Agency (9) Development of Support System for Emergency Monitoring

*舟木 泰智[1]，眞田 幸尚[1]，吉村 和也[1]
[1]日本原子力研究開発機構

原子力機構は、今後の原子力災害の備えとして、東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故対応による環境放射能モニタリングで得られた知見・教訓を反映した包括的なモニタリング支援システムの開発を進めている。本発表では、事故発災後の初期（半年程度）に環境放射能モニタリング結果から判断されるさまざまな意思決定を支援するためのツールの開発状況について報告する。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、放射性セシウム、環境モニタリング、意思決定支援

1. 緒言

1F 事故から 13 年が経過し、事故当初に福島県内の約 12%を占めていた避難指示区域は、現在約 2%までに縮小している。この間、公衆の被ばく線量低減を目的として、様々な環境放射能モニタリングが実行されてきた。我々は、今後の原子力災害の備えとして、1F 事故対応による環境放射能モニタリングで得られた知見・教訓を反映した包括的なモニタリング支援システムの開発を進めている。本発表では、事故発災後の初期（半年程度）に環境放射能モニタリング結果から判断されるさまざまな意思決定を支援する様々なツールの開発状況について報告する。

2. 緊急時モニタリング支援システムの概要

原子力災害発災後の初期、環境放射能モニタリングの結果に基づき、防護区域の設定、農林水産物の出荷・摂取制限の設定、放射性物質汚染対策（除染等の措置）の判断等がなされる。我々は、これらの意思決定に必要な環境放射能モニタリングの情報を迅速かつ効果的に提供するため、いつ・どこで・誰が・何をモニタリングすればよいかといったモニタリング計画の作成を支援するための基盤ツールを構築した。また、モニタリングの結果から除染等の措置を行う範囲を決定するために必要な情報（除染効果・費用・廃棄物量・作業人員/資機材等）を網羅的に提供できる支援ツールも併せて構築中である。いずれのツールも上記の事故初期における様々な放射線防護に係る意思決定を支援するために必要なものであり、この意思決定までの時間短縮が公衆の被ばく線量低減に直結する。

3. 今後の展望

開発中のツールは、1F 事故で得られた知見を用いてその有用性に検証作業を行っているところである。今後は、国内全域の原子力防災に備えた標準ツールとなるように適用可能範囲を拡大していく予定である。

---

*Hironori Funaki[1], Yukihisa Sanada[1] and Kazuya Yoshimura[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

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

Fri. Sep 13, 2024 9:45 AM - 10:35 AM JST | Fri. Sep 13, 2024 12:45 AM - 1:35 AM UTC Room M(Recture RoomsB 2F B202)

[3M01-03] Numerical Simulation 2

Chair:Hitoshi Owada(RWMC)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3M01]

Validation of reactive transport model for evolution of cementitious material(2).

*Ayaka Koike[1], Keisuke Ishida[1], Morihiro Mihara[2], Masahito Shibata[3], Kayo Sawada[3] (1. NUMO, 2. JAEA, 3. Taiheiyo Consultant)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3M02]

Uncertainty analysis on fault scenario using neural network in geological disposal

*HIROYA TOKUSA[1], KEIICHIRO WAKASUGI[1] (1. Tokai University)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3M03]

Assessment of the effect on movement of saltwater-freshwater boundary due to sea-level change on nuclide migration pathways

*Shotaro Takahashi[1], Keiichiro Wakasugi[1] (1. Tokai University)

10:30 AM - 10:35 AM JST | 1:30 AM - 1:35 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

セメント系材料の状態設定に用いる反応輸送解析モデルの妥当性確認（その２）

Validation of reactive transport model for evolution of cementitious material（2）

*小池 彩華[1]，石田 圭輔[1]，三原 守弘[2]，柴田 真仁[3]，澤田 佳代[3]
[1]NUMO，[2]JAEA，[3]太平洋コンサルタント

セメント系材料の状態評価に用いる反応輸送解析モデルの妥当性確認を目的として，セメント系材料試料と接する浸漬溶液の Ca 濃度が一定となる試験体系を構築し，これを対象とした解析結果との比較を行った。

キーワード：地層処分，TRU 廃棄物，セメント系材料，反応輸送解析モデル

1. 緒言

NUMO は処分坑道に使用されるセメント系材料の状態評価を可能とする反応輸送解析モデル[1]を整備してきた。前回発表では，セメント系材料の溶脱領域における I^-と Cs^+の拡散挙動を観察するため，セメント系材料試料を CsI 溶液に一定期間静置した浸漬試験を活用し，この試験体系を簡略化して行った反応輸送解析と浸漬試験で得られた試料の Ca 溶脱領域を対象に比較を行った。解析結果は試験で観察された Ca 溶脱領域よりも過小に評価される結果となった。これは，試験容器の形状等を簡略化した解析体系を用いたことで，試料の境界における浸漬溶液の Ca 濃度を解析上表現できなかったことが一因と考えられた[2]。本発表では境界条件が明確で解析への反映が容易となる，浸漬溶液の Ca 濃度を一定とした試験体系を構築し，解析結果と試験結果の比較を通じた反応輸送解析モデルの妥当性確認について報告する。

2. 実施内容

試料の境界における浸漬溶液の Ca 濃度を一定（= 2.0 mg/dm^3）に保つため，試料と接触する浸漬溶液（純水）を常時交換する試験体系とした（図 1）。この試験体系に普通ポルトランドセメントのペースト硬化体（W/C＝55%）を 14，28，63 日間，室温 20℃で浸漬し，浸漬試料の Ca 濃度分布について電子線マイクロアナライザー（EPMA）を用いて分析を行った。化学反応モデルと物質移行モデルから構成される反応輸送解析モデル（MINARET コード[1]，熱力学データ JAEA-TDB v1.2 を使用）を用いて，この試験体系を，試料と接触する浸漬溶液を Ca 濃度一定，反対側の端面を反射境界とする一次元の解析体系として表現した。使用するパラメータ（平衡定数、拡散係数）の不確実性の範囲内で解析を実施した。解析結果の一例を図 2 に示す。本技術開発で整備した反応輸送解析モデルを用いて，セメント系材料の溶脱領域をより確からしく評価することが可能となった。



図 1　流通型浸漬試験装置の概略

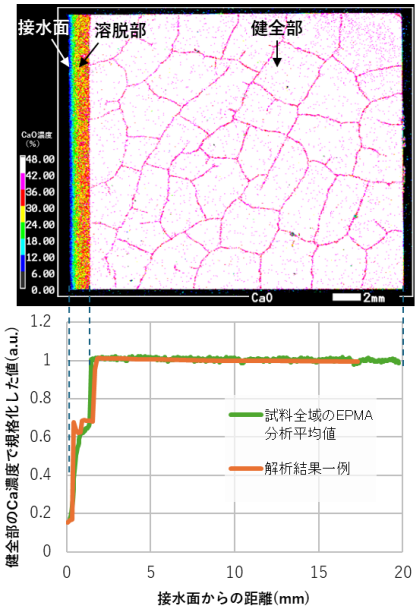


図 2　63 日間浸漬させた試料全域の EPMA 分析結果(上)と解析結果の比較例（下）
(Ca^{2+}の自由水拡散係数 7.93×10^{-10}m^2/s、ポルトランダイトの平衡定数 logK=22.8 のケース)

参考文献

[1] NUMO（原子力発電環境整備機構）（2021）：包括的技術報告：わが国における安全な地層処分の実現－適切なサイトの選定に向けたセーフティケースの構築－，NUMO-TR-20-03.

[2]小池彩華，石田圭輔，浜本貴文，三原守弘（2023）：セメント系材料の状態設定に用いる反応輸送解析モデルの妥当性確認，2023 年秋の大会，1D08.

*Ayaka Koike[1], Keisuke Ishida[1], Morihiro Mihara[2], Masahito Shibata[3] and Kayo Sawada[3].

[1]NUMO, [2]JAEA, [3]Taiheiyo Consultant.

ニューラルネットワークを用いた地層処分の断層シナリオに対する不確実性解析

Uncertainty analysis on fault scenario using neural network in geological disposal.

*木賊　尋也[1], 若杉　圭一郎[1]
[1]東海大学

複数の領域を合わせ持つ断層帯が処分場を横切るシナリオに基づくモデルを作成し、ニューラルネットワークを適用したモンテカルロシミュレーションを通じて、断層の規模や発生時期に関わる不確実性が最大線量に与える影響を評価した。

キーワード：地層処分, ニューラルネットワーク, 核種移行, 線量評価, 断層帯

1. 緒言

地層処分の安全評価は超長期の時間を対象とするため、遠い将来に予期せぬ断層が発生する可能性がある。そのため、断層が発生した場合の影響を把握しておく必要がある。地層処分の断層シナリオに対する既往の安全評価[1]では、断層を単純な一本の亀裂としてモデル化し、断層の発生時期や断層位置等を保守的に設定した上で、代表的な廃棄体のみを対象に断層の影響を評価する簡略的な手法が用いられている。しかし、本来断層の規模や発生時期には不確実性が存在するとともに、これまでの断層の内部構造に関する知見[2]として、岩盤の破砕の度合いにより構造の異なる複数の領域を合わせ持つ断層帯が形成されることが分かっており、断層帯の領域ごとに廃棄体が受ける影響が異なると考えられる。そのため本研究では断層帯の構造を考慮した核種移行モデルを構築するとともに、断層の発生時期や位置の不確実性を考慮した解析を行うことで、これらの不確実性が最大線量に与える影響を評価することを目的とする。

2. 解析方法

本研究の概念モデルを図１に示す。ここでは 2km×2km の正方形の処分場に 40000 体の廃棄体が処分されると仮定した。また処分場を、日本の活断層における現地調査の結果[2]を参考に断層帯を構成する断層ガウジ帯、断層角礫帯、割れ目帯に加え、断層の影響を受けない健全な母岩の４つの領域に区分し、各領域の特性をもとに、位置する廃棄体が受けるバリア機能への影響を考慮した核種移行モデルを作成した。なお、断層角礫帯と割れ目帯については、既往の文献[3]を参考に、その幅をマグニチュード応じて変化させた。また生活圏への移行については、既往の研究[4]より断層角礫帯の透水性が最も高いことから、断層角礫帯を多孔質媒体と仮定したうえで、どの領域に位置する廃棄体も断層角礫帯を通り地表へ移行すると仮定した。その後、このモデルを用いて計算負荷を抑えつつ多種多様な断層の影響を評価するため、ニューラルネットワーク(以下 NN とする)による機械学習を用いた。具体的には断層の規模、発生時刻、処分場に直撃した断層長さ(X1、X2、Y2 より算出)を、不確実性パラメータとした。この時、断層は必ず処分場を横切るという保守的な設定とした。その後、各不確実性パラメータをランダムに設定した 50 個の教師データ(内５個はテストデータとして利用)について、「GoldSim」にて核種移行解析を行った。その後、教師データの結果をもとに最大線量を導出する予測式を NN にて構築するとともに、テストデータによりその妥当性を確認した。また、この予測式をもとにモンテカルロシミュレーション（試行回数 1,000）を行い、この結果を用いた感度解析により不確実性パラメータの最大線量への影響を分析した。

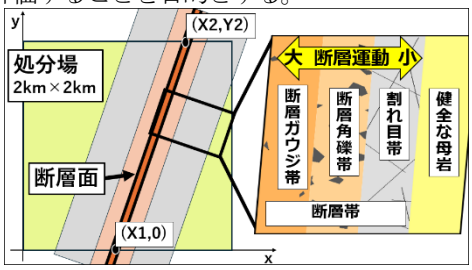


図１ 概念モデル

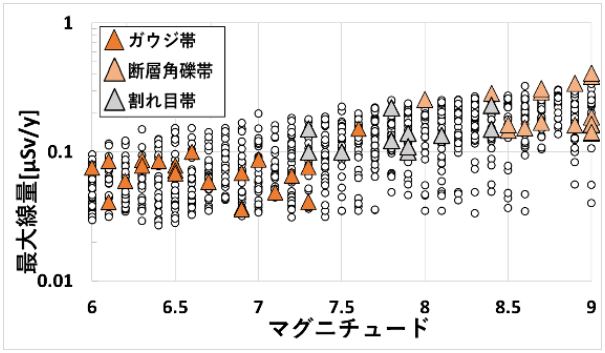


図２ マグニチュードに対する最大線量

3. 結果・結論

モンテカルロシミュレーションによるマグニチュードに対する最大線量の散布図を図２に示す。図２より最大線量は 0.02～0.4[μSv/y]の範囲に分布していることが分かる。この値は断層シナリオに対する既往の安全評価[1]における最大線量(27～160[μSv/y])に比べ低い値となっている。これは、既往の安全評価では断層が直撃した廃棄体からの核種の移行は母岩や断層中での移行遅延を考慮せず直接生活圏へと流入するのに対し、ここでは断層を多孔質媒体と仮定して、すべての廃棄体がこの断層中を移行し、移行遅延の影響を受けるためである。また、図２において教師データを用いて各ケースの最大線量に最も寄与する領域（以下「支配領域」）を示した。その結果、支配領域はマグニチュードにより異なり、M7.2 以下ではガウジ帯が、M7.2～M8.4 では割れ目帯が、M8.4 以上では断層角礫帯が支配領域となった。断層角礫帯、および割れ目帯の領域の幅はマグニチュードに依存するため、M7.2 以下では断層角礫帯や割れ目帯に位置する廃棄体が少ないことに起因して、ガウジ帯が支配領域となった。一方、M7.2 以上では、断層角礫帯や割れ目帯に位置する廃棄体が多くなり、ガウジ帯に位置する廃棄体からの寄与は相対的に小さくなった。特に、M7.2～M8.4 では割れ目帯に位置する廃棄体が最も多くなり、最大線量への寄与も大きくなる。断層角礫帯と割れ目帯に位置する廃棄体の移行率は、１本当たりで考えると断層角礫帯の方が高いが、本数の違いを考慮すると領域からの線量の大小関係が逆転するため、割れ目帯に位置する廃棄体からの寄与が大きくなったと考えられる。なお M8.4 以上では、断層角礫帯に位置する廃棄体の数が増加し、１本当たりの廃棄体からの寄与も大きいことから断層角礫帯が支配領域となっている。以上のことから、最大線量に対する断層帯の各領域からの寄与はマグニチュードによって異なり、破砕の影響に応じて複数の領域を設定して評価することの必要性が示唆された。

参考文献

[1] JNC(1999),地層処分研究開発第２次とりまとめ,JNC-TN1400 99-023　[2] Lin and Yamashita(2013),Journal of Structural Geology, 57 , pp1-15　[3] 金折(2001),応用地質 41, 6 , pp323-332　[4]NUMO(2021),包括的技術報告書, NUMO-TR-20-03

*Hiroya Tokusa[1] , Keiichiro Wakasugi[1]
[1]Tokai Univ.

海水準変動による塩淡境界の移動が核種移行経路に及ぼす影響評価

Assessment of effect on movement of saltwater-freshwater boundary due to sea-level change on nuclide migration pathways

*髙橋　正太朗[1]，若杉　圭一郎[1]

[1]東海大学

沿岸部の地下水環境は、海水系・降水系の二種類の地下水によって形成される塩淡境界が存在し、さらに海水準変動による時間変化も伴うことによって複雑な特性を持っている。そこで、本研究では、海水準変動を考慮した密度流解析を実施することにより、上記の特性が核種移行経路に及ぼす影響について評価した。

キーワード：地層処分，沿岸部，海水準変動，密度流解析，粒子追跡線解析

1. 緒言

沿岸部は、動水勾配が小さいことによって地下水流れが緩慢であることや、放射性廃棄物の輸送面でも好ましい地域であることから、地層処分に適した環境であると考えられている。しかし、海水系・降水系の二種類の地下水によって形成される塩淡境界や、塩分密度の差によって生じる密度流、さらにはこれらに海水準変動による地下水流動の時間変化も伴うことにより核種の移行経路が複雑に変化するため、場合によっては核種の移行が促進される可能性がある。そこで、本研究では、海水準変動を考慮した密度流解析を行うことによって、地下水流動や塩淡境界の変化を把握すると共に、それらが核種移行経路に及ぼす影響を評価することを目的とする。

2. 解析方法

本解析では、一種類の岩種（透水係数:1.0×10^{-7}[m/s] 間隙率:2[%]）からなる陸域・大陸棚・大陸傾斜で構成された単層の鉛直二次元モデル[1]（図1）を作成した。陸域及び大陸棚の深度1000 mにそれぞれ処分場が存在するケースを想定し、Dtransu-2D・ELを利用して海水準変動を考慮した密度流解析を行った。海水準変動の周期は、海退7万年、海進2万年とした。また、核種移行経路の評価のため、処分場を発生源として1.4万年おきに粒子を移行させる粒子追跡線解析も行った。粒子追跡線解析においては、海水準変動の影響評価について、粒子が発生する各時間断面での塩淡境界の位置からの評価と連続的な塩淡境界の移動を考慮した評価とでは移行経路の変化に違いが生じると考えられる。このため、実際の連続的な塩淡境界の時間変化が移行中の粒子に及ぼす影響を考慮し、地表面に粒子発生時での固定境界を与えた固定モデルに加え、海水位変化に応じた時間変動境界を与えることで連続的な塩淡境界の移動を再現した移動モデルの二つの解析を行った。さらに、固定モデルを基準とした移動モデルとの結果の相対比をもって、双方の評価の保守性について検討した。

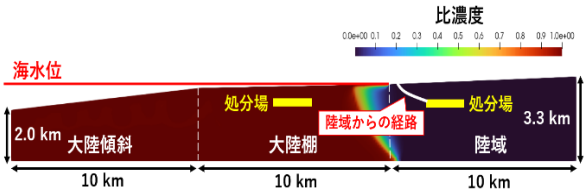


図 1，沿岸部モデルと陸域の処分場からの経路

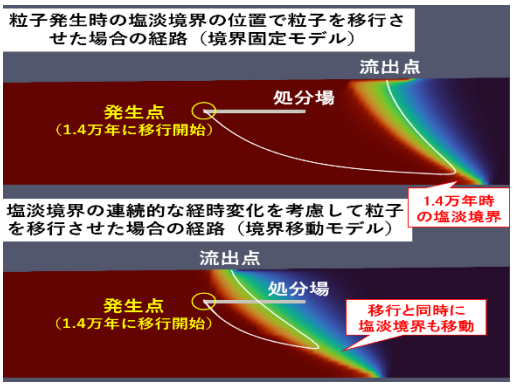


図 2，1. 4 万年に発生した粒子の核種移行経路の比較（上：固定モデル　下：移動モデル）

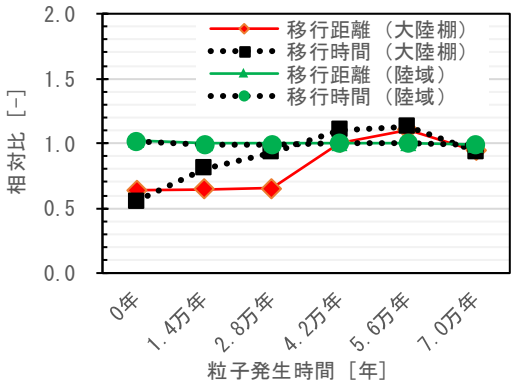


図 3，大陸棚及び陸域の処分場を対象とした核種の移行距離・時間（固定・移動モデルの相対比）

3. 結果・考察

図 3 に 1.4 万年おきに粒子を発生させたそれぞれの時間での固定モデルと移動モデルで得られた移行時間・距離の相対比を示した。陸域の処分場では、両モデル共に粒子が図 1 で示すような地表へ斜め向きに移行する同じ経路を辿ったため、相対比が 1.0 倍と差がほぼ無かった。対して、大陸棚に処分場を想定したケースでは、発生点が塩水域中である時（約 2.8 万年時まで）は図 2 に示すように、移動モデルにおいて海水準変動の海退により塩淡境界が処分場に接近するため、発生した粒子が塩淡境界に沿って移行し、固定モデルよりも移行時間・移行距離が短かくなった（図 3 参照）。しかし、4.2 万年以降の発生点が淡水域になる陸化後では、5.6 万年で陸化前とは差は小さいものの相対比が 1.1 倍と、固定モデルが保守的になるような変化が見られた。以上から、本モデルの条件においは、海底下の大陸棚での海退時では、移動モデルに対して固定モデルが非保守的となるような変化が見られたが、大陸棚の陸化後は上記の時とは比べて差は小さいものの両者の保守性が逆転するような変化になることを把握した。今後は、これらの違いが核種移行解析に与える影響を評価していく予定である。

参考文献

[1] 産業技術総合研究所他:“平成 28 年度 地層処分技術調査等事 沿岸部処分システム高度化開発報告書”（平成 29 年 6 月）, p303-306

*Shotaro Takahashi[1], Keiichiro Wakasugi[1]
[1]Tokai Univ.

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies：401-3 Reactor Design, Construction and Examination of Nuclear Power Station, Aseismatic Design, Nuclear Ship

Fri. Sep 13, 2024 9:45 AM - 11:55 AM JST | Fri. Sep 13, 2024 12:45 AM - 2:55 AM UTC Room I(Recture RoomsB 1F B103)

[3I01-08] Reactor Design, Nuclear Power Plant Construction and Seismic Resistance

Chair:Tetsuo Matsumura(PowerM)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3I01]

Technical Demonstration for NuScale "VOYGR™"

(8) Structural Feasibility Study of Reactor Building Modularization and its technical challenge during construction

*Ryo Kitajima[1], Yasutomi Morimoto[1], Yuki Sato[1], Kenji Yamane[1], Shunji Kataoka[1], Fumitaka Sukawa[2], Kota Ibuki[2], Daisuke Koike[3], Paul Boyadjian[4] (1. JGC corporation, 2. Obayashi corporation, 3. IHI corporation, 4. NuScale Power)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3I02]

Technical Demonstration for NuScale "VOYGR™"

(9) Evaluation for Nuclear-Hydrogen Production with NuScale VOYGR™

*Ryuki Tahara[1], Keisuke Narita[1], Amy Kozel[2], Luis Eduardo DePavia[2], Yasutomi Morimoto[1], Daisuke Koike[3], Paul Boyadjian[2] (1. JGC, 2. NuScale Power, 3. IHI)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3I03]

Technical Demonstration for NuScale "VOYGR™"

(10) Engineering and manufacturing technology study on reactor components

*Yasumasa Ayuzawa[1], Ryoji Osafune[1], Daisuke Koike[1], Yasutomi Morimoto[2], Paul Boyadjian[3] (1. IHI, 2. JGC, 3. NuScale Power)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3I04]

Proposal of New Structural Design to Improve Seismic Resistance of Cable Racks

Part 1: Outline of Research and Experimental Plan

*Osamu Furuya[1], Tsuyoshi Fukasawa[1], Satoshi Fujita[1], Shuya Akaiwa[1], Kazuma Nishiwaki[2], Hisashi Misumi[2] (1. Tokyo Denki University, 2. KANDENKO CO., LTD.)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[3I05]

Proposal of New Structural Design to Improve Seismic Resistance of Cable Racks

(2)Part 2: Verification of Seismic Response Based on Vibration Experiments with Bidirectional Horizontal Input

*Shuya Akaiwa[1], Tsuyoshi Fukasawa[1], Osamu Furuya[1], Takaki Aeba[1], Satoshi Fujita[1], Kazuma Nishiwaki[2], Hisashi Misumi[2] (1. Tokyo Denki University, 2. KANDENKO)

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

[3I06]

Proposal of New Structural Design to Improve Seismic Resistance of Cable Racks

(3) Part 3: Discussion of Vibration Characteristics using Running Response Spectrum

*Tsuyoshi Fukasawa[1], Osamu Furuya[1], Takaki Aeba[1], Shuya Akaiwa[1], Satoshi Fujita[1], Kazuma Nishiwaki[2], Keisuke Izumi[2] (1. Tokyo Denki University, 2. Kandenko)

©Atomic Energy Society of Japan

11:15 AM - 11:30 AM JST | 2:15 AM - 2:30 AM UTC

[3I07]

Soil-Structure Interaction Analysis for Concrete Structures

(1) Structural Nonlinearity for RC and SC Structures

*Yuki Sato[1], Ma Ella Candice Mag-Alasin[1], Dan M. Ghiocel[2], Shunji Kataoka[1], Yasutomi Morimoto[1] (1. JGC Corporation, 2. GP Technologies Inc.)

11:30 AM - 11:45 AM JST | 2:30 AM - 2:45 AM UTC

[3I08]

Soil-Structure Interaction Analysis for Concrete Structures

(2) Comparison of Japanese and US Standards for Structural Nonlinearity of SC Structures

Yuki Sato[1], *Ma Ella Candice Mag-alasin[1], Dan M. Ghiocel[2], Shunji Kataoka[1], Yasutomi Morimoto[1] (1. JGC Corporation, 2. GP Technologies Inc.)

11:45 AM - 11:55 AM JST | 2:45 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

NuScale “VOYGR™”の開発実証
（8）原子炉建屋モジュール工法の構造成立性確認並びに現地施工課題

Technical Demonstration for NuScale “VOYGR™”

(8) Structural Feasibility Study of Reactor Building Modularization and its technical challenge during construction

*北島遼[1]，森本泰臣[1]，佐藤友喜[1]，山根建治[1]，片岡俊二[1]，須川史崇[2]，伊吹豪太[2]，小池大介[3]，Paul Boyadjian[4]

[1]日揮グローバル，[2]大林組，[3]IHI，[4]NuScale Power

日揮グローバルが一部プラントに採用しているモジュール工法は、プラント設備を建設現場に比較し設備・人員が整っている場所で製作することにより、建設現場におけるリスクを先取りし、対策が講じやすくなること、建設現場における作業量の低減により現地建設工期の短縮が図れるメリットがある。

競争力向上を目的に日揮グローバルは NuScale VOYGR™ の原子炉建屋にモジュール工法の適用を検討しており[1]、本稿では検討中の建屋モジュールの構造強度面での成立性確認状況を説明するとともに、建屋モジュール現地建設時の技術的課題に触れる。

キーワード：SMR, NuScale, VOYGR™, Modularization, EPC, SC Panel, NExIP

1. 緒言

モジュール工法は在来工法と比較し輸送・据付対象設備が大型となり、支持構造物の構造強度が工法の成否に直結することから検討中の建屋モジュールの評価を有限要素法により行った。また、本検討の建屋モジュールは支持構造物（建屋躯体）として鋼板コンクリート構造（SC 構造）を採用していることに新規性があり、技術的課題の所在を明確にするため、現地建設時の施工手順毎に検討を行った。

2. 建屋モジュール構造強度成立性確認状況

有限要素法を用いて建屋モジュールの弾性応力解析を据付時（コンクリート打設時)、海上輸送時、吊り上げ時の 3 ケース行い構造強度面の確認を行った。固定荷重、積載荷重、輸送時荷重、風荷重を考慮し解析により算出された応力が許容値に収まることを確認した。本解析結果より製作現場～現地据付時（コンクリート打設時）までの期間における建屋モジュール構造強度面成立性で一定の見通しが得られた。

3. 建屋モジュール現地建設時の技術的課題

現地建設時の施工手順毎に課題の抽出を行った。一例として現地据付後のコンクリート打設がある。特に、フル SC 床はコンクリート打設面が鋼板に覆われていることから適切にコンクリートが充填、締固めされているか確認することができないという課題がある。本課題を解決するため、コンクリート流動性確認、コンクリート充填性確認を要素試験として実施した上でフルサイズモックアップ試験を実施する計画としている。

謝辞

本稿は、経済産業省資源エネルギー庁補助事業「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」の成果の一部を紹介したものである。関係各位のご厚誼に対し、深く感謝の意を表す。

参考文献

[1] 日本原子力学会 2023 年秋の大会, NuScale “VOYGR™” の開発実証 (7) 原子炉建屋モジュール工法向け構造及び施工検討

---

*Ryo Kitajima[1], Yasutomi Morimoto[1], Yuki Sato[1], Kenji Yamane[1], Shunji Kataoka[1], Fumitaka Sukawa[2], Kota Ibuki[2], Daisuke Koike[3], Paul Boyadjian[4]

[1]JGC Corporation, [2]Obayashi Corporation, [3]IHI Corporation, [4]NuScale Power, LLC

NuScale "VOYGR™"の開発実証
（9）NuScale VOYGR™ を用いた原子力水素製造検討

Technical Demonstration for NuScale "VOYGR™"

(9) Evaluation for Nuclear-Hydrogen Production with NuScale VOYGR™

*多原 竜輝[1], 成田 佳祐[1], Amy Kozel[2], Luis DePavia[2], 森本 泰臣[1], 小池 大介[3], Paul Boyadjian[2]

[1]日揮グローバル, [2]NuScale Power, [3]IHI

VOYGR™ と SOEC を用いた水素製造設備を統合したプラントをモデル化し、プロセスシミュレーションを実施した。シミュレーションの結果、統合プラントによる水素製造は VOYGR™ 単独による発電よりも熱効率の観点から優れていることが明らかとなった。

キーワード：SMR, NuScale, VOYGR, カーボンニュートラル, 原子力発電所の機動性, 水素製造, NExIP

1. 緒言

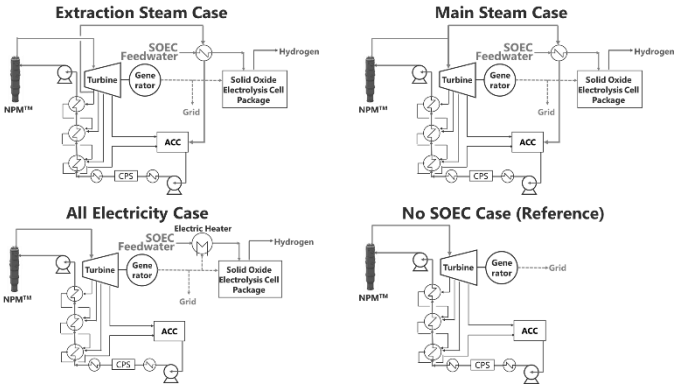
NuScale VOYGR™ をはじめとした小型モジュール式原子炉（SMR）は電力供給のみならず、その設計思想とサイズを活かした非電力用途での活躍が期待されている。特に気候変動対策を目的に、熱と電力を加えることで水素を製造できる固体酸化物電解セル（SOEC）と組み合わせたカーボンフリー水素を製造する用途が注目を集めている。一方で SOEC を用いた大規模水素製造設備は 2024 年時点で実用例が少ないことから、SMR と組み合わせた統合プラントを評価した事例は少ない。本稿では VOYGR™ と SOEC を用いた水素製造設備を統合したプラントをモデル化し、プロセスシミュレーションを通じてその特徴と有用性を検討した。

2. 実施内容

本稿では下図に示す 4 ケースの統合プラント案をモデル化した。各ケースで異なる点は SOEC を用いた水素製造設備への熱供給の方法である。Extraction Steam Case ではタービン抽気を、Main Steam Case では VOYGR™ の主蒸気を熱源として利用する。All Electricity Case では VOYGR™ からは電力のみを供給し必要な熱はすべて水素製造設備内のヒーターで賄う。これらのモデルに対しプロセスシミュレーション（AVEVA Process Simulation, APS）を実施した。また、シミュレーションを通じて各統合プラントの熱効率を求めた。

3. 結果

シミュレーションの結果、Extraction Steam Case の熱効率は Main Steam Case よりも高い。一方で Main Steam Case は Extraction Steam Case よりも約 1.4 倍水素製造効率が高く、VOYGR™ に備わっているタービンバイパスラインを活用することで追加設備を最小限にできるなど、設計や運用面での利点が明らかとなった。また統合プラントによる水素製造は、SOEC の電解効率によっては、VOYGR™ 単独で発電する場合よりもプラントの熱効率が優れることが示された。



4. 謝辞

本稿は，経済産業省資源エネルギー庁補助事業「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」の成果の一部を紹介したものである。関係各位のご厚誼に対し、深く感謝の意を表す。

---

*Ryuki Tahara[1], Keisuke Narita[1], Amy Kozel[2], Luis DePavia[2], Yasutomi Morimoto[1], Daisuke Koike[3], and Paul Boyadjian[2]

[1]JGC, [2]NuScale Power, [3]IHI

NuScale “VOYGR™”の開発実証
（10）原子炉機器の設計・製造技術検討

Technical Demonstration for NuScale “VOYGR™”

(10) Engineering and manufacturing technology study on reactor components

*鮎澤 康正[1]，長船 亮司[1]，小池 大介[1]，森本 泰巨[2]，Boyadjian Paul[3]

[1]IHI，[2]日揮グローバル，[3]NuScale Power

VOYGR™は一体型設計の原子炉 NuScale Power Module（以下、NPM）を採用した原子力発電所である。NPM の主要機器である格納容器（CNV）の製造技術開発経過を報告する。

キーワード：SMR，NuScale，VOYGR，設計製造技術

1. 緒言

CNV の耐圧部材には、高強度マルテンサイト系ステンレス鋼および窒素強化オーステナイト系ステンレス鋼が使用されている。これらの材料は大型容器への適用実績が無いため、溶接・検査技術に関する評価を行っている。高強度マルテンサイト系ステンレス鋼と窒素強化オーステナイト系ステンレス鋼の異材溶接部の継手性能を調べるため、様々な溶接プロセスで試験体を作製し評価試験を行った。

2. 原子炉機器の設計・製造技術検討

2-1. 試験体の作製

高強度マルテンサイト系ステンレス鋼に窒素強化オーステナイト系ステンレス鋼相当の溶接材料をバタリング溶接し、溶接後熱処理（PWHT）を実施した後、継手溶接を行った。サブマージアーク溶接（SAW）、100%Ar シールドガスを用いたガスメタルアーク溶接（GMAW）、ガスタングステンアーク溶接（GTAW）の３種の溶接プロセスにより異材溶接試験体を作製した。

2-2. 機械試験

引張試験、側曲げ試験、硬さ試験、シャルピー衝撃試験を実施した。SAW と GMAW により作製した試験体の溶接部は、各試験にて基準値を満足する結果を示した。GTAW についてはバタリング溶接部において靭性値が基準値を下回る結果を示した。GTAW によるバタリング溶接部は、SAW と GMAW を適用したものに比べ硬度が高いことが確認され、この結果は、一般に硬度が高いほど靭性値が低くなる傾向と一致する。

2-3. 微細構造分析

電子線後方散乱回折を用いて、溶接部の微細構造の観察と相分布の測定を行った。一般に、オーステナイト系ステンレス鋼の溶接材は溶接割れを防ぐため 5～10%のデルタフェライトが含まれており、デルタフェライト相は長時間の PWHT を受けると σ 相へ変態し材料の靭性の低下を招くことが知られている。各溶接プロセスにおいて、バタリング溶接部（PWHT あり）と継手溶接部（As weld）の間に σ 相の体積分率に有意な差はないことが確認された。これより、PWHT による σ 相への変態は起きなかったものと考えられる。

謝辞

本稿は、経済産業省資源エネルギー庁補助事業「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」の成果の一部を紹介したものである。関係各位のご厚誼に対し、ここに記し、深く感謝の意を表す。

---

*Yasumasa Ayuzawa[1], Ryoji Osafune[1], Daisuke Koike[1], Yasutomi Morimoto[2] and Paul Boyadjian[3]

[1]IHI, [2]JGC, [3]NuScale

ケーブルラックの耐震性向上に向けた新たな構造形式の提案
（1）その 1　研究概要と実験計画

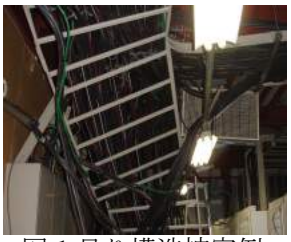
Proposal of New Structural Design to Improve Seismic Resistance of Cable Racks
(1) Part 1: Outline of Research and Experimental Plan

*古屋 治[1]，深沢 剛司[1]，藤田 聡[1]，赤岩秀哉[2]，西脇 一真[3]，三角 久[3]
[1]東京電機大学，[2]東京電機大学大学院，[3]関電工

抄録：構造減衰の小さな産業施設では，東北地方太平洋沖地震のような継続時間の長い地震による繰り返し荷重での疲労損傷が多発し，産業施設のシステム機能が停止する要因となった．ここでは，長継続時間地震時の特徴的な被害の一つであるケーブルラックの地震時機能維持性能向上のための新たな構造形式を提案し，要素試験，振動試験，応答解析などから開発を進めた研究概要と実験計画をまとめる．
キーワード：産業施設，ケーブルラック，耐震性向上，振動実験，応答解析

1. 緒言

近年の大地震により機械構造物の機能維持性能の脆弱性が顕在化している．特に，継続時間の長い地震入力時に多発する図１のような吊り形式の構造物の被害に着目する．本研究では，産業施設のシステム機能維持に重要な役割を担うケーブルラックの地震時の機能維持性能向上を目的とした新たな構造形式を提案する．その１では，研究概要と実験計画をまとめ，その２で振動実験からの提案構造の実装可能性を検証し，その３で提案手法の構造健全性メカニズムについて考察する．


図 1 吊り構造被害例

2. ケーブルラックの被害事例と被害要因分析

2011 年東北地方太平洋沖地震での電気設備に関する被害(1)のうち 68%に当たるケーブルラックの破損形態は，吊りボルトの破断（固定側）による荷重支持機能の喪失，もしくは大変形での付け部の脱落や吊りボルトの永久変形による荷重支持機能の喪失である．本地震動では吊りボルトの長短に関わらず被害が多数報告され，要因は，長時間の揺れによる吊りボルトの低サイクル疲労破壊が指摘されている(2)．また，2016 年の内陸型地震である熊本地震においても，空調機の吊りボルトの破断（固定側）が確認(3)されており繰返し変形が少ない場合でも吊りボルト端部に大きな応力が生じ少ない繰り返し数でも破断に至ることを確認した．当該被害要因を詳細に分析するため，三次元 FEM モデルを用いた解析を実施し，比較的小さな荷重であっても接合端部の表面に生じる応力は軟鋼の降伏点近傍となることを確認した．これは加速度レベルが小さな地震動であっても，繰返し変形による低サイクル疲労により取り付け部の損傷や脱落等が想定できる．

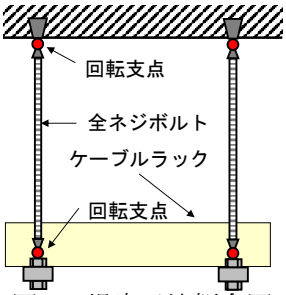


図 2　提案手法概念図

3. ケーブルラックの地震時機能維持性能向上のための研究計画

地震時のケーブルラックの応答低減のために考慮すべき構造の要求性能事項は，荷重伝達経路となる吊りボルト端部に生じる応力を低減可能な構造，大きな変形に対応可能な構造，固有振動数の変動に前２項に対応可能な構造である．このため，本研究では，端部（取り付け部を含む）に生じる応力低減と繰り返し変形耐力向上を満足する方法として，図２に示すように吊りボルト両端に回転を許容する支点を導入し，吊り構造としての明瞭な固有振動数をもたない振動系とすることを検討する．図３に研究計画を示す．

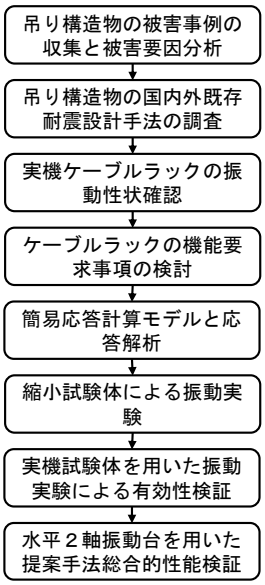


図 3　研究計画

4. 結論

ケーブルラックの地震時被害と要因分析より地震時機能維持性能向上のための要求性能事項を検討し，具現化するための機構を提案した．また，提案手法の総合的性能検証までの研究開発工程を計画した．

参考文献

(1) 須藤諭，電気設備の被害，第 60 回東北環境設備研究会 / シンポジウ,『東日本大震災・建築設備被害報告と今後に向けて』, pp.9-11, 2012 年 3 月.
(2) 志津えりか，他 3 名，事業継続計画策定における建築設備の地震リスクに関する研究(第 3 報)天吊り機器の地震被害からみた吊りボルトの耐久性に関する実験と地震リスク，空気調和・衛生工学会大会学術講演論文集,2013 年 9 月

* Osamu Furuya[1], Tsuyoshi Fukasawa[1], Satoshi Fujita[1], Shuya Akaiwa[2], Kazuma Nishiwaki[3] and Hisashi Mistui[3]
[1]Tokyodenki Univ., [2]Graduate School of Tokyo Denki Univ., [3]Kandenko

ケーブルラックの耐震性向上に向けた新たな構造形式の提案
（２）その２　水平２方向入力による振動実験に基づく地震応答の検証

Proposal of New Structural Design to Improve Seismic Resistance of Cable Racks
(2) Part 2 Verification of Seismic Response Based on Vibration Experiments
with Bidirectional Horizontal Input

*赤岩　秀哉[1]，深沢　剛司[2]，古屋　治[2]，饗庭　天暉[1]，藤田　聡[2]，西脇　一真[3]，三角　久[3]
[1]東京電機大学大学院，[2]東京電機大学，[3]関電工

抄録：提案構造の実機への適応性を検証するため，水平２軸の振動台を用いて加振実験を実施した．その結果，従来構造では取り付け部（全ねじ）に残留変位が生じたが，本提案構造では残留変位が認められず，繰り返し載荷に対する耐性が高いことが示された．また，ケーブルラックの形状によらず，本構造による応答加速度の低減効果が確認された．

キーワード：耐震性，ケーブルラック，建物内設備，回転支持

1. 緒言

その１では，ケーブルラックの耐震性向上を図るため，ピン構造を用いた新たな構造形式を提案した．その２では，提案構造の実機への適用性を検証するため，水平２軸の振動台を用いて加振実験を実施した．提案構造の有効性を検証するため，従来構造についても同一条件で加振を行った．また，実機では様々な形状が想定されることから，本実験でも直線部のみの場合（以下，I 型と称す）とコーナー部を設けた場合（以下，L 型と称す）を対象にそれらのケーブルラックの応答加速度と応答変位を計測した結果について述べる．

2. 実大実験

2-1. 実験条件

加振実験では，2 方向入力を含む地震波を用いて加振した．ケーブル敷設時の荷重を模擬するため，三本のダミーウェイト（600 kg）を積載した．試験体の形状を図 1 に示す．L 型のコーナー部には拘束を回避するため，ボールジョイントを 2 箇所設置した．

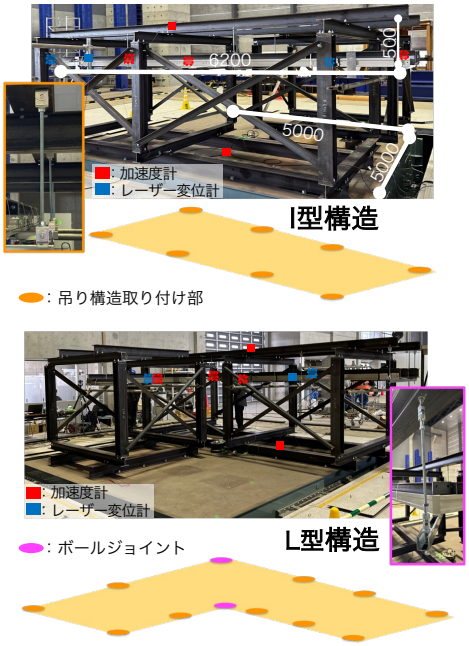


図 1 I 型と L 型の形状

2-2. 実験結果

I 型を対象に告示 Random 位相を入力して得られた応答加速度を図 2 に示す．従来構造には有意なスパイク状の応答加速度が生じているが，提案構造にはこの傾向は認められず，相対的に応答加速度が小さくなっている．これはケーブルラックや取り付け端部に作用する地震荷重が低減していることを意味する．本提案構造の応答変位については地震荷重を受け流す構造を取り入れていることにより，従来構造と比較して大きくなる．しかし，従来構造では I 型・L 型の形状によらず，多くの加振ケースで残留変位が計測されたが，提案構造については有意な残留変位は認められず，繰返し載荷に対する耐性も高いことが確認された．

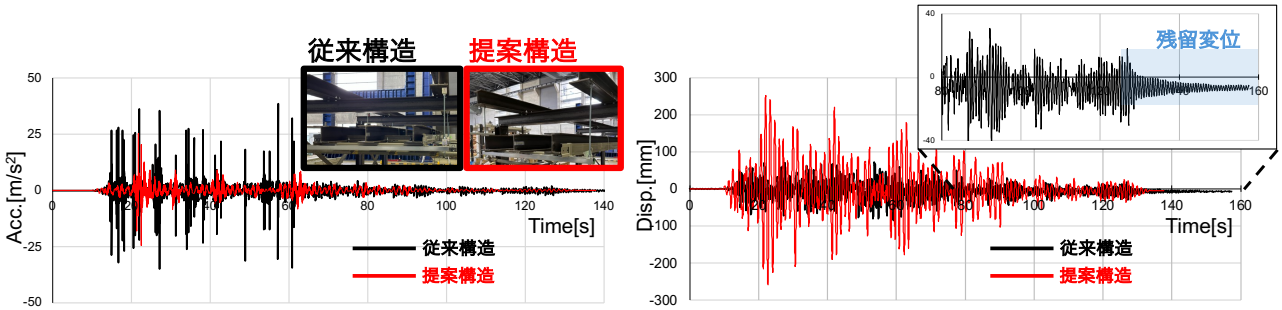


図 2　I 型のラック形状を対象とする告示ランダム位相 フィルター波（5Hz）

3. 結論

水平２軸の振動台を用いて加振実験を実施した結果，従来構造は荷重の支持部に残留変位が生じたが，提案構造ではこれは確認されず，繰返し載荷に対する耐性が高いことが示された．また，ケーブルラックの形状によらず，ラックに作用する地震荷重の低減効果が確認された．

*Shuya Akaiwa[1], Tsuyoshi Fukasawa[2], Osamu Furuya[2], Takaki Aeba[1], Satoshi Fujita[2], Kazuma Nishiwaki[3]and Hisashi Misumi[3]
[1]Graduate School of Tokyo Denki Univ., [2]Tokyo Denki Univ., [3]KANDENKO

ケーブルラックの耐震性向上に向けた新たな構造形式の提案
（3）その 3　Running 応答スペクトルを用いた振動特性の考察

Proposal of New Structural Design to Improve Seismic Resistance of Cable Racks
(3) Part 3 Discussion of Vibration Characteristics using Running Response Spectrum

*深沢 剛司[1]，古屋 治[1]，饗庭 天暉[2]，赤岩秀哉[2]，藤田 聡[1]，西脇 一真[3]，泉 敬介[3]
[1]東京電機大学，[2]東京電機大学大学院，[3]関電工

抄録：実大規模のケーブルラックを対象に提案構造と従来構造の地震時の振動特性を Running 応答スペクトルにより考察した．従来構造の荷重支持部に破断が伴う加振においても，本提案構造では損傷はなく，幅広い固有周期領域で地震応答低減が可能となる．さらに，加振時における従来構造の固有周期の伸長と破断の関係を Running 応答スペクトルで捉えることに成功した．
キーワード：実大規模のケーブリングラック，振動特性，Running 応答スペクトル，地震応答低減

1. 緒言

時間情報を付与した応答スペクトル（Running 応答スペクトル）を用いて，提案構造と従来構造の地震応答性状を考察する．ここでは，実大規模のケーブルラックを対象に大型の振動台を用いて得られた加振データ（従来構造で残留変位が確認されたデータ）を用いて両者の応答加速度–固有周期–時間関係を明らかにする．

2. Running 応答スペクトルを用いた地震時の振動特性の検証

告示 Random 位相と告示 El Centro NS 位相を入力として，ケーブルラック中央（吊り長さ 500 mm の場合）で計測した応答加速度を用いて作成した Running 応答スペクトルを図 1 に示す．提案構造と従来構造の振動特性は以下となる．

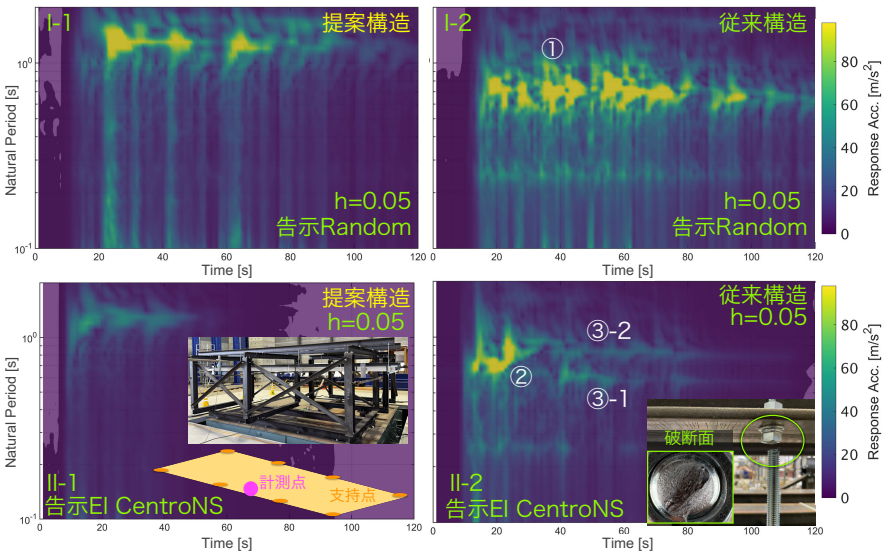


図 1 Running 応答スペクト（加速度–固有周期–時間）

提案構造：提案構造の主要な固有周期成分は 1.3 秒近傍であり，それよりも小さな固有周期領域では有意な応答加速度は認められない．また，告示 Random 位相を入力後に実施した告示 El Centro NS 位相を入力した際も主要な固有周期成分に変化は生じていない．

従来構造：従来構造の主要な固有周期成分は 0.7 秒近傍となり，提案構造と比較して相対的に低い．また，それよりも低い固有周期領域（高振動数領域）で提案構造よりも大きな加速度が生じている．地震応答時の固有周期の変化に着目すると，40 秒近傍（①）で 80 m/s² を上回る加速度と固有周期の増加が確認できる．これは剛性低下が生じていることを意味し，残留変位にも起因するものと解釈できる．さらに，その後に加振した告示 El Centro NS 位相の入力では，ケーブラックの荷重支持部で全ねじが破断している．これを Running 応答スペクトルでみると，応答加速度の増加（②）とともに，固有周期の有意な伸長が認められる．これが破断点であると解釈される．これ以降，主成分の応答（破断以前の主成分③–1）に加え，新たな応答成分（③–2）が 0.9 秒近傍の固有周期で励起しており，破断により固有周期が変化している．

以上の結果から，従来構造では荷重支持部の破断に至る加振状況下においても，提案構造には損傷はなく，かつ幅広い固有周期領域で応答加速度の低減が期待できることが明らかとなった．

3. 結論

従来構造で荷重支持部の破断に至る地震荷重に対しても，提案構造はケーブルラックの構造健全性を確保しながら，低固有周期領域（高振動数領域）を含む幅広い固有周期領域で応答加速度の低減が期待できる．

*Tsuyoshi Fukasawa[1], Osamu Furuya[1], Takaki Aeba[2], Shuya Akaiwa[2], Satoshi Fujita[1], Kazuma Nishiwaki[3] and Keisuke Izumi[3]
[1]Tokyodenki Univ., [2]Graduate School of Tokyo Denki Univ., [3]Kandenko

コンクリート構造物の地盤・構造連成解析
（1）RC 及び SC 構造物の非線形性

Soil-Structure Interaction Analysis for Concrete Structures
(1) Structural Nonlinearity for RC and SC Structures

*佐藤 友喜[1]，Ma. Ella Candice Mag-Alasin[1]，Dan M. Ghiocel[2]，片岡 俊二[1]，森本 泰臣[1]
[1] 日揮グローバル，[2] GP Technologies, Inc

動的サブストラクチャー法を用いた複素応答解析が原子力施設の地震応答解析に活用されているが、本手法は弾性範囲に限定されており、構造物の大変形を対象としていない。本研究では、この手法を発展させた効率的な繰返し等価線形解析手法を RC 及び SC 構造の地盤-構造連成解析に適用した事例を示す。

キーワード: 地盤・構造連成、鉄筋コンクリート、鋼板コンクリート、非線形地震応答解析

1. 概要

日本及び海外の一部の地域では、評価用地震動の増大により、原子力施設の弾塑性挙動を考慮した地震応答解析の需要が高まることが想定されている。主に米国を中心に、地盤-構造の連成効果を正確に捉えるために、薄層要素と有限要素を用いた動的サブストラクチャー法による複素応答解析が原子力施設の地震応答解析に活用されている。本手法は複素応答解析のため、従来は弾性範囲に限定されており、構造物の大変形を対象としていない。しかし、近年では、構造物の非線形履歴挙動を模擬するため、周波数領域-時間領域の混合による繰返し等価線形を用いた地盤・構造連成解析の研究が進んでいる[1]。本研究では、この手法を用いた効率的な繰返し等価線形解析手法を用いて、鉄筋コンクリート（RC）耐震壁、鋼板コンクリート（SC）耐震壁を有する原子力施設を模した建屋に対してそれぞれ地盤・構造連成解析を行い、応答性状の比較及び評価を実施した。

2. 評価手法・条件

2-1. 動的サブストラクチャー法による FVROM アプローチの適用

FVROM (Flexible Volume Reduced Order Modeling) アプローチに基づく複素応答解析を実施し、地盤と基礎版の境界の相互作用を縮退した地盤インピーダンスを算出した。また、算出した地盤インピーダンスは、基礎版を含む建屋構造物に境界条件として設定し、地盤-構造連成解析を実施した。

2-2. 履歴曲線を用いた耐震壁の等価減衰及び等価剛性の算出

耐震壁の非線形モデリングには、耐震設計技術規程（JEAC4601 及び JEAC4618）に示されているスケルトンカーブ及び最大点指向型の履歴曲線を用いた[2][3]。本研究では、周波数領域-時間領域を混合した以下の 2 つのステップの繰返し解析を行った。

Step 1) 詳細な 3 次元 FEM 建屋モデルを用いた複素応答解析を等価減衰・等価剛性を用いて行い、各耐震壁の変位を計算。

Step 2) Step 1 で得られた各時刻の変位を低次数の建屋モデルに入力し、スケルトンカーブを用いた非線形解析を等価静解析として実施。その後、せん断力-せん断ひずみ、及びモーメント-曲率の履歴曲線を作成し、等価減衰・等価剛性を算出。

2-3. 地震動条件

様々なサイト条件を包絡した地震動スペクトルを基に、地表面加速度を 1.0 G にかさ上げした地震動を作成し、本研究の対象建屋に適用した。

2-4. スケルトンカーブ

RC 耐震壁、SC 耐震壁の非線形特性を示すスケルトンカーブは、せん断及び曲げ応力の断面計算に基づき、それぞれ JEAC4601、JEAC4618 に示されている評価式を用いて各階層ごとに算出した。

3. 結論

RC 耐震壁、SC 耐震壁を有するそれぞれの建屋に対して、構造側の非線形性を考慮した地盤・構造連成解析を行った結果、RC 構造物と SC 構造物の両者の地震応答に有意な相違があることを確認した。

参考文献

[1] Y. Sato, D.M. Ghiocel, S. Kataoka, S. Sato, and Y. Morimoto, Study on Fluid-Structure-Soil-Interaction (FSSI) Effects for A Deeply Embedded Nuclear Facility with A Large-Size Pool Under Severe Earthquakes. Part 2: Nonlinear SSI. SMiRT27 Conference, Division 3, Yokohama, Japan, March 3-8, 2024.
[2] 一般社団法人 日本電気協会 原子力規格委員会「原子力発電所耐震設計技術規程」JEAC4601-2015
[3] 一般社団法人 日本電気協会 原子力規格委員会「鋼板コンクリート構造耐震設計技術規程」JEAC4618-2009

*Yuki Sato[1], Ma. Ella Candice Mag-Alasin[1], Dan M. Ghiocel[2], Shunji Kataoka[1], Yasutomi Morimoto[1]
[1]JGC Corp., [2]GP Technologies, Inc.

コンクリート構造物の地盤・構造連成解析
（2）鋼板コンクリート構造物の非線形性における日米規格の比較

Soil-Structure Interaction Analysis for Concrete Structures
(2) Japanese and US Standards for Structural Nonlinearity of SC Structures

佐藤 友喜[1]，*Ma. Ella Candice Mag-Alasin[1]，Dan M. Ghiocel[2]，片岡 俊二[1]，森本 泰臣[1]
[1] 日揮グローバル，[2] GP Technologies, Inc

During severe earthquakes the inelastic structure behavior should be considered in the seismic analysis of nuclear facilities. In this study, differences of structural nonlinearity of SC Structures between Japanese and US standards have been confirmed by SSI analyses applying iterative equivalent linear analysis procedure.

Keywords: Soil-Structure Interaction, Steel-Composite Concrete, Nonlinear Seismic Response Analysis

1. Introduction

To capture accurate and numerically efficient Soil-Structure Interaction (SSI) effects, dynamic substructuring approaches were developed in complex frequency. These SSI substructuring approaches have been widely used in practice over some decades, especially in the United States. Since the application of these substructuring approaches in complex frequency is limited to the elastic material behavior, an iterative hybrid frequency-time SSI approach was implemented, extending the application of the substructuring approaches to capture the nonlinear structure behavior [1]. In the previous study [2], SSI analyses for Steel-composite Concrete (SC) walls consisting of steel panels and infilled concrete have been performed considering the structural nonlinearity of the SC shear walls using the Japanese JEAC4618 standard [3]. In this study, the differences between the seismic SSI structure responses based on Japan and US standards for the SC walls were investigated for a typical embedded nuclear building.

2. Analysis Modeling and Condition

2-1. Nonlinearity of SC Shear Wall in Japanese Standard

By following JEAC4618-2009, trilinear skeleton curves were applied to the structural nonlinearity of SC shear walls for both shear force - shear strain and moment - curvature relationships.

2-2. Nonlinearity of SC Shear Wall in US Standard

Nonlinearity of SC shear wall modelling was conducted based on AISC N690-18 [4].

The effective out-of-plane flexural stiffness of SC walls was calculated by the following formula.

$$EI_{eff} = E_s I_s + c_2 E_c I_c \quad \text{Eq.(1)}$$

where

E_i: Elastic modulus (*i*=*s*: steel, *i*=*c*: concrete)
I_i: Second moment of area (*i*=*s*: steel, *i*=*c*: concrete)
c_2: Neutral axis distance from the top plate

As for uncracked concrete condition, the effective shear stiffness of SC walls was calculated by the following formula.

$$GA_{eff} = G_s A_s + G_c A_c \quad \text{Eq.(2)}$$

where

G_i: Shear elastic modulus (*i*=*s*: steel, *i*=*c*: concrete)
A_i: Gross area per unit (*i*=*s*: steel, *i*=*c*: concrete)

As for cracked concrete condition, the effective shear stiffness was reduced by the following formula.

$$GA_{eff} = 0.5\bar{\rho}^{-0.42} G_s A_s \quad \text{Eq.(3)}$$

where $\bar{\rho}$ denotes strength-adjusted reinforcement ratio as defined in the AISC N690 standard.

3. Conclusion

In this study, iterative hybrid frequency-time SSI analyses were performed for the typical embedded nuclear building with SC walls based on the Japan and US standards. The SSI dynamic behaviors for the two standards were compared. Some significant differences between them were observed.

References

[1] Y. Sato, D.M. Ghiocel, S. Kataoka, S. Sato, and Y. Morimoto, Study on Fluid-Structure-Soil-Interaction (FSSI) Effects for A Deeply Embedded Nuclear Facility with A Large-Size Pool Under Severe Earthquakes. Part 2: Nonlinear SSI. SMiRT27 Conference, Division 3, Yokohama, Japan, March 3-8, 2024.
[2] Yuki Sato, Ma. Ella Candice Mag-Alasin, Dan M. Ghiocel, Shunji Kataoka, Yasutomi Morimoto, Soil-Structure Interaction Analysis for Concrete Structures (1) – Structural Nonlinearity for RC and SC Structures, Atomic Energy Society of Japan 2024 Fall Meeting, September 11-13, 2024.
[3] JEAC4618-2009, Technical Code for Seismic Design of Steel Plate Reinforced Concrete Structures: Buildings and Structures, Japanese Electric Association Nuclear Standards Committee (JEAC), 2009.
[4] ANSI/AISC N690-18, Specification for Safety-Related Steel Structures for Nuclear Facilities, American Institute of Steel Construction, June, 2018.

Yuki Sato[1], *Ma. Ella Candice Mag-Alasin[1], Dan M. Ghiocel[2], Shunji Kataoka[1], Yasutomi Morimoto[1]
[1]JGC Corp., [2]GP Technologies, Inc.

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

Fri. Sep 13, 2024 10:00 AM - 10:50 AM JST | Fri. Sep 13, 2024 1:00 AM - 1:50 AM UTC Room A(Recture RoomsA 1F A101)

[3A01-03] Beam Application 1

Chair:Naoya Odaira(Kyoto Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3A01]

Verification of an analytical accuracy and precision of macroscopic distribution model representing areal density spatial distribution of nuclide using neutron resonance absorption spectroscopy

*Shin Sawada[1], Takashi Kamiyama[1] (1. Hokkaido Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3A02]

Development of multilayer neutron focusing mirrors and neutron beam instrument designs

*Masahiro Hino[1], Takuya Hosobata[2], Masahiro Takeda[2], Yutaka Yamagata[2], Takashi Higuchi[1], Ryuto Fujitani[1], Hitoshi Endo[3] (1. Kyoto Univ., 2. RIKEN, 3. KEK)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3A03]

Formulation of oscillating magnetic field analysis using cold neutron spin interferometry

*Ryuto Fujitani[1], Masahiro Hino[1], Takashi Higuchi[1] (1. Kyoto Univ.)

10:45 AM - 10:50 AM JST | 1:45 AM - 1:50 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

中性子共鳴吸収分光法を用いた面密度空間分布の巨視的分布モデルによる解析結果の精確度の検証

Verification of an analytical accuracy and precision of macroscopic distribution model representing areal density spatial distribution of nuclide using neutron resonance absorption spectroscopy

*澤田 晨[1]，加美山 隆[1]
[1] 北海道大学

中性子共鳴吸収分光法を用いた粉体測定法の開発により、粒度分布や粒子形状などの粒子性状を核種毎に非破壊・非接触で計測する事が期待される。本研究では、粉体粒子性状を表すモデルの開発に向け、基となる面密度の分布を表す巨視的分布モデルから得られる情報の解析結果の正確度の検証を行った。

キーワード：中性子共鳴吸収，中性子透過率スペクトル，粉体計測，粒度分布，粒子輸送シミュレーション計算

1. 研究の背景と目的

金属積層造形の原料として粉体が用いられる場合があり、その充填状態並びに、粒子径分布や粒子形状などの粒子性状が造形物の品質に関わるため、それらの計測が望まれる。中性子共鳴吸収分光法（N-RAS）は、特定の共鳴核種の密度や温度などの情報を非破壊・非接触で測定できる手法である。この従来の N-RAS 解析法を発展させることで、粉体の充填状態と大体積にわたる粒子性状の平均値を解析できる手法の開発が期待できる。粒子状試料の N-RAS 測定に関する Becker らの先行研究[1,2]では、共鳴核種粒子を含む試料について核種面密度の測定法が開発された。その中で利用されたモデル[3]の 1 つに、共鳴核種粒子の不均一な充填状態を、検出面内での核種面密度分布として近似した巨視的な分布モデル（以後、「面密度分布モデル（ADDM）」と呼ぶ）がある。このモデルを基盤として、粒子性状の不均一性を考慮した「粒子性状分布モデル（GPDM）」へと拡張することで、測定視野内の平均的な粒子性状の解析に繋がることが見込まれる。ここで、ADDM に含まれる面密度分布の平均値とその標準偏差並びに中性子透過経路中に共鳴核種が存在しない領域の割合であるブランク率の 3 つのパラメータは、GPDM における粒子径などの粒子性状情報分布の累積値に対応する。そこで本研究では GPDM の開発に先立ち、ADDM から得られるパラメータの評価を通じて GPDM のパラメータの正確度の検討を行うことを目的とした。

2. 面密度分布モデルにおける面密度分布の標準偏差とブランク率の解析正確度の検証

面密度分布モデル（ADDM）の解析正確度を検証するために、粒子輸送シミュレーション計算コード PHITS 上で ADDM に基づく試料体系を構築し、模擬中性子透過率スペクトルを計算した。その模擬スペクトルに対し、ADDM による透過率スペクトルを最小二乗フィッティングすることで、モデル内のパラメータを精密化した。最終的に ADDM によるフィッティング解析で得られた面密度分布の標準偏差をその平均値で除した変動係数及びブランク率について、PHITS の計算に用いた真値と比較することで、解析結果の正確度を検証した。

図 1 にフィッティング解析から得た変動係数の解析結果、図 2 にブランク率の解析結果をそれぞれ示す。解析結果の値は、面密度分布の変動係数あるいはブランク率が増大するほど真値に近づいた。

これら結果は粉体の性質によるものと考えられる。粉体では、粒子径分布の標準偏差が増加するほど、小さい粒子が大きい粒子の隙間を埋めることで全体の空隙率が低下し密に充填されるため、局所的な密度のばらつきが小さくなる。よって、粒子径分布の標準偏差が増加するほどブランク率は減少し、面密度分布の標準偏差も減少する。ここから、GPDM を用いた場合にも、粒子径分布の標準偏差が小さい、即ち面密度分布の標準偏差が大きく、ブランク率の大きい粉体試料に対しては、解析結果の正確度がより高くなると期待される。

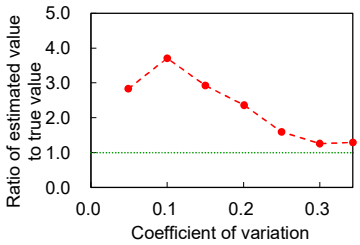


図 1. 面密度分布の変動係数の推定結果

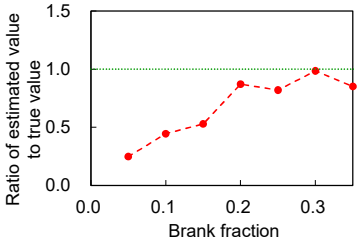


図 2. ブランク率の推定結果

3. まとめ

粒子性状分布モデル（GPDM）の累積分布値に対応する面密度分布モデル（ADDM）から得られる面密度分布の標準偏差とブランク率の解析結果の正確度を検証した。結果として、それらの値が大きいほど解析正確度が向上したことから、粒子の性状を再現した GPDM では、粒子径分布の標準偏差が小さい粉体を測定した際に解析正確度がより高くなると考えられる。

参考文献

[1] B. Becker *et al.*, JRC Sci. Policy Rep., EUR 26440 EN, JRC 86936, Joint Research Centre, Geel (2013).
[2] B. Becker *et al.*, Eur. Phys. J. Plus, **129** (2014) 58.
[3] S. Kopecky, *et al.*, Proc. Int. Conf. Nuclear Data for Science and Techn., ND 2007, ndata:07391, Nice (2007).

*Shin Sawada[1] and Takashi Kamiyama[1]
[1]Hokkaido Univ.

多層膜中性子集光ミラー開発と中性子ビーム利用装置設計

Development of multilayer neutron focusing mirrors and neutron beam instrument designs

*日野正裕[1], 細畠拓也[2], 竹田真宏[2], 山形豊[2], 樋口嵩[1], 藤谷龍澄[1], 遠藤仁[3]

[1]京都大学 [2] 理化学研究所 [3]高エネルギー加速器研究機構

J-PARC MLF の第 2 ターゲットステーションや「もんじゅ」サイト新試験研究炉等、次期中性子源のビーム利用において、中性子集光の実用化は非常に重要であり、その実現を考慮した開発の現状と課題を議論する。

キーワード：中性子光学、多層膜、中性子集光ミラー

多層膜中性子ミラーはブラッグ反射を利用して、モノクロメータや、膜厚を少しずつ変えながら積層することで広い波長範囲で全反射できるスーパーミラーとして使用でき、低速中性子ビーム輸送に必須なデバイスとなっている。京大複合研のイオンビームスパッタ装置(KUR-IBS)は、世界で初めて m=5 中性子スーパーミラーを実現して以来、現在に至るまで常に最高レベルの多層膜中性子ミラーの成膜を可能としている（m=5 とは Ni の全反射臨界 角に対して 5 倍の入射角で全反射できる性能を表す指標)。高性能なスーパーミラーの実現には、層間の拡散だけでなく、基板の表面粗さを出来るだけ小さくすることが必要であり、m>4 の高臨界角で高反射率な中性子ミラーの実現には 0.3nm 程度以下に抑える必要がある。この制約のため金属基板の使用は困難であったが、無電解ニッケルメッキを用いることで、表面粗さ 0.2nm 程度以下を実現、この問題を解決し、BL16(SOFIA)への集光ミラー実装や J-PARC MLF BL06(VIN ROSE)スピンエコー分光器の位相補正集光ミラーの量産を行っている。Fig.1 にその量産を行っている m=6 の NiC/Ti スーパーミラーを成膜した回転楕円体の 3 ピース及びモニター用シリコン基板が KUR-IBS にセットされている写真を示す。回転楕円体の形状は、長軸 1250mm、短軸 65.4mm であり、1 ピースの長さは 300mm で幅は 20 度分をカバーしている。現在、長さ 90cm、全周 360 度をカバーするための基板、全 54 ピースがすべて完成し、成膜も 2/3 は終了した。それらのスーパーミラーの実効総層数は約 5000 であり、成膜にかかる時間はトラブルが無ければ約 10 日程度である。これは平面の成膜速度とほぼ同じであり、9 ピース/月程度が成膜可能だが、基板の製作には 1 ピースで数ヶ月を費やした。メートル級の大集光ミラーとはいえ、この製作速度では、次世代中性子源での大規模な利用は容易ではない。本講演では、今後本格化する「もんじゅ」サイト新試験研究炉の中性子装置設計に十分活かすこと、特にまず次世代中性子源の上流光学系への適用を念頭に、多層膜中性子集光ミラー開発の現状と課題を議論したい。



Fig.1 Photograph of three parts of ellipsoidal neutron supermirrors coated by the ion beam sputtering instrument (KUR-IBS) at KURNS.

---

*Masahiro Hino[1], Takuya Hosobata[2], Masahiro Takeda[2], Yutaka Yamagata[2], Takashi Higuchi[1], Ryuto Fujitani[1], Hitoshi Endo[3]

[1]Kyoto university, [2]RIKEN, [3]KEK

冷中性子スピン干渉を用いた振動磁場解析の定式化

Formulation of oscillating magnetic field analysis using cold neutron spin interferometry

*藤谷 龍澄[1]，日野 正裕[1]，樋口 嵩[1]

[1]京都大学

スピンを持つ中性子は磁場測定に有効である．従来中性子ビームによる動的磁場測定にはストロボ法を用いられてきたが，高周波振動磁場の測定は時間スケールの問題から困難であり，連続中性子を用いて正弦振動磁場を測定する試みを定式化から行った．今回は非正弦振動する磁場まで定式化を発展させ， JRR-3 MINE ポートにて確認実験を行った．

キーワード：中性子光学，中性子スピン干渉，磁場測定，JRR-3，干渉計

1. 緒言

中性子ビームは磁場の測定に利用でき，正弦振動する磁場を連続中性子で測定する試みに成功した[1]．本研究ではこれを発展させて非正弦振動をする磁場を連続中性子ビームで測定した際に現れるスピン干渉パターンの定式化を行い，検証実験を試みた．本研究で得られた定式化は，冷中性子の高精度速度測定に利用できる可能性があり，検証実験はこの実現可能性についての最初の検討に対応する．その現状を報告する．

2. 定式化

ここでは定式化で得られた重要な結果のみ示す．ここで振動磁場が位相ϕ_nずれたn倍振動の重ね合わせ$B(x,t) = B_0(x) \times \Sigma_{n=0}^{\infty} d_n \sin(n(-2\pi f t + \theta_0) + \phi_n)$で表され，$B(x)$は実対称で，このフーリエ変換系$b(k)$が実数で表せるとする．スピンフリッパーによる位相$\chi$，ガイド磁場による位相$\delta$，最大の中性子計数$N_0$を用いて干渉パターンが$N = \frac{N_0}{2}\{1 - \sqrt{a^2 + b^2}\cos(\chi - \delta - \beta)\}$，ただし$\tan(\beta) = a/b$となるように$a$と$b$を定義した時，

$$a = \sum_{\substack{n_1+2n_2+3n_3+\cdots=0 \\ n\in Z}} J_{n_1}\left(\frac{2|\mu_n|}{\hbar v} d_1 b(k)\right) J_{n_2}\left(\frac{2|\mu_n|}{\hbar v} d_2 b(2k)\right) J_{n_3}\left(\frac{2|\mu_n|}{\hbar v} d_3 b(3k)\right) \cdots \sin\{n_1\phi_1 + n_2\phi_2 + n_3\phi_3 + \cdots\}$$

$$b = \sum_{\substack{n_1+2n_2+3n_3+\cdots=0 \\ n\in Z}} J_{n_1}\left(\frac{2|\mu_n|}{\hbar v} d_1 b(k)\right) J_{n_2}\left(\frac{2|\mu_n|}{\hbar v} d_2 b(2k)\right) J_{n_3}\left(\frac{2|\mu_n|}{\hbar v} d_3 b(3k)\right) \cdots \cos\{n_1\phi_1 + n_2\phi_2 + n_3\phi_3 + \cdots\}$$

で表すことができることを導いた．

3. 実験体系

実験は JRR-3，C3-1-2-2 ビームポート，MINE2（Multilayer Interferometer and reflectometer for NEutron）にて行った．実験体系は Fig. 1 に示す．

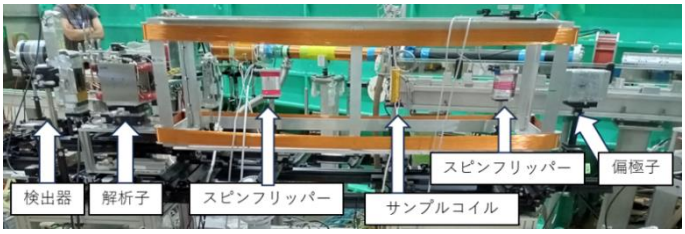


Fig.1 実験体系

4. 結論

振動磁場を連続中性子による中性子スピン干渉で測定した場合に現れる干渉パターンの定式化，実験による検証を行うことができた．本研究で得られた結果をもとに中性子スピン干渉を用いた速度測定への応用等を行っていく．また得られた定式化は中性子スピン干渉のみならず，干渉計での周期変化を伴う現象の解析にも有用である可能性があるので，中性子以外の応用先にも目を向ける．

参考文献

[1] T. Suzuki, R. Fujitani, S. Tasaki, M. Hino, M. Kitaguchi, T. Oda, and R. Nakamura, *J. Phys. Soc. Japan.* 93, 091008(2024)

*Ryuto Fujitani[1], Masahiro Hino[1] and Takashi Higuchi[1]

[1]Kyoto Univ.

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering：601-4 Reactor Component Technology, First Wall, Divertor, Magnet

Fri. Sep 13, 2024 10:00 AM - 10:50 AM JST | Fri. Sep 13, 2024 1:00 AM - 1:50 AM UTC Room B(Recture RoomsA 1F A102)

[3B01-03] Divertor Materials

Chair:Teruya Tanaka(NIFS)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3B01]

Evaluation and modeling of hydrogen permeation behavior during W deposition layer formation process in H-He mixed plasma

*Yuki Uwatoko[1], Kentaro Masuta[1], Kazunari Katayama[1] (1. Kyushu Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3B02]

Mechanisms of high-temperature oxidation of tungsten and tungsten-rhenium alloy

*Makoto Inami Kobayashi[1,2], Teppei Otsuka[3], Yasuhisa Oya[4], Hiroyuki Noto[1,2], Masashi Shimada[5], Yuji Hatano[6] (1. National Institute for Fusion Science, 2. SOKENDAI, 3. Kindai Univ., 4. Shizuoka Univ., 5. INL, 6. Univ. Toyama)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3B03]

Flow field evaluation of MHD free surface flow under uniform magnetic field in electromagnetic force controlling fin structure

*Takeshi Wada[1], Satoshi Ito[1], Hidetoshi Hashizume[1] (1. Tohoku University)

10:45 AM - 10:50 AM JST | 1:45 AM - 1:50 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

H-He 混合プラズマでの W 堆積層形成過程における水素透過挙動の評価およびモデル化

Evaluation and modeling of hydrogen permeation behavior during W deposition layer formation process in H-He mixed plasma

*上床　雄貴[1]，増田　健太郎[1]，片山　一成[1]
[1]九州大学

水素―ヘリウム混合プラズマスパッタリングを用いた W 堆積層形成過程における水素透過測挙動を観測したところ同条件での水素プラズマと同程度の水素透過束が得られた。He の同時入射によって水素の透過率（透過束/入射束）は増加したことを示唆する。

キーワード：タングステン，堆積層，水素透過挙動，ヘリウム

1. 緒言

重水素とトリチウムを燃料とする DT 核融合炉のプラズマ対向壁における水素同位体の透過や蓄積は燃料サイクルの成立性や安全性に影響を及ぼす。本研究グループでは、燃料粒子入射に伴う対向壁材料(W)のスパッタリングによる W 堆積層に着目し、W 堆積層形成過程における水素透過量測定及び W 堆積層の微細構造分析に取り組んできた[1]。一方で、対向壁においては、DT 反応によって生成された He の入射も生じる。そこで、本研究では、H-He 混合プラズマによるスパッタリングで Ni 基板上に W 堆積層を形成し、形成過程における W 堆積層及び Ni 基板を透過する水素挙動を観測した。

2. 実験

図 1 に実験装置概略図を示す。高周波電極に W ターゲットを設置した。穴あきフランジで厚さ 20 μ m の Ni 基板を挟み込み、これを透過ポートとしてチャンバー中央に挿入した。フランジにはヒーターを設置し、下部から挿入した熱電対で温度制御を行った。真空排気後、H_2 ガス及び He ガスを流量制御器を介してチャンバーに導入した。プラズマ点火によりスパッタリングが生じ、Ni 基板上に W 堆積層が形成される。Ni 基板及び堆積層を透過した水素を四重極質量分析計(QMS)で測定した。H_2 ガス流量一定の下で水 He ガス流量を変化させ、水素透過への影響を調べた。

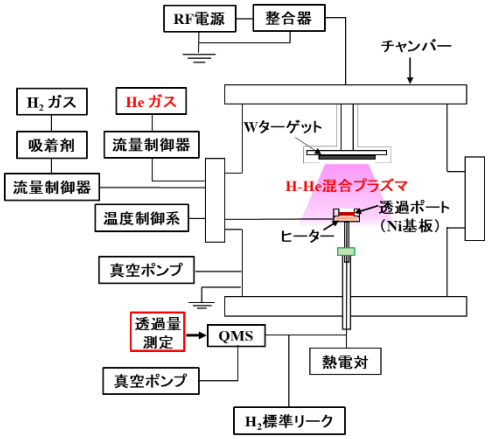


図 1　高周波スパッタ装置図

3. 結果・考察

He 混合なしの場合と水素流量の 50%の流量で He を混合した場合の水素透過束の比較を図 2 に示す。どちらの場合もプラズマ点火直後に同程度のピークを示した後、徐々に低下し、ほぼ同じ定常値となった。He 混合により水素入射束は減少していると考えられることから、He の同時入射によって水素の透過率（透過束/入射束）は増加したことを示唆する。今後は、He 流量の変化や水素ガス駆動透過実験等を行い、詳細に影響を評価していく予定である。

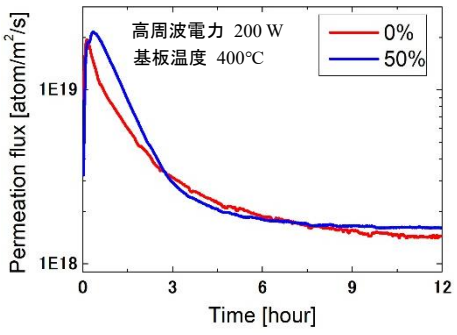


図 2　水素透過束の経時変化

参考文献

[1] K. Masuta, et al, Fusin Sci. Technol., 80 (2024) 540-549.

---

*Yuki Uwatoko[1], Kentaro Masuta[1] and Kazunari Katayama[1]
[1]Kyushu Univ.

タングステン及びタングステン･レニウム合金の高温酸化機構に関する研究

Mechanisms of high-temperature oxidation of tungsten and tungsten-rhenium alloy

*小林　真[1,2]，大塚 哲平[3]，大矢 恭久[4]，能登裕之[1,2]，L. Loftus[5]，島田 雅[5]，波多野雄治[6]
[1]核融合研，[2]総研大，[3]近畿大，[4]静岡大，[5]アイダホ国立研究所，[6]富山大

タングステン及び中性子照射後のタングステンを模擬したタングステン・レニウム合金について酸素雰囲気下での重量変化挙動を熱重量測定により評価した。タングステンは酸化タングステン粉末が発生し飛散しやすくなるのに対し、タングステン・レニウム合金は、1073 K 以下の温度では相対的に酸化速度が遅く、1173 K でも表面の粉末化は観察されなかった。

キーワード：タングステン，酸化，熱重量分析

1. 緒言

プラズマ対向材料であるタングステン(W)は、核融合炉の運転に伴い核反応生成物が蓄積すると共に核発熱により高温となるため、真空喪失事故時に空気により酸化し放射化物が飛散することが懸念される。本研究では、タングステンと主要な核反応生成物であるレニウム(Re)が蓄積した状態を想定したタングステン・レニウム合金について、酸素(O_2)雰囲気下で、様々な温度で熱重量測定を行うことにより酸化速度を評価した。更に、酸化後試料の化学状態等を評価することで、酸化機構に関する知見を得た。

2.実験・結果

試料として、直径 6 mm, 厚み 0.5 mm のディスク形状の純 W(Pc.W)及び 10%Re 含有 W(W-10%Re)を用いた。これらの試料を熱重量測定装置(Thermogravimetric analysis: TGA, 島津製作所 TGA-50)に導入し、純アルゴン(Ar)雰囲気下で所定の温度(873-1173 K)に昇温した後、20%O_2 混合 Ar ガスを流通させ、重量の経時変化を測定した。さらに、TGA 測定後の試料について X 線回折(X-Ray Diffraction, XRD)測定を実施することで、酸化試料表面の化学状態を評価した。

TGA 測定の結果を図に示す。1073 K 以下の温度では、W-10%Re の重量増加速度は相対的に低い値であった。一方で 1173 K では両試料で殆ど差異はなかった。TGA 測定後の試料の表面観察及び XRD 測定から、酸化温度の上昇に伴い、Pc.W の主要な表面化学状態は WO_2 から WO_3 となり、それに伴い黒色から黄色に変化した。また、WO_3 化した Pc.W は粉末化により体積が膨張し、脆い状態であった。一方 W-10%Re は、973 K でも金属状 W が残留しており、1173 K では脆化しているものの、体積変化は殆どなく、色も黒色であった。

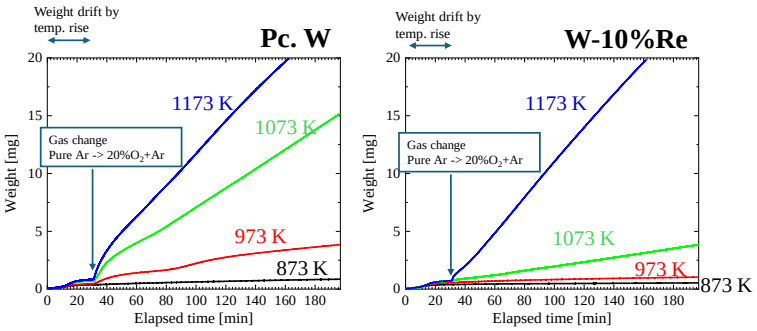


図 各温度における酸素雰囲気下での Pc. W 及び W-10%Re の重量変化挙動

3. 結論

高温酸素雰囲気下で、タングステンは WO_3 粉末を形成することで飛散しやすくなることが示唆された。タングステン・レニウム合金は、1073 K 以下ではタングステンよりも酸化が抑制された。また、1173 K では両者の酸化速度に差はないものの、タングステン・レニウム合金の粉末化は確認できなかった。

---

*M.I. Kobayashi[1,2], T. Otsuka[3], Y. Oya[4], H. Noto[1,2], L. Loftus[5], M. Shimada[5], Y. Hatano[6]
[1]NIFS., [2]SOKENDAI, [3]Kindai Univ., [4]Shizuoka Univ., [5]INL, [6]Univ. Toyama

電磁力制御フィン構造における一様磁場下 MHD 自由表面流の流動場評価

Flow filed evaluation of MHD free surface flow under uniform magnetic field in electromagnetic force controlling fin structure

*和田 健志[1]，伊藤 悟[1]，橋爪 秀利[1]
[1]東北大学

液体金属ダイバータにおける液膜流の流動攪拌に電磁力制御フィンを用いる方法が提案されている。本研究では、液膜流（自由表面流）における攪拌効果を評価するために、一様磁場下における液体金属流動実験を行い、流動場のフィン構造依存性を評価した。また、同体系において、MHD 自由表面流動解析を行い、実験結果と比較することで、フィン構造と攪拌効果の関係性について考察した。

キーワード：液体金属ダイバータ、MHD 効果、自由表面流

1. 緒言　液体金属ダイバータでは MHD 効果により自由表面近傍のみが高速流となることが想定されているが、液体金属を攪拌することで、プラズマ照射による入熱を流体全体に分散し除熱性能を高めることが可能であり、MHD 効果による流動抵抗を利用した電磁力制御フィンを用いることで、液体金属の攪拌効果が得られることが報告されている[1]。本研究では一様な磁場下での液体金属自由表面流内に電磁力制御フィンを配置した条件下で実験と解析を行い、フィン構造と攪拌効果の関係性について評価を行った。

2. 実験　液体金属ガリンスタンを幅 60 mm、長さ 600 mm のアクリル製流路に流動させ自由表面流を形成した。一様磁場発生装置として永久磁石を用いており、主流方向に対して垂直に約 0.8 T を印加する。配置したフィンのサイズは幅 3 mm、長さ 8 mm、高さ 5 mm であり、絶縁性のフィン、導電性のフィン、部分的に導電加工したフィン、部分的に絶縁加工したフィンの 4 種類であり、図 1 のように流路中心にフィンを 1 種類配置し、フィン側部の流速を LEVI 法[2]で評価した。

3. 解析　商用有限要素法コードである COMSOL Multiphysics 6.2 の二相層流モジュール内の自由表面ノードを使用して自由表面流動の解析を行った。MHD と自由表面解析の同時計算には計算コスト等の問題があるため、自由表面解析と表面固定での MHD 解析の連成解析を行った。解析体系は実験条件に合わせており、配置したフィンについても実験と同条件である。

4.結果　図 2 に実験より得られた絶縁性のフィンと部分的に導電加工されたフィンの側部の主流方向流速の z 軸分布と、絶縁性のフィンを配置した際の自由表面を固定した MHD 解析の結果を示す。当結果の解析は表面を液膜厚さ 6 mm に固定して計算を実施したが、実験では液膜はフィン配置や表面張力により 8 mm まで増加した。部分的に施した導電部の流動抵抗による流速の低下が確認でき、フィン上部の流速が約 13 % 高まった。本会にて自由表面流動解析との比較についても併せて報告する。

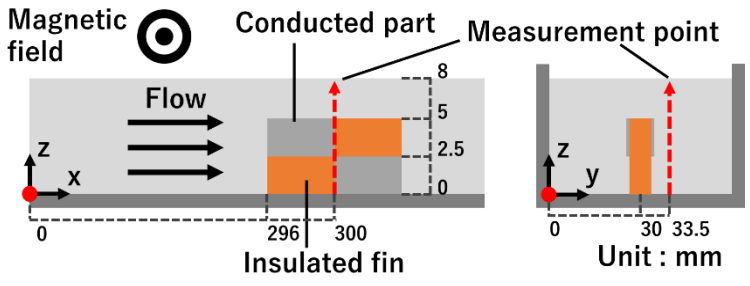


図 1　実験体系

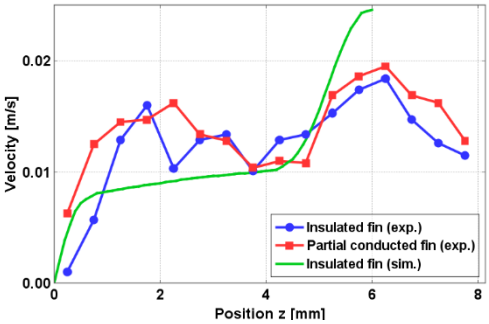


図 2　主流方向流速分布

参考文献

[1] M. Kawamoto et al, Fusion Eng. Des., 146, (2021), 2671-2675 [2] C. B. Read et al, Fusion Tech., 10, (1986), 813-821

謝辞　本研究は科学研究費補助金　基盤研究(A) 21H04449 の助成を受けて実施されたものです。

*Takeshi Wada[1], Satoshi Ito[1] and Hidetoshi Hashizume[1]
[1]Tohoku Univ.

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

Fri. Sep 13, 2024 10:00 AM - 11:05 AM JST | Fri. Sep 13, 2024 1:00 AM - 2:05 AM UTC Room H(Recture RoomsB 1F B102)

[3H01-04] Young Researcher's Session

Chair:Yoritaka Iwata(Osaka Univ. of Economics and Law)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3H01]

Application of DEM-VOF simulation to a large-scale system

*Toshiki Imatani[1], Mikio Sakai[1] (1. UTokyo)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3H02]

Implementation of Complex Unitary Coupled-Cluster Wavefunctions

*Hiromichi Hayashi[1], Moeko Harada[1], Takeshi Sato[1], Kenichi L Ishikawa[1] (1. UTokyo)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3H03]

Feature Importance Evaluation for Core Characteristics Prediction Using Machine Learning

*Amane Haga[1], Rikuto Kasama[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya Univ.)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[3H04]

Weathering mechanisms of biotite investigated by the combination of experiment and simulation of XANES spectra

*Akiko Yamaguchi[1], Yoshio Takahashi[2], Masahiko Okumura[1] (1. JAEA, 2. UTokyo)

11:00 AM - 11:05 AM JST | 2:00 AM - 2:05 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

DEM-VOF シミュレーションの大規模体系への応用

Application of DEM-VOF simulation to a large-scale system

*今谷 俊貴[1]，酒井 幹夫[2]

[1]東大院工，[2]東大工

本研究では、大規模固気液三相流システムの解析手法の妥当性確認を行う。Refined grid モデルおよび DEM 粗視化モデルを導入した DEM-VOF シミュレーションについて、オリジナル粒子体系と粗視化粒子体系の計算結果がよく一致することを示す。

キーワード：DEM-VOF, Refined grid model, DEM 粗視化モデル

1. はじめに

固気液三相流は工学において幅広く研究がなされている。固気液三相流の数値解析手法には DEM-VOF が広く用いられている。近年、大規模体系の解析に DEM-VOF を適用するために、粒子数の削減を可能とする DEM 粗視化モデルおよび流体解析用の格子サイズの柔軟な設定を可能とする Refined grid モデルを導入したモデルが開発された [1]。しかし、本計算モデルの妥当性確認は十分になされていない。そこで本研究では、水柱崩壊問題での固気液三相流解析を通して、本計算モデルの妥当性確認を行う。

2. 数値解析手法

本研究では、固気液三相流の数値シミュレーションに DEM-VOF を用いる。DEM-VOF において格子サイズを粒子径に対して柔軟に設定するために Refined grid モデルを用いる。空隙率分布や粒子流体間相互作用は粗い Local volume average (LVA) グリッドで、流速や圧力、気液界面は細かい Refined (RF) グリッドで解析する。また、本研究では複数の実粒子を一つの粗視化粒子によって表現する DEM 粗視化モデルを導入する。

3. 解析条件

本研究では、固体粒子を含んだ水柱崩壊問題における固気液三相流シミュレーションを実行した。初期条件として直方体容器の片側に水柱を配置し、水柱下部には固体粒子を充填した。108,000 個の粒子径 1.0 mm の固体粒子を用いた。LVA グリッドサイズを 6.0 mm、RF グリッドサイズを 1.5 mm、時間刻み幅を 1.0×10^{-5} s とした。オリジナル粒子体系と粗視化率 3 の粗視化モデル体系のシミュレーションを実行した。

4. 解析結果

オリジナル粒子を使った場合も粗視化モデルを適用した場合も、水柱が崩壊して波が発生し、反対側の壁に衝突し、その後波が反射して戻るという過程の中でこの液相の動きに追従して固体粒子も運動した。その際の液体の挙動と固体粒子の挙動は、オリジナル粒子体系と粗視化モデル体系ともによく一致した。このことから Refined grid モデルおよび DEM 粗視化モデルを導入した DEM-VOF 法はオリジナル粒子の挙動を再現できることが示された。

5. 結論

本研究により、Refined grid モデルおよび DEM 粗視化モデルを導入した DEM-VOF 法により、妥当な計算結果が得られることが示された。

謝辞

本研究は、JSPS 科研費（21H04870 および 24K22289）の助成を受けた。ここに記して謝意を表する。

参考文献

[1] R. Li, G. Duan, D. Yamada, and M. Sakai, Ind. Eng. Chem. Res., 62 (42), 2023.

---

*Toshiki Imatani[1], and Mikio Sakai[2]

[1,2]UTokyo

Implementation of Complex Unitary Coupled-Cluster Wavefunctions

*Hiromichi Hayashi[1], Moeko Harada[1], Takeshi Sato[1], Kenichi L Ishikawa [1]
[1] The University of Tokyo

In today's quantum computers, gate errors accumulate as the circuit deepens, making it difficult to perform high-precision calculations. Therefore, it is important to realize shallower circuits in quantum calculations. In this study, we developed an efficient implementation of the complex-parameter UCC (Unitary Coupled-Cluster) circuit and found a clear improvement in accuracy compared to the conventional method.
Keywords: ab-initio calculation, quantum computing, unitary coupled-cluster method

1. Introduction

The UCC method is a representative method for quantum chemistry calculations of multi-electron systems, but its naive implementation is very deep and has accuracy problems. We have extended the real-parameter UCC circuit proposed by Yordanov et al. [1] to complex parameters with almost no change in depth, enabling more efficient calculations of a wider range of multi-electron systems.

2. Methodology

Under Jordan-Wigner transformation, implementation of fermionic excitation operators involves a series of CNOT gates as shown in Fig. 1 (from Fig. 1 of [1] with edits), which we call "CNOT ladders." The number of pairs of the ladders for the operator varies depending on the implementation method.

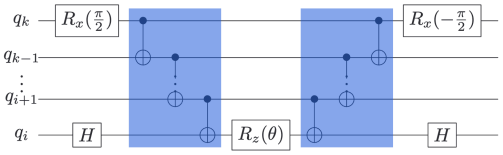


Fig. 1. CNOT ladders (blue section)

2-1. Naive Implementation

When implemented naively, the single fermionic excitation operator that excites 2 electrons results in a deep circuit with 2 pairs of CNOT ladders for a real parameter and 4 pairs for a complex parameter.

2-2. Efficient Implementation

A more efficient method has been proposed by Yordanov et al. which has only 1 pair of CNOT ladders for a real parameter θ. When extending this parameter to a complex number and representing the complex parameter in rectangular form ($\tau = \theta_1 + i\theta_2$), the number of CNOT ladder pairs doubles (Fig. 2)[2]. However, with the method we propose, the operator can be expressed almost at the same circuit depth (Fig. 3) by representing the parameter in polar form ($\tau = \theta e^{i\lambda}$).

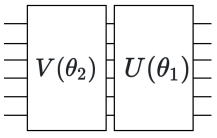


Fig. 2. Complex circuit in rectangular form

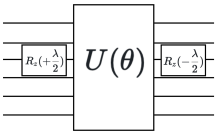
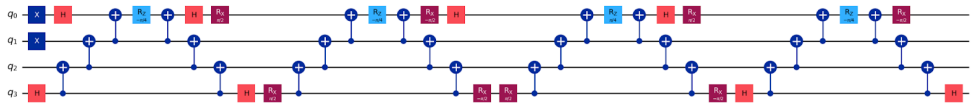
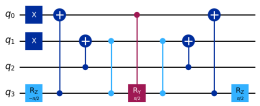


Fig. 3. Complex circuit in polar form

3. Results and Discussion

To validate the proposed method, we implemented a four-qubit single-electron excitation operator with a complex parameter using both the naive and proposed methods (Fig. 4, 5). The number of pairs of CNOT ladders in this example is 4 and 1, respectively. We set the parameters to $\theta_1 = \theta_2 = \theta = \pi/4$, $\lambda = \pi/2$ so that the theoretical values of the output are equal.


Fig. 4. The naive method


Fig. 5. The proposed method

The circuit output was sampled on a real quantum computer (IBM Osaka), and the results are shown in Fig. 6. While the exact solution only produces outputs of 0011 and 1010, the naive implementation shows noticeable incorrect values even after error mitigation, while the proposed method significantly suppresses such values.

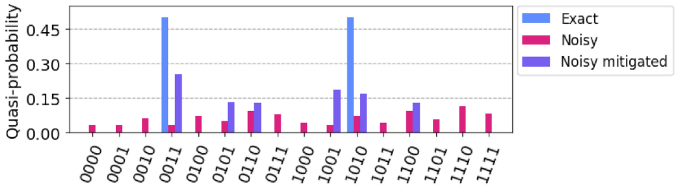


Fig. 6. Sampling results for the naive method

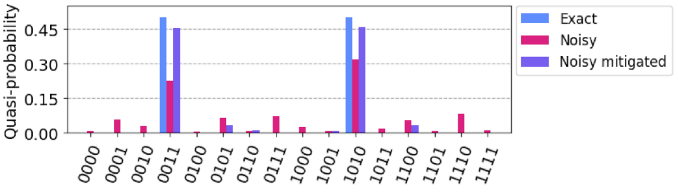


Fig. 7. Sampling results for the proposed method

References

[1] Yordan S. Yordanov, David R. M. Arvidsson-Shukur, and Crispin H. W. Barnes, Phys. Rev. A, 102, 062612 (2020)
[2] Nobuyuki Yoshioka, Takeshi Sato, Yuya O. Nakagawa, Yu-ya Ohnishi, and Wataru Mizukami, Phys. Rev. Research, 4, 013052 (2022)

機械学習を用いた炉心特性予測のための特徴量重要度評価

Feature Importance Evaluation for Core Characteristics Prediction Using Machine Learning

*芳賀 周[1], 笠間 陸斗[1], 遠藤 知弘[1], 山本 章夫[1]

[1]名古屋大学

炉心計算は計算コストが高いため、炉心計算コードの代替として機械学習による炉心特性予測が検討されている。機械学習の予測精度には、機械学習に入力するデータ（特徴量）が大きく影響する。そこで、Permutation Importance を用いて燃料装荷パターンの特徴量重要度を定量化し、予測精度の向上を図った。

キーワード：機械学習、炉心計算、燃料装荷パターン、ニューラルネットワーク、特徴量重要度

1. 緒言：燃料装荷パターン最適化において、機械学習を用いることで炉心特性評価を高速化することが試みられている[1]。本研究では、機械学習の精度向上を目的として Permutation Importance(PI)[2]を用いて学習に用いる入力パラメータについて、学習への寄与度合（重要度）の定量化を行った。

2. 手法： PI の評価手順を図 1 に示す。まず、訓練データを用いてニューラルネットワークの学習を行う。次に、学習時に用いた 1 つの特徴量の中身をシャッフルする。それを検証データとし、学習したモデルを用いて予測データを算出する。予測データと訓練データとの誤差を相対誤差(RE)により評価する。RE が大きいほどモデルの予測においてシャッフルした特徴量が重要な役割を果たしていることを示している。

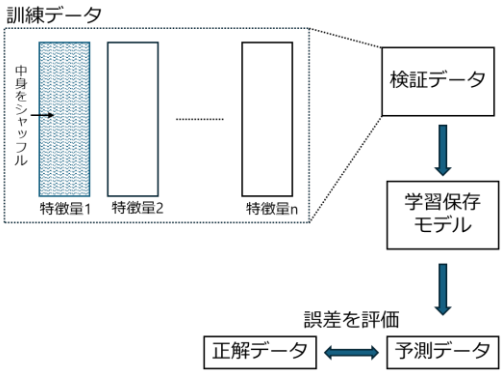


図 1　PI を用いた重要度の算出方法

3. 数値実験： 3 ループタイプ PWR の寿命初期を対象とし、燃料装荷パターンの濃縮度・燃焼度・無限増倍率・2 群巨視的断面積などの計 10 種類を入力データ(特徴量)、燃料集合体毎の相対出力分布を出力データとした。入力データと出力データがセットで訓練データとなる。燃料配置をランダムに交換した 8000 セットの訓練データで学習を行い、PI により入力データの重要度を評価した。また、重要度の高い特徴量のみを用いた学習を行い、すべての特徴量を用いた学習と予測精度の比較を行った。

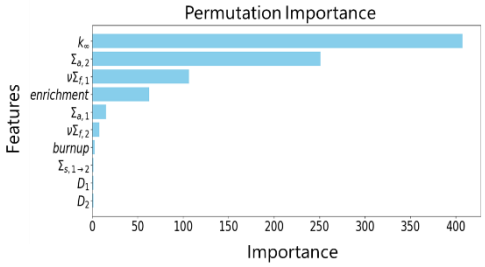


図 2　各特徴量における重要度

表 1　特徴量 10 種類と 7 種類との比較

特徴量	RE [%]	MAX(RE) [%]
10	1.51	9.08
7	1.48	5.61

4. 結果：各特徴量の重要度を図 2 に示す。特徴量を 10 種類用いた場合、無限増倍率の重要度が最も高いという結果が得られた。また、表 1 に示すように重要度の低い特徴量 3 種類を除いた 7 種類を用いた学習モデルの方が、特徴量が 10 種類の場合より誤差が小さかった。これは、特徴量が増えることにより、全てのパターンを網羅するための必要なデータ数が増えたこととクラスタリングの難易度が上がりデータの判別が難しくなったことで、モデルの予測精度が悪化したためであると考察した。

参考文献[1] Yamamoto A. Application of Neural Network for Loading Pattern Screening of In-Core Optimization Calculations. Nuclear Technology. 2003;144:63–75.

[2] Altmann A, Toloşi L, Sander O, et al. Permutation importance: a corrected feature importance measure. Bioinformatics. 2010;26:1340–1347.

---

* Amane Haga[1], Rikuto Kasama[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1],

[1]Nagoya University

XANES の実験とシミュレーションの相補的利用による黒雲母風化素過程の解明

Weathering mechanisms of biotite investigated
by the combination of experiment and simulation of XANES spectra

*山口 瑛子[1]，高橋 嘉夫[2]，奥村 雅彦[1]
[1]JAEA，[2]東大

抄録: X 線吸収端近傍構造（XANES）の実験およびシミュレーションを組み合わせることで、黒雲母の風化素過程の解明を目指した。実験とシミュレーションの結果は整合し、黒雲母の風化において Fe が酸化され XANES のピークがシフトすること、風化による Fe イオンの溶脱が考えられることがわかった。

キーワード： XANES，第一原理計算，黒雲母

【緒言】地球上に広く存在する一次鉱物の一つである黒雲母鉱物は、風化作用によって粘土鉱物に変質し多くの陽イオンを吸着できるようになるため、様々な陽イオンの環境動態に重要である。例えば、福島第一原子力発電所の事故から放出された放射性セシウムは、風化黒雲母に強く吸着され、土壌表層に固定されたことが報告されている[1]。しかし黒雲母の風化過程は複雑であるため、その素過程の詳細は明らかになっていない。本研究では、風化過程で重要と考えられる鉄（Fe）の電子状態に着目し、X 線吸収端近傍構造（XANES）の実験およびシミュレーションを組み合わせることで、黒雲母の風化素過程を明らかにすることを目指した。

【手法】実験では、先行研究[2]にしたがって黒雲母試料を大気平衡下で人工的に風化させ、反応時間を変えることで様々な風化の程度を持つ風化黒雲母試料を作製した。各試料について、風化によるカリウム（K）溶出量の定量と X 線回折測定を行うことで風化の程度を評価し、さらに Fe-K 吸収端 XANES スペクトルを測定した。一方シミュレーションでは、大気平衡下で風化によって Fe^{2+}イオンが酸化され一部が溶出する反応を仮定して黒雲母と風化黒雲母のモデルを作製し、Vienna Ab initio Simulation Package（VASP）によって構造最適化を行った後、モデルに含まれる全ての Fe 原子に対して WIEN2k による XANES スペクトルの計算を行った。

【結果と考察】実験では、風化が進行する時間が長くなるにつれて K 溶出量が大きくなり層間が膨潤したことから、様々な風化の程度を持つ試料を作製できたことが確認された。XANES スペクトルは、風化の程度に応じて、ピークが高エネルギー側にシフトする様子や、一部のピークの強度が減少する様子が系統的に見られた。一方シミュレーションでは、Fe^{2+}が Fe^{3+}に酸化されると XANES のピークが高エネルギー側にシフトすること、XANES スペクトルに現れる複数ピークのそれぞれの強度は、Fe の価数だけでなく Fe 原子の局所構造に依存することがわかった。これらのことから、実験で見られた系統的な XANES の変化は、Fe の酸化によるピークシフトとそれによるピーク強度の減少が原因であると考えられる。また、黒雲母の風化によって Fe イオンが酸化され、一部の Fe イオンが溶出することで電荷を保つという機構が示唆された。

参考文献

[1] T. Kogure et al., Agricultural Implications of the Fukushima Nuclear Accident (III), 59 (2019).
[2] R. Kitayama et al., Eur. J. Soil Sci. 71, 1 (2020).

---

*Akiko Yamaguchi[1], Yoshio Takahashi[2] and Masahiko Okumura[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]The Univ. of Tokyo.

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

Fri. Sep 13, 2024 10:00 AM - 11:10 AM JST | Fri. Sep 13, 2024 1:00 AM - 2:10 AM UTC Room L(Recture RoomsB 2F B201)

[3L01-04] Decontamination Technology

Chair:Shun Kanagawa(CRIEPI)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3L01]

Development of nanosecond pulsed laser decontamination method
(1) Why pulsed laser for decontamination?

*Takashi Nakajima[1], Atsushi Kosuge[2] (1. Institute of Advanced Energy, Kyoto Univ., 2. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3L02]

Development of nanosecond pulsed laser decontamination method
(2) In-situ time- and space-resolved detection of micro/nano dusts

*Atsushi Kosuge[1], Kota Ando[2], Takashi Nakajima[3] (1. JAEA, 2. JASRI, 3. Kyoto Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3L03]

Application of laser decontamination technology to large structures such as suppression chambers inside nuclear reactor containment vessels

*Eisuke John Minehara[1] (1. LDD Corporation)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[3L04]

Fundamental Study on Mechanism of Blasting Decontamination Device for Small Diameter Pipe (Part 7)

*Yuki Kamimura[1], Seigo Kai[1], Hideharu Takahashi[1], Hayato Taniguchi[2], Akihiko Kawashima[2], Takeshi Sugiura[2], Hiroshi Takahashi[3], Keisuke Jinza[4], Hiroshige Kikura[1] (1. Tokyo Tech, 2. SINTOKOGIO, 3. Fuji Furukawa E&C, 4. Fuji Electric)

11:00 AM - 11:10 AM JST | 2:00 AM - 2:10 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

ナノ秒パルスレーザー除染法の開発
(1) なぜ今、パルスレーザー除染か

Development of nanosecond pulsed laser decontamination method

(1) Why pulsed laser for decontamination?

*中嶋　隆[1]，小菅 淳[2]

[1]京都大学，[2]JAEA (敦総研)

原子炉廃止措置において除染は重要な技術であり、レーザー除染は有力な選択肢の 1 つとなっている。国内では高出力連続波レーザー除染、海外ではパルスレーザー除染が主流となっているが、我々はパルスレーザーの方が除染に適していると考えている。本発表では、既知の問題点を述べた後、我々が何に着目してどういう方向性でパルスレーザー除染の研究開発を進めていくのかについて述べる。

キーワード：ナノ秒パルスレーザー，連続波レーザー，レーザー除染

1. 緒言

原子力業界では、「レーザー除染」という文言は 2000 年代初頭あたりから使われており、、実用化段階に来た「成熟技術」と一般的には考えられているようである。実際、福島第一原発の貯水タンクにおいては、東京電力が 2019 年に高出力連続波レーザー除染を実施したという報告もある。不思議なことに、海外ではパルスレーザー除染が主流となっているのに対し、国内では連続波レーザー除染が主流となっている。我々は、パルスレーザーの方が除染に適していると考えている。本発表では、この点についての我々の見解と、我々がどういう方針でパルスレーザー除染の研究を進めるのかについて説明したい。

2. 研究計画

2-1. レーザーについて

連続波レーザーの場合、ターゲットの加熱溶融を避けるためには高速掃引すれば良い、と言われているが、ターゲット上の一点を照射している時間は数 10 マイクロ秒程度であり、ターゲット内における熱拡散を考えると決して短くはない。これはつまり、レーザーエネルギーの多くがターゲット内部を加熱溶融させるのに使われてしまうということを意味する。これに対し、パルスレーザーではこういう問題はほぼ起こらない。

2-2. 試料作成と除染効率の評価について

コールド実験の場合、どのような模擬汚染試料を用いたかがどの程度の除染効率が得られるかに直結する。すなわち、現実の汚染材料よりも除染の容易な模擬汚染試料であれば、そのような模擬汚染試料の除染に最適化されたレーザーパラメータや除染効率は何の意味もなさない。つまり、現実的な模擬汚染試料の作成法の開発自体も重要な課題である。

2-3. 粉塵について

特に brute force でレーザー除染をおこなった場合、大量の放射性フューム/粉塵が発生し、回収が困難となる。集塵機はもちろん必須の装置ながらも、どんな方法で粉塵の回収効率を高めるかも重要な課題である。そのためにはまず、粉塵の時間空間分解その場計測が重要であると考えた。

3. 結論

レーザー除染には上述のような未解決課題がいくつもあり、これらを解決することが我々の目標である。

---

*Takashi Nakajima[1], Atsushi Kosuge[2]

[1]Kyoto Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency (Tsuruga).

ナノ秒パルスレーザー除染法の開発
(2) 飛散粉塵の時間空間分解その場計測

Development of nanosecond pulsed laser decontamination method

(2) In-situ time- and space-resolved detection of micro/nano dusts

*小菅 淳[1], 安東 航太[2], 中嶋 隆[3]

[1]JAEA（敦総研）, [2]高輝度光科学研究センター, [3]京都大学

本講演では、レーザー除染時に発生する放射性飛散マイクロ/ナノ粉塵の回収技術確立のため、汚染されていないターゲット（SUS304）に高繰り返しナノ秒レーザーパルスを照射した際に発生するマイクロ/ナノ粉塵の時間空間分解その場計測について報告する。

キーワード：ナノ秒パルスレーザー、レーザー除染、除染メカニズム、放射性粉塵、レーザー散乱

1. 緒言

原子炉の廃止措置においては大量の放射性廃棄物が発生する。これらの除染を効率的かつ安全に行う方法として、レーザー除染法が近年注目されている。レーザー除染時に発生するマイクロ/ナノ粉塵は放射性であるため、ターゲット面からの放射性物質の除去だけでなく、マイクロ/ナノ粉塵の回収も同程度に重要である。後者については、一般的には集塵機を導入するが、粉塵が全く見えない状況で集塵機を適切に設置することは困難である。そこで我々は、ターゲットから遠く（50～70 mm）離れた空間領域の粉塵を実時間その場計測する手法の開発が重要であると考えた。我々の知る限り、単一レーザーパルス照射直後のアブレーションプラズマをターゲット極近傍においてシャドーグラフ法やシュリーレン法で観察した報告は多数存在するが、粉塵が希薄な空間領域における計測の報告は皆無である。

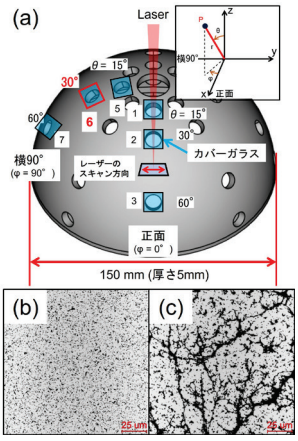


図 1 マイクロ/ナノ粉塵の空間分布測定(a)実験配置、パルス幅が(b)15 ns および(c) 140 ns のパルスレーザー照射後の粉塵.

2. 実験および結果

我々は、高繰り返しナノ秒ファイバーレーザーを入射角 0 度で SUS ターゲットに照射した際に発生する粉塵の空間分布を計測した。まずは簡便な方法として、レーザーのビーム軸から 30 度でターゲットから 70 mm 離れた位置にガラス板を設置し、付着した粉塵の形状やサイズを共焦点顕微鏡で観察した。結果を図 1 に示す。レーザー出力とパルス繰り返し数が同一であっても、粉塵の大きさや形状はパルス時間幅に依存することがわかる。時間空間分解その場計測に関しては、ターゲットから~50 mm 離れた空間領域では粉塵密度が極めて希薄なため、前述のシャドーグラフ法やシュリーレン法は無力である。そこでレーザー散乱法を試したところ、レーザー散乱画像を得ることができた。一例を図 2 に示す。個々の粉塵が時間空間分解検出できているのが分かる。

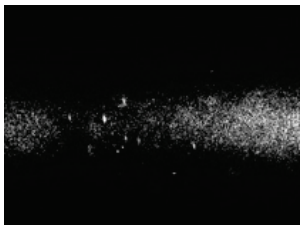


図 2 マイクロ/ナノ粉塵のレーザー散乱画像の例.

3. 結論

水平に置かれたターゲットから斜め上方に 70 mm 離れた空間領域において粉塵を採取したところ、粉塵粒径のパルス時間幅依存性が確認できた。さらに、このように粉塵密度が極めて希薄な空間領域においても、レーザー散乱法を用いれば粉塵を時間空間分解その場計測できることがわかった。

* Atsushi Kosuge[1], Kota Ando[2], Takashi Nakajima[3]

[1]Japan Atomic Energy Agency (Tsuruga), [2]JASRI, [3]Kyoto Univ.

原子炉格納容器内のサプレッションチャンバーなどの大型構造物に対するレーザー除染技術の適用について

Application of laser decontamination technology to large structures such as suppression chambers inside nuclear reactor containment vessels

*峰原英介， LDD 株式会社

抄録: 原子炉廃止措置において圧力変動を抑えるサプレッションチャンバーは原子炉格納容器内の最大の合金鋼製除染対象構造物の一つである。これは、厚み 20mm 程度、管径９ｍ、外直径 44ｍのドーナツ状の構造である。シングルモードファイバーレーザーを用いて、この汚染物内外面をクリアランスレベルまで除染する技術開発を計画した。

キーワード：サプレッションチャンバー、ドーナツ状構造、クリアランスレベル、シングルモードファイバーレーザー

1. 緒言

高経年化した発電炉や事故炉の廃止措置を進める際、原子炉内にある RI 汚染物の除染が必要となる。汚染物には汚染状況により、レベル 1～3 と有り、数値が小さくなるに従い、除染が困難となる。LDD(株)は、理想的な条件下では計測精度内で完全除染が可能となる独自の特許技術を用いた高パワー密度高走査速度の除染方法を用いてレーザー除染装置とレーザー廃止措置関連装置等を開発、設計、製造、販売等を行ってきた。比較的小型小規模である短尺大型配管、保管容器については令和 4 年度に、さらに長尺中小口径の配管については令和 5 年度に、汚染模擬剤や実汚染物を用いて開発を進めてきた。今後は、より大規模構造物であるサプレッションチャンバーなどを除染対象物として、完全除染の技術を確立し、汚染レベル２，３に該当する汚染物を極小化することを計画した。また我々が前から行っている大口径のパイプ/ドラム缶内外部のレーザー除染装置などの計画［1､2］の現状を合わせて報告する。

2. 数ｋW 級除染用及び数十ｋW 級切断用レーザーシステムの構成と原子炉廃止措置への応用

LDD の製品と同様に目的に合わせてレーザー、スキャナー、制御装置、周辺機器は中国、ドイツ、フィンランドなど国内外のメーカー製の 0.25ｋW から 3ｋW の CW 或いは QCW シングルモード並びにマルチモードファイバーレーザーを用いる。1 軸 2 軸 3 軸の多種類のガルバノ等のスキャナーは、F63 から F900 までの FΘ レンズや単焦点レンズなどを組み合わせて、これに手動の場合はローラーとフードを付けたスキャナーを両手で持って、自動では 6 軸ロボットアームで操作し、圧空は、オイルフリー圧縮機、集塵はサイクロン付き集塵機を用いて除染及び切断システムを構成する。

本計画の大型構造物の除染では、①数千㎡級大面積のレーザー除染システムの設計・検討・模擬試験（大面積処理速度、クリアランスレベルの除染品質、廃棄物吸引遮蔽保管方法、除染機全周移動方法)、②レーザーと電力の長距離伝送技術の設計・検討・模擬試験（光ファイバー伝送、レーザー空間伝送、電力線伝送)、③大規模構造物の解体技術の設計検討模擬試験、④大型構造物全周内外位置計測制御技術の設計・検討・模擬試験(モーションキャプチャー、慣性航法等)の技術開発を計画した。検討と試作試験においては、高感度 Ge 検出器と汚染模擬剤で除染性能を確認する予定である。会議では本計画と関連技術開発について報告する。

参考文献

[1] 本報告は若狭湾エネルギー研究センターの嶺南地域新産業創出モデル事業補助金交付を受けた研究である。

[2] E. J. Minehara, Japanese Patent No.5610356, 2014, US Patent, US9174304B2, 2015., EU Patent No.2772922, 2017.

*Eisuke J. Minehara, LDD Corporation.

小口径配管のブラスト除染装置のメカニズムに関する基礎研究（その 7）

Fundamental Study on Mechanism of Blasting Decontamination Device for Small Diameter Pipe (Part 7)

*上村 悠貴[1]，甲斐 晟豪[1]，高橋 秀治[1]，谷口 隼人[2]，川島 彰彦[2]，杉浦 武志[2]，高橋 浩[3]，
神坐 圭介[4]，木倉 宏成[1]
[1]東京工業大学，[2]新東工業株式会社，[3]富士古河 E&C 株式会社，[4]富士電機株式会社

廃止措置における除染作業用の乾式ブラスト除染装置による，小口径配管の除染メカニズムの解明および除染効果の高い除染条件の検討を目的とし，本報では乾式ブラスト除染装置における投射粒子径・形状と除染効果の関係性について報告する．

キーワード：廃止措置，除染，ブラスト，小口径配管

1. 緒言

「ふげん」の廃止措置において，小口径配管にバレル研磨とショットブラストを複合した乾式のブラスト除染装置を使用することで，輪切り切断の状態で小口径配管(3B 以下)の内表面が除染できることが確認されている[1]．本報ではブラスト研磨機を用い，投射粒子径・形状による平板研磨への影響調査を行い除染効果の高い投射粒子を選定した．

2. 実験方法

模擬試料に SUS304 平板(25 mm × 25 mm × 5 mm)を用い，投射粒子として平均粒径 0.4 mm, 1.0 mm, 1.4 mm の鋭角形状粒子(鋳鋼グリット GP4, GP10, GP14, 新東工業製), 平均粒径 0.5 mm, 1.0 mm, 1.4 mm の球形状粒子(鋳鋼ショット SB5, SB10, SB14, 新東工業製)を用いた．ブラスト試験は水平平板に対し，投射距離 400 mm，速度 60 m/s で 3 kg の粒子を投射し，平板の質量変化を計測した．また，平板の粒子投射面の半分をテープで被覆した際の被覆部と露出部の表面粗さを計測し，投射前後の表面粗さ変化を評価した．

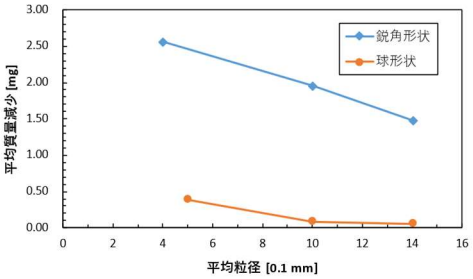


図 1　粒子投射前後の平板質量減少

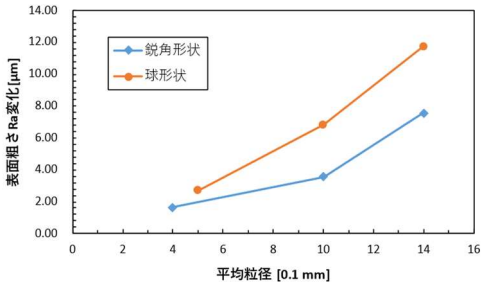


図 2　粒子投射前後の算術平均粗さ変化

3. 実験結果及び考察

質量変化計測結果を図 1 に示す．平均粒径が小さいほど削食量が増大すること，及び球形状粒子に比べ鋭角形状粒子の方が削食力に優れることが確認された．また表面粗さ変化は図 2 の通り，GP4 を投射した場合が最小となった．以上から，GP4 を用いると少量の粒子で平板表面を均一に削食可能であると考えられ，本報で挙げた 6 種の粒子中では GP4 が最も除染効果に優れていると結論付けた．

参考文献

[1] 土田大輔，高橋浩，小口径配管廃棄物の内面除染方法の開発，日本原子力学会 2016 年秋の大会 2C05，2016.

*Yuki Kamimura[1], Seigo Kai[1], Hideharu Takahashi[1], Hayato Taniguchi[2], Akihiko Kawashima[2], Takeshi Sugiura[2], Hiroshi Takahashi[3], Keisuke Jinza[4] and Hiroshige Kikura[1]
[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Shintokogio Ltd., [3]Fuji Furukawa Engineering & Construction Co.Ltd., [4]Fuji Electric Co.Ltd.,

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

Fri. Sep 13, 2024 10:15 AM - 11:55 AM JST | Fri. Sep 13, 2024 1:15 AM - 2:55 AM UTC Room O(Recture RoomsB 2F B204)

[3O01-06] Cladding Materials 1

Chair:Shinichiro Yamashita(JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3O01]

Irradiation behavior of alumina scales formed on FeCrAl ODS alloys and the effect of pre-oxidation temperatures

*Hao Yu[1], Sosuke Kondo[1], Yasuyuki Ogino[1], Minha Park[1], Ryuta Kasada[1] (1. Tohoku Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3O02]

Suppression of irradiation hardening in W-coated F82H produced by underwater explosive-welding

*Kotaro Seki[1], Kazuyuki Hokamoto[2], Shigeru Tanaka[2], Takaaki Koyanagi[3], Kenta Yoshida[1], Akira Hasegawa[1], Sosuke Kondo[1], Hao Yu[1], Yasuyuki Ogino[1], Ryuta Kasada[1,4] (1. Tohoku Univ., 2. Kumamoto Univ., 3. Oak Ridge National Laboratory, 4. National Institute for Fusion Science)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[3O03]

Microstructural Evolution and Interface Stability of Cr/Mo-Coated Zirconium Alloys Near the Mo-Zr Eutectoid Temperature

*BO LI[1], Jingjie Shen[3], Zongda Yang[1], Kano Sho[2], Hiroaki Abe[1] (1. UTokyo, 2. QST, 3. NIFS)

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

[3O04]

High-Temperature Air Oxidation Behavior of Cr-based Binary Alloys

*John Andrew Kane Jovellana[1], Hiroaki Abe[1] (1. UTokyo)

11:15 AM - 11:30 AM JST | 2:15 AM - 2:30 AM UTC

[3O05]

Evaluation of the Hoop Tensile Behavior of Cr-coated Zircaloy-4 Fuel Cladding by Advanced Expansion Due to Compression (A-EDC) Test

*Ziqi Wei[1], Bo Li[1], Lijuan Cui[3], Zongda Yang[1], Risheng Qiu[1,4], Sho Kano[2], Hiroaki Abe[1] (1. The University of Tokyo, 2. QST, 3. Sichuan Univ., 4. Chongqing Univ.)

11:30 AM - 11:45 AM JST | 2:30 AM - 2:45 AM UTC

[3O06]

Development of potential function for SiC materials used in nuclear applications based on machine learning

*Baopu WANG[1], Liangfan Zhu[1], Yuting Chen[1], Hirotomo Iwakiri[2], Kazunori Morishita[1] (1. Kyoto Univ., 2. Ryukyus Univ.)

11:45 AM - 11:55 AM JST | 2:45 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

Irradiation behavior of alumina scales formed on FeCrAl ODS alloys and the effect of pre-oxidation temperatures

*Hao Yu[1], Sosuke Kondo[1], Yasuyuki Ogino[1], Minha Park[1] and Ryuta Kasada[1]
[1]Tohoku Univ.

Abstract

Alumina-forming FeCrAl ferritic oxide dispersion strengthened (ODS) alloys are considered to be promising materials for nuclear systems. Present work aims to investigate the irradiation behavior of the alumina scales formed on FeCrAl ODS alloys at various pre-oxidation temperatures. Influence of microstructure control through adjusting the pre-oxidation temperatures on the irradiation resistance will be discussed.

Keywords: FeCrAl ODS, Alumina, Irradiation, Pre-oxidation

1. Introduction

The most appealing aspect of the FeCrAl ODS alloys is the ability to spontaneously form a dense α-alumina scale upon exposure to high temperatures, which can protect the alloys from extremely high temperature steam in accidental nuclear environments. Improving the radiation resistance of the alumina scale is essential for nuclear applications. Since the microstructure of the alumina scales is closely related to the temperature [1], in order to understand the role of microstructural control on the improvement of the irradiation resistance of the alumina scales, the irradiation behavior of alumina scales formed at different temperatures has been investigated.

2. Experimental

The alumina scales formed on different pre-oxidation temperatures were characterized by SEM, EPMA and XRD. The pre-oxidized FeCrAl ferritic ODS alloys were irradiated using a 6.4 MeV Fe^{3+} ion beam to 2 dpa at 500 °C in DuET, Kyoto University. Effect of the irradiation on the microstructure of the alumina scales was elucidated with the aid of STEM and 3D-AP characterization techniques. Evolution of the mechanical performance of the alumina scales before and after the irradiation was investigated by means of ultra-small testing technologies (USTT).

3. Result

Fine Y-Zr oxide particles were found in the formed alumina scale, which were originally existed in the alloy substrate and subsequently incorporated into the alumina layer with the inward growth of the alumina. As the pre-oxidation temperature increases, the Y-Zr oxide particles within the alumina layer show a tendency to diffuse from the metal substrate to the gas interface of the scale. The irradiation-induced segregation of Y/Zr along the alumina grain boundaries (G.B.) was confirmed, resulting in a reduction of alumina grain boundary cohesion.

4. Conclusion

Microstructural control by adjusting the pre-oxidation temperature contributes to the microstructural stability of alumina scales during irradiation, especially the distribution of the Y-Zr oxide particles, which provides the possibility to improve the irradiation resistance of the alumina scales.

References

[1] H. Yu, S. Kondo, R. Kasada, N. Oono, S. Hayashi, S. Ukai, Nucl. Mater. Energy 25 (2020) 100798

水中爆接法で作製した W/F82H 被覆材における照射硬化の抑制現象

Suppression of irradiation hardening in W-coated F82H produced by underwater explosive-welding

*関 航太朗[1], 外本 和幸[2], 田中 茂[2], 小柳 孝彰[3], 吉田 健太[1], 長谷川 晃[1], 近藤 創介[1], 余 浩[1], 荻野 靖之[1], 笠田 竜太[1,4]

[1]東北大学, [2]熊本大学, [3]ORNL, [4]NIFS

本研究は、水中爆接法によって作製した W/F82H 被覆材の機械特性に及ぼす中性子照射の影響を明らかにすることを目的する。W/H82H 被覆材の界面近傍における中性子照射前後でのビッカース硬さ変化を評価した結果、照射硬化の抑制が確認され、爆接時に導入された歪みの緩和が原因であると示唆された。

キーワード： 水中爆接，タングステン被覆，中性子照射，照射硬化，ビッカース硬さ試験

1. 背景・目的

核融合炉ブランケットの第一壁材料として、基材となる低放射化フェライト鋼にタングステン材料を被覆した W/F82H 被覆材が開発され、熱伝導特性や機械特性について研究されている。しかし、中性子照射後の W/F82H の機械特性に関する知見は多くない。本研究では、水中爆接材における中性子硬化を調べ、W/F82H 及びそれらの界面の照射硬化感受性に及ぼす接合の影響を明らかにすることを目的とした。

2. 実験方法

水中爆接法で作製した 3×3×3mm の W/F82H に対して中性子照射を実施した。硬さ試験はビッカース試験及びナノインデンテーションを行った。ビッカース硬さ試験は、荷重 980mN、保持時間 15 秒とした。ナノインデンテーションは、荷重 30mN、ステップサイズ 7μm とした。微細組織観察・解析は電子線後方散乱回折(EBSD)法、電子プローブマイクロアナライザー(EPMA)及び WB-STEM を用いた。中性子照射は BR2 及び HFIR を用いた。BR2 では、照射温度 100～150 及び 290℃とし、最大照射量を 1.27×10^{24}[/m^2]とした。HFIR では、照射温度 600℃とし、最大照射量を 21.5×10^{24}[/m^2]とした。

3. 結果・考察

未照射材に対するビッカース硬さ及びナノインデンテーション結果より、W/F82H はタングステン領域、界面領域、F82H 領域に加えて、F82H 硬化領域(Under-Clad Hardened : UCH 領域)の 4 種類の領域に分けられることが確認された。EMPA 解析結果より UCH 領域は F82H 領域と顕著な差は見られなかったが、EBSD 結果より UCH 領域は F82H 領域より測定不能領域が多く、高い歪みを有することが示唆された。また、硬さ試験後の W/F82H 界面領域には亀裂が確認されなかったが、タングステン領域の結晶粒界には亀裂が生じる傾向にあり、界面強度はタングステンの粒界強度よりも高い傾向にあることが示された。

中性子照射前後の硬さと比較すると、全ての領域で照射による硬化が抑制されていた。一方で、WB-STEM よりタングステン領域及び界面領域には照射欠陥が導入されていることが確認されたため、照射による硬化と同時に軟化が起こっていることが示唆された。照射による軟化の原因は、水中爆接によって導入された加工硬化あるいは弾性歪みが照射によって緩和したことであると示唆された[1]。

参考文献 [1]Fujii K, et al. *J Inst og Nucl Saf Syst.* 2011;18:198-210.

---

*Kotaro Seki[1], Kazuyuki Hokamoto[2], Shigeru Tanaka[2], Takaaki Koyanagi[3], Kenta Yoshida[1], Akira Hasegawa[1], Sosuke Kondo[1]. Hao Yu[1], Yasuyuki Ogino[1], Ryuta Kasada[1,4]

[1]Tohoku Univ., [2]Kumamoto Univ., [3]ORNL, [4]NIFS.

Microstructural Evolution and Interface Stability of Cr/Mo-Coated Zirconium Alloys Near the Mo-Zr Eutectoid Temperature

*Bo Li[1], Jingjie Shen[2], Zongda Yang[1] Sho Kano[3] and Hiroaki Abe[1]

[1] UTokyo, [2] NIFS, [3] QST

Abstract

This study is concerned with the interfacial evolutionary behavior of the Cr/Mo-coated Zr alloy, an accident-tolerant fuel cladding tube. The interfacial microstructure of Cr/Mo-coated Zr alloy and the mechanism of its formation were investigated at three temperatures: 700, 750, and 800 °C.

Keywords: ATF, Interface, Microstructure

1. Introduction

Zirconium (Zr)-based alloys have been employed as nuclear fuel cladding materials due to their low thermal neutron capture cross-section and oxidation resistance. The 2011 Fukushima Daiichi accident exposed the rapid oxidation and failure of Zr alloys at high temperatures, leading to hydrogen explosions. To enhance the accident tolerance of cladding tubes, particularly under LOCA conditions, Cr coatings on Zr cladding have emerged as a promising solution due to their robust corrosion resistance. However, the Cr/Zr interface's stability is challenged by interdiffusion, forming brittle ZrCr2 compounds and potential Cr-Zr eutectic reactions above 1330°C. Various barrier layers, including Molybdenum (Mo), have been explored to mitigate these issues. Mo is particularly promising due to its thermal properties and higher eutectic temperature with Zr. Prior studies have focused on high-temperature performance, but the behavior around the Mo-Zr eutectoid temperature (~750°C) remains less understood. This study investigates the microstructural evolution of Cr/Mo-coated Zr alloys in the 700-800°C range, focusing on the interface before and after the eutectoid reaction, aiming to enhance the safety margin of these cladding tubes.

2. Experimental process and results

Cr/Mo-coated Zr alloys were fabricated using pulsed laser deposition (PLD). The samples were annealed at three different temperatures: 700 °C, 750 °C, and 800 °C, each for 4 hours in a high vacuum environment. After annealing, the samples were cooled to room temperature within the furnace. Subsequently, specimens subjected to different heat treatments were prepared using a focused ion beam (FIB) and examined with a transmission electron microscope (TEM) equipped with an energy-dispersive spectrometer (EDS). This allowed us to analyze the microstructure and compositional distribution at the Cr/Mo-coated Zr alloy interfaces under various heat treatment conditions.

The results indicate that Mo serves as an effective diffusion barrier below 750 °C, preventing the formation of intermetallic compounds in the interfacial region. However, once the temperature reaches 750 °C, which is above the Mo-Zr eutectoid reaction temperature, significant reactions between Mo and Zr occur. This leads to the formation of four distinct phases in the interfacial region, including a large intermetallic compound, $Zr(Mo, Cr, Fe)_2$.

3. Conclusion

This study examined the microstructural evolution and composition distribution at Cr/Mo-coated Zr alloy interfaces near the Mo-Zr eutectoid temperature (700-800 °C). 730 °C, Mo effectively acts as a diffusion barrier, preventing intermetallic compound formation. However, above this temperature, Mo loses its barrier function, leading to the development of four distinct interfacial zones: β-Zr, large $Zr(Mo,Cr,Fe)_2$ intermetallic compounds, α-Zr, and the original Mo layer with fine $Zr(Mo,Cr,Fe)_2$, severely impacting interface performance.

High-Temperature Air Oxidation Behavior of Cr-based Binary Alloys

*John Andrew Kane Jovellana[1] and Hiroaki Abe[1]

[1]Department of Nuclear Engineering and Management, The University of Tokyo

ATF research currently focus on Cr-based coatings to protect Zr alloys. However, it is necessary to improve Cr properties via alloying. In this study, Cr alloys with Fe and Al are prepared by arc melting. Weight gains after furnace oxidation are compared, and morphology and oxides composition after air oxidation were analyzed. The oxidation resistance of the Cr-Fe and Cr-Al alloys are considered to be satisfactory.

Keywords: ATF, chromium, oxidation

1. Introduction

As a severe consequence of Fukushima Daiichi nuclear accident, the hydrogen explosions are due to the high-temperature Zr oxidation. Accident-tolerant fuel (ATF) projects currently focus on applying a Cr-based metal coating to protect the Zr alloy tubing, but modifications such as alloying of Cr may be necessary to improve Cr performance.

2. Methodology

Cr-Fe and Cr-Al alloys were fabricated via vacuum arc melting followed by thermal annealing. High-temperature oxidation behaviors in static air were studied in a furnace and measuring the weight gain. Characterization of the morphology and identification of oxides formed were analyzed using SEM-EDS and GIXRD, respectively.

3. Results and Discussion

Surface delamination and spallation were observed in some specimens at 1200°C, while samples maintained the oxide scales at 1100°C. The measured weight gains are also relatively small compared to Zr alloy oxidation and comparable to pure Cr oxidation in the literature. Characterization of the oxides identified Cr_2O_3, Fe_3O_4, Fe_2O_3, and Al_2O_3 in the specimens. GIXRD results of the samples after oxidation show the distribution of oxides as function of depth.

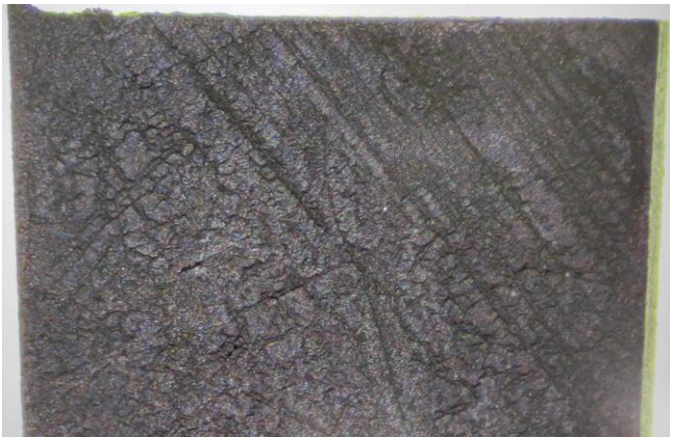


Fig 1. Cr-7Fe oxidized at 1200°C.

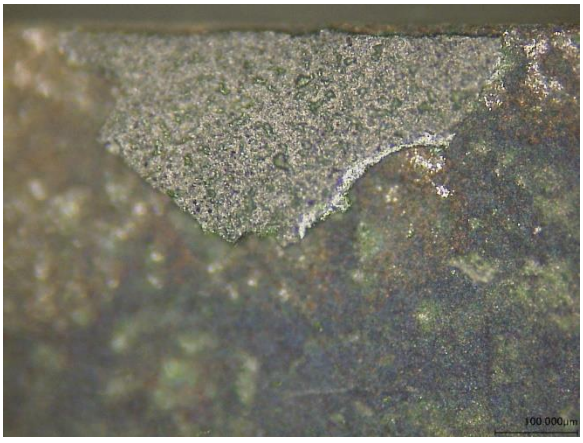


Fig 2. Cr-2Al oxidized at 1200°C

4. Conclusion

The results of high-temperature air oxidation of Cr-Fe and Cr-Al show potential improvement to pure Cr by possibly providing additional protection of the Cr_2O_3 scale for the substrate, which can be future candidates as coating. Further oxidation tests in other high-temperature atmospheres with steam are to be performed.

Evaluation of the Hoop Tensile Behavior of Cr-coated Zircaloy-4 Fuel Cladding by Advanced Expansion Due to Compression (A-EDC) Test

*Ziqi Wei[1], Bo Li[1], Lijuan Cui[3], Zongda Yang[1], Risheng Qiu[1,4], Sho Kano[2], Hiroaki Abe[1]
[1]The University of Tokyo, [2]National Institutes for Quantum Science and Technology,
[3]Sichuan University (China), [4]Chongqing University (China)

Abstract

This research evaluates the mechanical behavior and strength of Cr-coated Zircaloy-4 cladding tubes under hoop tensile stress. Cr coatings were applied to Zircaloy-4 rings using the pulsed laser deposition (PLD) method. Advanced expansion due to compression (A-EDC) tests were conducted on the as-deposited specimens at room temperature (RT) and 573K. To determine the coating's strength accurately, mechanical properties including Young's modulus and residual stress were measured using nano-indentation and XRD methods. Analyzing the crack density-local strain relationship established a quantification method for the coating's cracking behavior. The results demonstrated superior crack resistance for the thin Cr coating with a nanocrystalline/amorphous structure.

Keywords: Accident Tolerant Fuels, Cr coating, Advanced Expansion due to Compression (A-EDC) Test, Hoop strength, Crack propagation

1. Introduction

Chromium (Cr) coated zirconium-based alloy (Zry) is considered as the nearest candidate for accident-tolerant fuel (ATF) cladding materials. These coatings are likely to face axial and hoop tensile stresses, temperature variations, and other factors that can degrade the cladding and cause cracks to form on the outer layer. The Advanced Expansion-Due-to Compression (A-EDC) test, which can assess the hoop tensile mechanical properties of cladding materials, is a potential method for evaluating the hoop tensile behavior of coated cladding, particularly regarding the coating's adhesion and fracture strength.

This research qualitatively and quantitatively evaluates the mechanical behaviors of Cr-coated Zircaloy-4 cladding tubes under hoop tensile stress using the A-EDC test.

2. Experimental

Pulsed laser deposition (PLD) was used to apply Cr coatings on the outer surface of Zircaloy-4 rings. The cross-sectional structure of the as-received coatings was examined using transmission electron microscopy (TEM), with sample foils prepared via the focused ion beam (FIB) technique. Advanced Expansion-Due-to Compression (A-EDC) tests were conducted on the as-deposited specimens, using cylindrical pellets of Cu and stainless steel 316L, at RT and 573K, respectively. Young's modulus and nano-hardness were measured by nano-indentation at various indent depths. Residual stress at RT was determined using the d-sin^2(ψ) method by X-ray diffraction (XRD).

3. Results

The Cr coatings, 350 nm thick, have a bi-layer structure: a 130 nm amorphous layer and a 220 nm nano-crystalline layer. Their Young's modulus and residual stress are 227 GPa and -1.4 GPa, respectively. In A-EDC tests, transverse surface cracks perpendicular to the tensile direction and slanted cracks at a 45° angle appeared, indicating strong adhesion and strain transfer from the Zry-4 substrate. The crack density-strain relationship shows three stages: no cracking, rapid crack increase, and saturation, with slanted cracks forming after transverse ones. At 573K, the first crack forms at a strain of 0.07, higher than at RT (0.03), suggesting increased ductility due to a brittle-to-ductile transition. This implies superior fracture strength (~5.9 GPa) for the Cr coating with the nature of brittleness of Cr at RT, though determining its exact behavior remains challenging due to the unclear DBTT window for the nano-crystalline/amorphous structure.

機械学習に基づく原子力用 SiC 材料ポテンシャル関数の開発

Development of potential function for SiC materials used in nuclear applications based on machine learning

*王 抱朴[1]、祝 梁帆[1]、陳 昱婷[1]、岩切 宏友[2]、森下 和功[1]

[1]京都大学，[2]琉球大学

本研究は第一原理計算と機械学習方法を結合し、第一原理計算データを用いてニューラルネットワークを構築により、大きな適用規模と高い精度を持つ原子力用 SiC 材料のポテンシャル関数を開発した。

キーワード：SiC 材料，第一原理計算，機械学習，ポテンシャル関数，照射損傷

1. 緒言

SiC 材料は多くの点で優れた特性を持っており、原子力材料として開発と検証が進められている。原子炉内の環境が材料に及ぼす影響を研究するため、分子動力学法を用いて材料の照射損傷挙動を分析できる。分子動力学法の信頼性は使用される原子間ポテンシャル関数の精度に依存している。しかし、現在 SiC 材料の分子動力学シミュレーションに広く用いられている Tersoff と MEAM ポテンシャル関数は、欠陥形成エネルギーの第一原理計算結果と一致しないことが確認されている。GW−ZBL ポテンシャルはより正確な欠陥形成エネルギーを提供することができるが、欠陥移動エネルギー障壁の計算に対する信頼性は低い[1]。これらのポテンシャル関数を用いて SiC の照射損傷挙動シミュレーションを行うと、研究の信頼性が低下する可能性がある。そのため、原子間相互作用を正確に記述できる新たなポテンシャル関数の開発が求められている。第一原理計算は量子力学の基本原理に基づく計算方法により、より正確な原子間ポテンシャルを得ることができるが、その系は数百原子に限られ、計算コストが高く、適用規模は小さいである。一方、人工知能技術の発展に伴い、機械学習方法が第一原理計算で得られるデータを学習し、ニューラルネットワークポテンシャル関数を構築することは、計算速度と規模を向上させることができる。そこで、照射損傷挙動に対して信頼性の高い分子動力学シミュレーションを行うために、本研究では、高精度とされる第一原理計算方法を用いて、SiC のポテンシャルエネルギーを計算し、ニューラルネットワークを構築し、大きな適用規模と高い精度を兼ね備える SiC のポテンシャル関数を開発した。

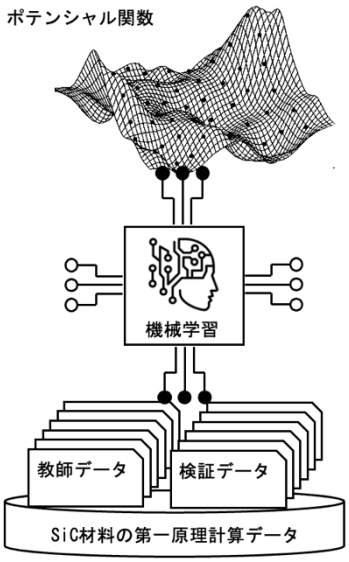


図 1　第一原理計算と機械学習の結合

2. 計算

第一原理計算は SIESTA コードを用いて QST のスーパーコンピュータで行った。ニューラルネットワークの構築は dpdata や DeePMD-kit などのコードを使用した。ポテンシャル関数に良好な汎化能力を持たせるために、完全結晶構造、異なる格子定数、および空孔や格子間原子が存在する構造で計算と訓練を行った。

3. 結果

216 原子を含む、合計 149 構造の SiC の第一原理計算スーパーセルを構築した。図 2 に示すディープニューラルネットワークを開発し、隠れ層はポテンシャル関数として抽出された。

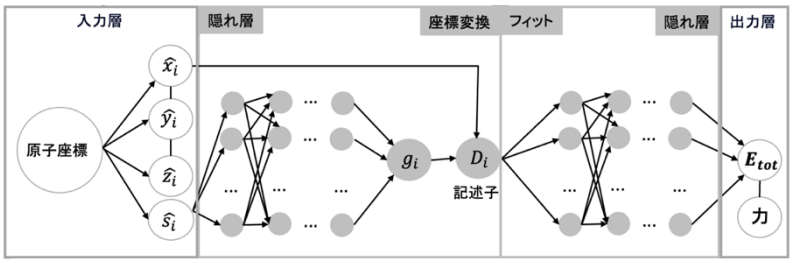


図 2　開発されたディープニューラルネットワーク（DNN）

参考文献

[1] G. D. Samolyuk, et al. Journal of Nuclear Materials, 2015, 465 (83-88).

---

*Baopu Wang[1], Liangfan Zhu[1], Yuting Cheng[1], Hirotomo Iwakiri[2] and Kazunori Morishita[1]

[1]Kyoto Univ., [2]Ryukyus Univ.

Oral presentation | I. General Issues：General Issues

Fri. Sep 13, 2024 10:20 AM - 11:10 AM JST | Fri. Sep 13, 2024 1:20 AM - 2:10 AM UTC Room J(Recture RoomsB 1F B104)

[3J04-06] Nuclear Education 2

Chair:Takako Shiraki(MHI)

10:20 AM - 10:35 AM JST | 1:20 AM - 1:35 AM UTC

[3J04]

Development of Lesson Plan to Enhance Nuclear Literacy through STEAM Education

(1) Overview of human resource development for teachers to Enhance Nuclear/radiation Literacy through STEAM

*Yasuhisa Oya[1], Akihide Kayano[2], Toshifumi Yuji[3] (1. Shizuoka Univ., 2. Shimane Univ., 3. Univ. of Miyazaki)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[3J05]

Development of Lesson Plan to Enhance Nuclear Literacy through STEAM Education

(2) A Lesson Plan Developed by University Student from a Nuclear Plant Site Area

*Akihide Kayano[1], Toshifumi Yuji[2], Yasuhisa Oya[3] (1. Shimane Univ., 2. Univ. of Miyazaki, 3. Shizuoka Univ.)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3J06]

Development of Lesson Plan to Enhance Nuclear Literacy through STEAM Education

(3) Suggestion of Classes on Nuclear Literacy in Technology and Home Economics in Junior High School through STEAM Education

*Toshifumi Yuji[1], Yasuhisa Oya[2], Akihide Kayano[3] (1. University of Miyazaki, 2. Shizuoka University, 3. Shimane University)

11:05 AM - 11:10 AM JST | 2:05 AM - 2:10 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

STEAM 教育手法を用いた原子力リテラシーを高めるための学習指導案
Development of Lesson Plan to Enhance Nuclear Literacy through STEAM Education
(1) STEAM 教育手法を活用した原子力／放射線リテラシーの高い教員養成
(1) Overview of human resource development for teachers to enhance nuclear/radiation literacy through STEAM

*大矢恭久[1]、栢野彰秀[2]、湯地敏史[3]
[1]静岡大学、[2]島根大学、[3]宮崎大学

エネルギー・環境問題を基盤とし、グローバルな視点で原子力のメリット・デメリットを理解し、かつ原子力・放射線に関するリテラシーの高い教育者を育成することが求められている。これまでに STEAM 教育を活用した問題解決型の実習プログラムを通して原子力のメリット・デメリットや役割を理解できる原子力人材プログラムを構築し、実践してきた。これまでの実践状況と今後の課題について報告する。

キーワード：人材育成、STEAM 教育、教員養成

1. 緒言

文部科学省国際原子力人材育成イニシアティブ事業「STEAM 教育手法を活用し、エネルギー・環境問題を基盤とした理系教員養成原子力人材育成」を通して、STEAM 教育手法を活用し、エネルギー・環境問題に知的基盤をもった理系教員養成系学生や現職教員を対象に重点的に教育を行ってきた。STEAM 教育を活用したエネルギー・環境・放射線教育カリキュラムを構築し、国内の教育系大学と連携し、実践することにより原子力・放射線リテラシーを向上させる。これらを通して(1)放射線・原子力への興味の創出、(2)エネルギー問題の中での原子力の役割の理解、(3)正しい放射線知識･魅力､を発信できる理系教員の養成を進めてきた。

2. 人材育成手法

本プログラムでは教員養成系大学 17 校が参加し、各大学での座学および実験を通した基礎的な学習とともに、これらの学習を通してエネルギーや原子力について考える機会を提供した。座学は時間の有効活用のため、オンデマンド教材も用意した。思考力、判断力、表現力の育成を通して学びを生かすとともに、原子力・エネルギー関連施設見学・懇談を通した体験的学習も取り入れ、エネルギー・環境問題や原子力・放射線に考える機会を提供した。これらの学習を基盤として、STEAM 教育手法を活用し教科にとらわれない領域横断型の学習指導案を作成し、放射線・原子力への興味やエネルギー問題の中での原子力の役割を考えることができる授業案を学生に提案してもらった。

3. 現状と課題

2022 年度 9 月から始め、これまでに 450 名をこえる学生が本プログラムに参加した。年度末に総合討論会を開催し、学生が作成した学習指導案をポスター発表形式で発表し、意見交換する機会を設けた。「先生方から的確なコメントがもらえて指導案の改善に繋がったと思います。」「他大学の先生の指導法が参考になりました。」「他大学での STEAM 教育の具体的な取り組みを見ることができて，大いに参考になった。」などと好評であった。夏の勉強会では模擬授業を行い、新たな課題なども抽出されてきている。今後、これまでの指導案をまとめ、一環した授業指導案を構築し、エネルギー環境教育への STEAM 教育の適用法を提案していく予定である。本研究は、文部科学省国際原子力イニシアティブ事業「STEAM 教育手法を活用し、エネルギー・環境問題を基盤とした理系教員養成原子力人材育成」（静岡大学）の研究の一環として実施した。

*Yasuhisa Oya[1], Akihide Kayano[2], Toshifumi Yuji[3]
[1]Shizuoka Univ., [2]Shimane Univ., [3]Univ. of Miyazaki

STEAM 教育手法を用いた原子力リテラシーを高めるための学習指導案 （2）原子力発電所立地地域の大学生が作成した学習指導案

Development of Lesson Plan to Enhance Nuclear Literacy through STEAM Education
(2) A Lesson Plan Developed by University Student from a Nuclear Plant Site Area

*栢野　彰秀[1]，湯地　敏史[2]，大矢　恭久[3]
[1]島根大学，[2]宮崎大学，[3]静岡大学

原子力発電所立地地域の教育学部に在籍する大学生が、中学校第 3 学年理科の最終単元で原子力発電所から出される使用済み核燃料を主な題材とした、STEAM 教育を導入したエネルギー環境教育の学習指導案を作成した。

キーワード：中学校理科，STEAM 教育，学習指導案，原子力発電所，使用済み核燃料

1. 緒言

島根県松江市に位置する島根大学教育学部から直線距離で約 8km の所に、島根原子力発電所が立地する。原子力発電所立地地域に位置する教育学部の大学生が、原子力発電所を取り扱った STEAM 教育を導入したエネルギー環境教育の学習指導案を作成した。本発表では、その実際を発表する。

2. STEAM 教育を導入した学習指導案

2-1. 対象となる校種・学年・教科・単元

学習指導案の対象となる校種・学年は中学校第 3 学年、教科は「理科」、単元は「エネルギー資源の利用」である。5 時間分の学習指導案を作成した。

2-2. 授業の展開

1，2 時間目は、学習課題「今後、エネルギー資源をどう利用していけばよいのだろうか？」の下、生徒がエネルギー資源や電気エネルギー使用のグラフを読ん（M）だり、電気エネルギーに変換や安定した電気の供給を考え（T）たり、発電の方法を知った（S）りする活動が計画されている。

3～5 時間目は、学習課題「島根原子力発電所にはどのような課題があるのだろうか？」の下、「原子力発電所から放射性物質が漏れ出るような事故がなければ安全といえるのだろうか」という点を考えるように計画されている。その後、放射線について第 2 学年の学習をふりかえり（S)、原子力発電所には使用済み核燃料が多く保管されていることに気づき、さらにこれを安全に処理する必要がある点にも気づくように計画されている。使用済み核燃料をどのように処理すれば良いのか班ごとに話し合いを行って、合意形成（A）を行なうが、この時人間による恒久的な管理の難しさが浮き彫りになるような工夫（E）もされた指導案が作成されている。

2-3. 課題と今後の展望

学習指導案は作成されたが、今後実践に移すことが第一の課題である。S/T/E/A/M の領域のうち、特に E と T の場面での生徒の活動のさらなる吟味も今後の課題である。本学習指導案を作成した大学生は、教職大学院に進学を希望しているので、そこで実践し、作成した学習指導案の妥当性を検討していきたい。

本研究は、文部科学省国際原子力人材育成イニシアティブ事業「STEAM 教育手法を活用し、エネルギー・環境問題を基盤とした理系教員養成原子力人材育成」（静岡大学）の研究の一環として実施した。

---

*Akihide Kayano[1], Toshifumi Yuji[2] and Yasuhisa Oya[3]
[1]Shimane Univ., [2]Univ. of Miyazaki, [3] Shizuoka Univ.

STEAM 教育手法を用いた原子力リテラシーを高めるための学習指導案 （3）STEAM 教育手法を活用した中学校技術・家庭科での 原子力リテラシーを題材とした授業の提案

Development of Lesson Plan to Enhance Nuclear Literacy through STEAM Education
(3) Suggestion of Classes on Nuclear Literacy in Technology and Home Economics in Junior High School through STEAM Education

*湯地　敏史[1]，大矢　恭久[2]，栢野　彰秀[3]
[1]宮崎大学，[2]静岡大学，[3]島根大学

中学校 技術・家庭科【技術分野】での第 2 学年において，学習指導要領の“C エネルギー変換の技術(1) 生活や社会を支えるエネルギー変換の技術”の内容で，学習内容として，“電気の供給と利用”において，原子力を題材とした STEAM 教育の授業設計及び授業実践を実施したので報告する。

キーワード：義務教育，技術・家庭科【技術分野】，STEAM 教育，探究的な学び，原子力リテラシー

1. はじめに

原子力安全に関する IAEA 閣僚会議に対する日本政府の報告書では，中長期的な原子力安全の取組みを確実に進めるため，原子力安全や原子力防災に係る人材の育成が極めて重要であることが示された。原子力利用を取り巻く環境変化等の要因により，原子力分野への進学・就職を希望する学生の減少(福島原発の事故以降)が原子力における人材育成へ大きな課題となっている[1]。そこで著者らは，義務教育段階での原子力リテラシーを学校現場でどのように取り入れていくことが重要かを検討してきた。そこで本報告では，中学校の技術・家庭科【技術分野】での原子力を題材とし探究的な学びを取り入れた STEAM 教育におけるこれまで行ってきた授業の実施及び実践例の報告を行う。

2. STEAM 教育を導入した技術・家庭科の原子力を題材とした学習提案

中学校の技術・家庭科【技術分野】では，第 2 学年に，C エネルギー変換の技術(1) 生活や社会を支えるエネルギー変換の技術 [2]で，学習課題として，「電気エネルギーはどのようなものをどのように変換して作っているのだろうか？」及び「どうして社会では様々な方法で発電されているのだろうか？」との 2 つの問いが設定される。ここでは，再生可能エネルギーなどの発電方法が示されると考えるが，原子力発電をなぜ必要としなければ，生活や社会を支えるエネルギー供給が安定しないのかの課題を生徒へ問うことで，原子力発電の重要性を STEAM 教育の T 及び E, A について探究的な学びにより考察させる。

3. むすび

本授業設計及び授業実践により，中学校の技術・家庭科【技術分野】では，原子力を題材とし探究的な学びを取り入れた STEAM 教育を実際に学校現場での授業へ取り入れることが可能であることを明らかとした。本研究は，文部科学省国際原子力イニシアティブ事業「STEAM 教育手法を活用し，エネルギー・環境問題を基盤とした理系教員養成原子力人材育成」（静岡大学）の研究の一環として実施したものである。

参考文献

[1] 原子力災害対策本部：原子力安全に関する IAEA 閣僚会議に対する日本国政府の報告書 (平成 23 年 6 月)
[2] 文部科学省：中学校 学習指導要領解説 技術・家庭編，平成 29 年告示 (平成 29 年 7 月), 開隆館出版 (2018)

*Toshifumi Yuji[1], Yasuhisa Oya[2] and Akihide Kayano[3]
[1] Univ. of Miyazaki, [2] Shizuoka Univ., [3] Shimane Univ.

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

Fri. Sep 13, 2024 10:35 AM - 11:55 AM JST | Fri. Sep 13, 2024 1:35 AM - 2:55 AM UTC Room E(Recture RoomsA 2F A200)

[3E05-09] Accident Analysis, In-service Inspection, Spent Fuel Pool

Chair:Daisuke Tochio(NRA)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[3E05]

Study on PWR accident analysis using TRACE code

(3) Analysis of key phenomena occurring in small-break LOCA tests on the Large Scale Test Facility (LSTF)

*Hideki Yagihashi[1], Kaho Goto[1], Masashi Sekine[1], Naofumi Tsukamoto[1] (1. Nuclear Regulation Authority)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3E06]

Applicability assessment of Transient Reactor Analysis Code Toshiba version (TRACT^{TM}) to Loss-of-Coolant-Accident analyses

Break area effect assessments on cladding surface temperature etc.

*Hideki Horie[1], Fumie Sebe[1], Shin Goto[1] (1. TOSHIBA ESS)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3E07]

Effect of Material Degradation and In-Service Inspection on Through Wall Crack Frequency of PWR Reactor Vessels

*Kenta Murakami Murakami[1], Kunsheng Li[1], Jinya Katsuyama[1], Naoto Sekimura[1] (1. UTokyo)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3E08]

Modelling for Maintenance Using System Reliability with Degradations in Multiple Components and Their Interactions

*Suzune Katayama[1], Kenta Murakami[1] (1. UTokyo)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3E09]

Elucidation of thermal stratification mechanisms in water pool with vertical heat source

*Masashi Sekine[1,2], Naofumi Tsukamoto[1], Yasuhiro Masuhara[1], Masahiro Furuya[2] (1. Nuclear Regulation Authority, 2. Waseda University)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

TRACEコードを用いたPWR事故解析の検討
(3) LSTFの小破断LOCA試験におけるループシールクリアリングの分析

Study on PWR accident analysis using TRACE code

(3) Analysis of loop seal clearing occurring in small-break LOCA tests on LSTF

*八木橋 秀樹[1]，後藤 歌穂[1]，関根 将史[1]，塚本 直史[1]

[1]原子力規制庁

大型非定常実験装置 LSTF で実施された小破断 LOCA のシリーズ実験の実験データ及び TRACE による再現解析を分析し、PWR の小破断 LOCA で発生する重要現象について検討を行った。

キーワード：LSTF、TRACE、小破断 LOCA、ループシールクリアリング

1. 緒言

原子力規制庁では TRACE による PWR プラントの解析データを整備し、その妥当性確認として LSTF の実験結果との比較・分析を行っている[1]。プラント解析が LSTF と同様の傾向を示すか確認するため、本研究では LSTF の小破断 LOCA 実験を対象に、破断サイズとループシールクリアリング（LSC）の発生状況の関係性について分析を行った。

2. 実験データの分析

図 1 に示すように、LSTF のコールドレグ部小破断 LOCA の実験シリーズ、SB-CL-12（0.5%破断）、SB-CL-01（2.5%破断）、SB-CL-18（5%破断）、SB-CL-14（10%破断）では、いずれもループシール形成による炉心差圧（つまり炉心水位）の低下が見られ、その後 LSC により低下した炉心差圧が回復する。各ループでの LSC の発生はクロスオーバーレグ（COL）底部の水が RPV 側に排出されることで生じ、LSC 以降に SG 出口プレナムと COL 底部との差圧（COL 差圧）が小さく維持されることで確認できる。いずれの試験ケースでも破断ループの COL 差圧は LSC 後に小さく維持される一方、健全ループの COL 差圧は破断の大きなケースでは小さく維持され（図 1 下）、破断の小さなケースでは COL 差圧が回復し LSC が生じていない（図 1 上）。

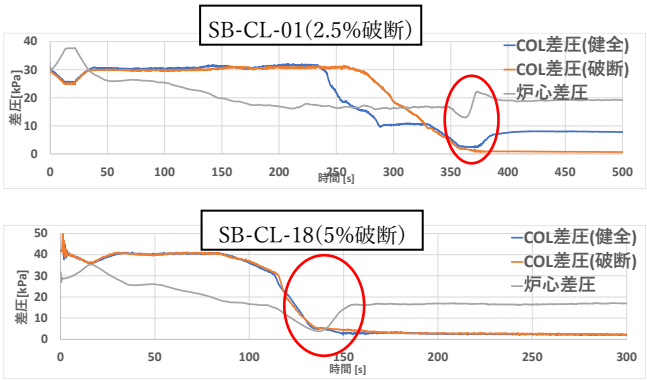


図 1　炉心差圧、COL 差圧の時間変化
（実験データ[2,3]）

3. 健全ループにおける LSC 発生の有無に関する考察とまとめ

LSC の発生時刻と発生ループを表 1 に示す。破断の小さなケースの健全ループで LSC が発生しない原因として、破断口径・破断流量が小さいため事故進展が遅く、LSC 発生時間において炉心出力・蒸気発生量が低下しているためであると考えられる。LSC 発生と蒸気発生量の関係については、LSTF の TRACE の解析モデル[4]を用いた感度解析等により分析を行い、その結果について報告を行う。

表 1　LSC 発生時間と発生ループの一覧

試験ケース	発生時間	発生ループ
SB-CL-12(0.5%破断)	1673 秒	破断ループ
SB-CL-01(2.5%破断)	362 秒	破断ループ
SB-CL-18(5%破断)	137 秒	両ループ
SB-CL-14(10%破断)	81 秒	両ループ

参考文献

[1] TRACE コードを用いた PWR 事故解析の検討 (1)LSTF 試験（SB-CL-18）と実機 PWR プラント解析の比較、日本原子力学会 2024 年春の年会

[2] Y,KOIZUMI. et al., “Investigation of Break Orientation Effect during Cold Leg Small-Break LOCA at ROSA-IV LSTF”, Journal of Nuclear Science and Technology, 25, 690-703, 1988.

[3] H,KUMAMARU. et al., ROSA-IV / LSTF 5 % COLD LEG BREAK LOCA EXPERIMENT RUN SB-CL-18 DATA REPORT, 1989.

[4] TRACE コードを用いた PWR 事故解析の検討 (2)小破断 LOCA で発生する現象の分析、日本原子力学会 2024 年春の年会

* Hideki YAGIHASHI [1], Kaho GOTO [1], Masashi SEKINE [1] and Naofumi TSUKAMOTO [1]

[1]Nuclear Regulation Authority

冷却材喪失事故解析への東芝版炉心 3 次元動特性解析コード(TRACT^{TM})の適用性検討
—破断面積の違いによる被覆管温度等への影響評価—

Applicability assessment of Transient Reactor Analysis Code Toshiba version (TRACT^{TM}) to Loss-of-Coolant-Accident analyses - Break area effect assessments on cladding surface temperature etc. -

瀬部 芙美絵[1]，*堀江 英樹[1]，後藤 信[1]
[1]東芝エネルギーシステムズ（株）

東芝エネルギーシステムズは、国内の沸騰水型原子炉（BWR）における過渡・事故解析に用いる許認可解析コードとして、東芝版炉心 3 次元動特性解析コード（TRACT^{TM}）の適用を目指した開発を進めている。本報では、総合効果試験に基づく適用性の確認として、BWR の冷却材喪失事故（LOCA）模擬試験である ROSA-III 試験を対象に実施した検証解析の結果を報告する。

キーワード：TRACT^{TM}，LOCA，ROSA-III，検証解析

1. 緒言

LOCA を対象とした ROSA-III 試験の試験解析を行い、TRACT の LOCA 解析への適用性について評価した。2022 年秋にも同様の報告[1]を行ったが、本報では、入力データ設定などを見直し、破断面積の違いによる被覆管最高温度などの評価精度の向上を図った。

2. 解析条件

入力データ設定の見直しとして、非常用炉心冷却系（ECCS）の注水タイミングを試験結果ではなく試験の仕様条件圧力に従って設定し、その流量を圧力変化に応じた関数として与えた。また、試験装置のヒートシンクの熱容量や圧力容器壁からの放熱量についても試験データを模擬して設定した。破断面積については、200%、100%、50%、15%、5%、2%の 6 ケースを対象とした。

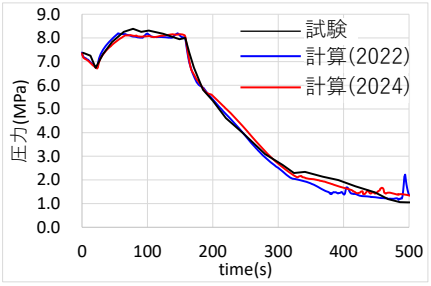


図 1. 圧力挙動

3. 解析結果

図 1 と図 2 に、5%のケースでの圧力と被覆管温度の挙動を示す。被覆管温度は燃料下端から 940 ㎜の測定点位置で比較している。図 2 中の複数の黒実線（試験結果）は、ピーキング係数が最大のロッドグループに含まれ、かつデータが示されていた 11 本の被覆管温度を示している[2]。本報ではヒートシンクの熱容量の模擬により炉容器内の構造物温度が高く維持されたため、報告[1]より約 250s 以降の圧力低下が遅くなり、圧力が試験値に近づくとともに ECCS の注水タイミング（作動条件：圧力が 2.16MPa と 1.57MPa に到達時）が遅くなった。よって、被覆管温度も報告[1]より高くなり、より保守側で試験値を包含する結果となった。

4. 結論

ROSA-III 試験を対象に試験解析を行い、対象 6 ケースに対して TRACT が被覆管温度、圧力などの事故時進展挙動を適切に評価できることを確認した。今後、他の LOCA 試験の評価も含めて、TRACT の LOCA 解析適用性確認をさらに進めていく。

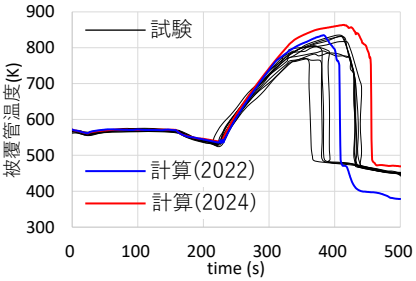


図 2. 被覆管温度挙動

参考文献

[1] 瀬部ら、日本原子力学会 2022 年秋の大会、1J07.
[2] Anoda, Y., et al., “Experiment data of ROSA-III integral test RUN 912,” JAERI-M-82-010, 1982.

Fumie Sebe[1], *Hideki Horie[1], and Shin Goto[1]
[1] Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

※TRACT は東芝エネルギーシステムズ株式会社の商標です。

PWR の原子炉容器の破損リスクに対する疲労と非破壊検査の影響

Effect of Material Degradation and In-Service Inspection on Through Wall Crack Frequency of PWR Reactor Vessels

*村上 健太[1]，李 坤生[1]，勝山 仁哉[1]，関村 直人[1]
[1]東京大学

確率論的破壊力学評価(PFM)の実活用に向けて，供用期間中検査に関係するパラメータが原子炉圧力容器破損リスクに与える影響を調べた。供用期間中の亀裂の成長が十分小さいこと，及び非破壊検査の精度の方が検査頻度よりも寄与が大きいことが示された。

キーワード：確率論的破壊力学，原子炉容器，供用中検査

1. 緒言

2018 年に実施された規制規則の解釈の変更等により，原子炉(圧力)容器に対して要求される非破壊検査の程度が増加する見込みである。そこで，供用期間中検査に関係するパラメータとして，低サイクル疲労により製造時から存在する微小な亀裂が進展する可能性と，検査による亀裂の検出確率等を選択し，これらを明示的に考慮した確率論的破壊力学解析により，PWR 原子炉容器の破損リスクに与える影響を評価した。

2. 方法

計算には，日本原子力研究開発機構の PASCAL5 を用いた。計算条件は，原則として標準的解析要領 [1] に従った。初期亀裂分布は，日本の溶接プロセスを考慮しつつ，VFLAW を用いて決定した。これらの亀裂の低サイクル疲労による進展を，年間約 3 回の起動/停止，運転中の圧力変動，燃料交換及び耐圧・漏洩試験を想定して，Paris 則に基づき予測した。疲労による亀裂寸法の変化の影響は，各初期寸法の亀裂の供用期間中の進展量を考慮して応力拡大係数を増加させることにより考慮した。一方，非破壊検査の影響を考慮するため，これまでの国内の検査結果を鑑み，非破壊検査において欠陥指示がなかったものと仮定し，ベイズ更新によって亀裂分布に反映させた。ここで，欠陥の検出精度の寸法依存性は 3 種類を仮定した。検査程度を 5~10 年／100%に振って，原子炉容器の貫通破損頻度及び関連するリスク指標がどのように変わるかを評価した。その他の経年劣化としては，中性子照射脆化による破壊靭性値の変化を，材料組成の不均質さや中性子照射量分布の違いも踏まえて考慮した。

3. 結果

低サイクル疲労による亀裂進展は平均で板厚の 0.2%程度と小さかったので，破損リスクに対して有意な違いをもたらさなかった。非破壊検査の検出精度が高いほど，亀裂寸法分布が小さくなることで，破損リスクが低くなる。検査頻度は，破損リスクに対して有意な違いをもたらさなかった。

参考文献

[1] 高見澤悠, *et. al.*, “原子炉圧力容器用確率論的破壊力学解析コード PASCAL5 の使用手引き及び解析手法”, JAEA-Data/Code 2022-006, 2023

*Kenta Murakami[1], Kunsheng Li[1], Jinya Katsuyama[1]and Naoto Sekimura[1]
[1]The University of Tokyo

複数機器間の劣化依存性を考慮したメンテナンスのための信頼性モデルの研究

Modelling for Maintenance Using System Reliability with Degradations in Multiple Components and Their Interactions

*片山 鈴音[1]，村上 健太[1]
[1]東京大学

依存関係を有する複数機器から構成されるシステムにおいて各機器の劣化状態を動的に推定するモデルを開発した。本モデルでは、機器の劣化状態に関するデータ不足の問題を解消するために、相互作用を想定した機器からの情報を用いた推論を利用する。

キーワード：保全，モデリング，劣化，依存性，隠れマルコフモデル

1. 緒言

状態基準保全や原子力発電所におけるリスク情報活用の観点から、プラント固有の運転経験を反映し機器の劣化状態を推定する既存の PRA モデルとは異なるモデルの導入は有用と考えられる。本研究では依存関係をもつ複数機器を含むシステムを表現し、依存関係を活用し他機器に関するデータを含めた推論により劣化に関するデータの不足を補う手法を提案する。

2. 手法

2-1. 対象とモデル化

依存関係をもつ複数機器を含むシステムとして配管で接続されたポンプと弁を考え、ポンプの劣化により増大する振動が弁の劣化を加速するという依存関係を想定した。ポンプと弁の劣化を、それぞれ振動、漏れを出力として隠れマルコフモデル(HMM)で表現した。次に上記の依存関係を用いて弁の劣化進行に振動の寄与を加えた。(図 1)

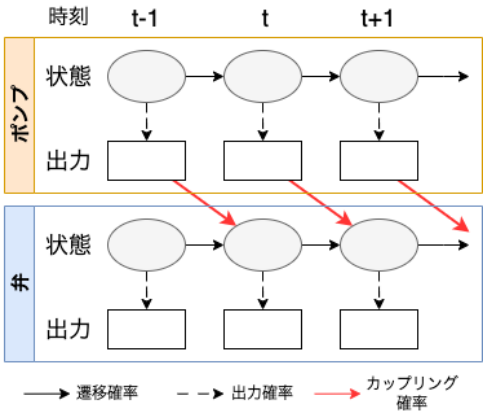


図 1 提案モデルの概略

2-2. パラメータ推定

単体では状態基準保全を実施することが難しい弁について、ポンプの振動による影響を加味することで劣化状態の推定が改善されるかを検証するために、劣化速度に対応する遷移確率行列のパラメータ推定を依存の考慮あり/無しの 2 つの場合について実施した。パラメータ推定の計算では二つ以上の HMM が互いに影響しあう様に HMM を拡張した Coupled HMM[1]における Baum Welch アルゴリズムを参考に、前向き変数 α、後ろ向き変数 β の計算において振動系列からの寄与を加味することとした。

3. 結論

HMM を用いて機器の劣化を表現し、機器間の依存関係を表現する拡張により劣化状態の推定に関連機器の情報をも用いることが可能なモデルを考案した。関連機器の情報を用いることによる劣化パラメータ推定の精度向上を検証した。

参考文献

[1] Brand, M., “Coupled hidden Markov models for modeling interacting processes”, Neural Computation, Nov. 1996.

*Suzune Katayama[1], Kenta Murakami[1]
[1]The University of Tokyo

鉛直加熱源を有する水プール内の温度成層化機構の分析

Elucidation of thermal stratification mechanisms in water pool with vertical heat source

*関根 将史[1,2]，塚本 直史[1]，増原 康博[1]，古谷 正裕[2]
[1]原子力規制庁，[2]早稲田大学

使用済燃料プールの冷却機能喪失時等において温度成層化が発生する可能性がある。この温度成層化の発生と消散メカニズムを明らかにするため、水プール容器内に鉛直加熱源を設置した実験を実施し、温度成層界面の位置、温度・流速分布の構造を分析してきた。本報では、プールサイズ等の影響について検討した結果を報告する。

キーワード：SFP、温度成層化、PIV、サーモグラフィ、光ファイバ

1. 緒言　使用済燃料プール(SFP)の冷却機能喪失時等において温度成層化が発生する可能性がある[1]。温度成層化はプール上部空間の温度と湿度を上昇させ、作業性や設備の健全性を悪化させるため、その機構を把握することが重要である。本報では、水プール容器内の加熱源出力及び位置をパラメータとした温度成層化実験を踏まえて[2]、プールサイズ等をパラメータとして実験を行い、温度成層化機構を分析した。

2. 実験装置　図 1 に本実験体系の概略図を示す。小型プール実験装置はポリカーボネート製であり、寸法は 320 mm^H×160 mm^W×30 mm^D とした。ヒーターロッドはϕ12 mm であり、長さ 180 mm となるように水中に設置した。ヒーターロッドの先端より長さ 100 mm の部分は加熱部とし、残りの 80 mm は非加熱部とした。K 型熱電対を側壁近傍に 5 カ所ずつ設置し、鉛直方向に光ファイバの挿入、正面からサーモグラフィにより温度場を計測した。速度計測は 15 μm の粒子を用いて粒子画像流速測定（PIV）を行った。また、プールサイズの影響を確認するため、図 1 の容器幅を 3 倍にした 320 mm^H×480 mm^W×30 mm^D の容器も用いた。

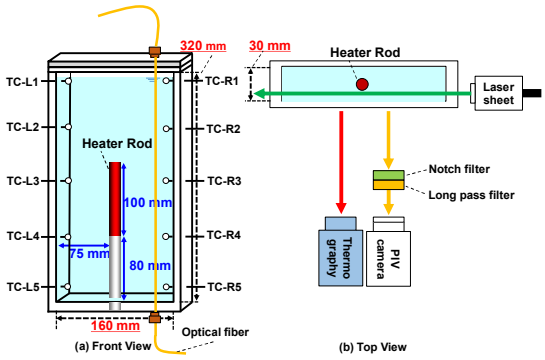


図 1　実験体系概略図 [2]

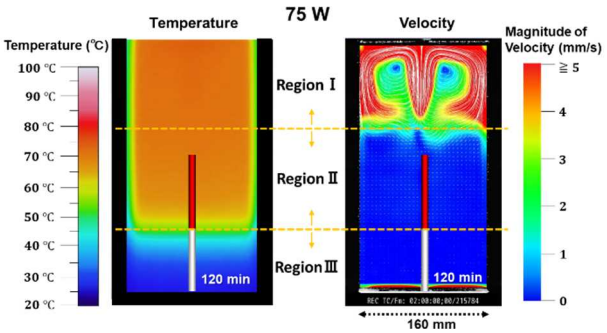


図 2　温度分布と流速分布の構造（75W, 容器幅 1 倍）[2]

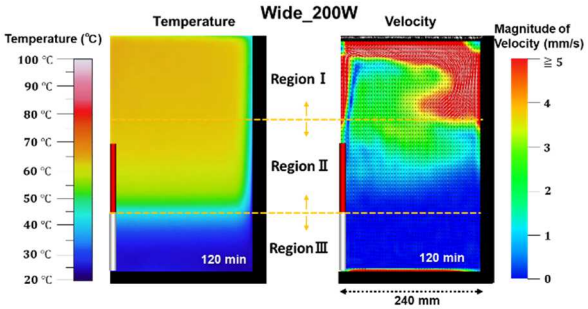


図 3　温度分布と流速分布の構造（200W, 容器幅 3 倍）

3. 実験条件　本実験では、加熱源出力及び位置の条件に加えて、容器サイズ等をパラメータとした。初期条件は、プール水は室温で均一分布であり、速度は静止状態とした。大気圧下でヒーター出力を実験中一定に保ち、水プール昇温過程における温度場と速度場を計測した。

4. 実験結果及び考察　図 2 に容器幅 1 倍、図 3 に容器幅 3 倍でのサーモグラフィ温度分布と PIV 速度分布を示す。図 3 は現象的に左右対称であったため容器半分を示す。これらの温度分布から温度成層界面は加熱部下端付近で生じることを明らかにした[2]。また、温度・速度分布から、高温領域内に巨視的な流れが生じる渦領域（Region 1）と流速の小さな淀み領域（Region 2）、低温層においてはほぼ流れのない淀み領域（Region 3）の 3 領域に大別できることを明らかにした[2]。これらは、プールサイズに依らないことを確認した。さらに出力条件等によっては、渦領域が高温層の淀み領域全体にまで広がり、渦領域が低温層に広がることで温度成層化の消散する様子が観測された。

5. 結論　水プール容器内に鉛直加熱源を設置した温度成層化実験を実施し、本実験条件の範囲ではプールサイズに依らず、温度成層界面の発生位置は加熱部下端であること、温度分布と流速分布の構造から鉛直方向に 3 領域に大別できることを明らかにした。今後は複数の加熱源が温度成層化に与える影響について分析する予定である。

本研究は、原子力規制庁と早稲田大学との共同研究にて得られた成果の一部である。

参考文献　[1] 原子力規制庁 実用発電用原子炉施設の廃止措置計画に係る審査会合「第 8 回資料 3-1 美浜発電所 1,2 号炉の廃止措置計画変更申請について(審査会合における指摘事項の回答)」（令和元年 8 月 27 日）[2] M. Sekine et al., ANE, Vol. 207, 110681, 2024.

*Masashi Sekine[1,2], Naofumi Tsukamoto[1], Yasuhiro Masuhara[1] and Masahiro Furuya[2]
[1]Nuclear Regulation Authority, [2]Waseda Univ.

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

Fri. Sep 13, 2024 10:35 AM - 11:55 AM JST | Fri. Sep 13, 2024 1:35 AM - 2:55 AM UTC Room M(Recture RoomsB 2F B202)

[3M04-08] Low-level Radioactive Waste

Chair:Daisuke Fujiwara(TEPSYS)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[3M04]

Exposure dose assessment associated with decommissioning of the trench disposal facility in Nuclear Science Research Institute

(1)Condition and parameter setting for periodic assessments based on the latest technical knowledge

*Kenji Ozone[1], Rina Ogawa[1], Hiroya Amazawa[1], Akihiro Sakai[1], Yoshiyuki Sato[1], Tomoko Haraga[1], Yutaka Kameo[1], Hisakazu Nakata[1] (1. JAEA)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3M05]

Exposure dose assessment associated with decommissioning of the trench disposal facility in Nuclear Science Research Institute

(2)Dose assessment based on exposure scenarios at the time of application for business licenses and the new regulatory standards

*Kazuki Sasaki[1], Yoshiyuki Sato[1], Airi Aoyama[1], Kenichiro Ishimori[1], Daichi Abe[1], Toshikatsu Sugaya[1], Hiroya Amazawa[1], Akihiro Sakai[1], Hirokatsu Iseda[1] (1. JAEA)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3M06]

Evaluation of the conservation inherent in safety assessment by probabilistic approach with the case study of near surface disposal

*Kazuma Kuroda[1], Ryo Nakabayashi[1], Sugiyama Daisuke[1] (1. CRIEPI)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3M07]

Study on Design Process based on Regulatory Requirements for Intermediate-depth Disposal

(1) Specific Procedure of the Design Process

*Taichi Esaki[1], Natsumi Hiroe[1], Yoshikazu Hironaka[2], Manabu Inagaki[3] (1. KAJIMA, 2. RWMC, 3. TEPSCO)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3M08]

Study on Design Process based on Regulatory Requirements for Intermediate-depth Disposal

(2) Comparative Evaluation to Select Design Options

*Natsumi Hiroe[1], Taichi Esaki[1], Yoshikazu Hironaka[2], Manabu Inagaki[3] (1. KAJIMA, 2. RWMC, 3. TEPSCO)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

原子力科学研究所トレンチ埋設施設の事業の廃止に伴う被ばく線量評価 （1）最新の技術的知見を踏まえた定期的な評価のための状態設定

Exposure dose assessment associated with decommissioning of the trench disposal facility in Nuclear Science Research Institute

(1) Condition and parameter setting for periodic assessments based on the latest technical knowledge

*小曽根 健嗣[1]，小川 理那[1]，天澤 弘也[1]，坂井 章浩[1]，佐藤 義行[1]，原賀 智子[1]，亀尾 裕[1]，仲田 久和[1]

[1]日本原子力研究開発機構

JAEA では、日本初の発電用原子炉である動力試験炉 JPDR の解体により発生した、極低レベル放射性廃棄物のトレンチ処分の実地試験を行っている。本施設は 2025 年に埋設施設として初めて廃止措置に移行する予定であり、本発表では廃止措置計画を定める前に実施した定期的な評価のための状態設定について報告する。

キーワード：放射性廃棄物処分，トレンチ埋設施設，廃止措置，定期安全レビュー，被ばく線量評価

1. 緒言

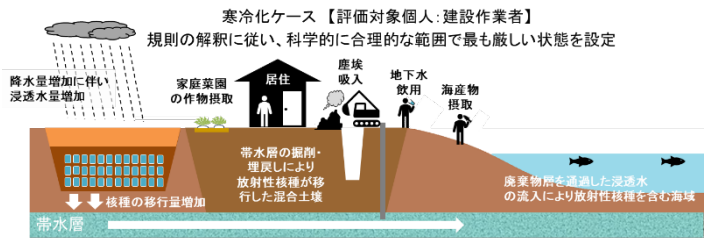
本発表は 2 部構成とし、本報告(1)では、廃棄物埋設地周辺の環境の調査及び監視・測定結果を報告するとともに、最新の技術的知見及び平成 25 年に施行された「第二種廃棄物埋設施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下「新規制基準」という。）に基づいた定期的な評価を実施するために、地質環境等の状態設定、廃棄物埋設地の状態設定及び埋設地周辺で生活する公衆の生活環境等の状態設定を行った。

2. 最新の技術的知見の調査及び監視・測定

廃棄物埋設地周辺の地質環境や社会環境等に係る文献調査により、廃棄物埋設地周辺の環境に大きな変動がないことは確認できたが、東北地方太平洋沖地震後の点検では、廃棄物埋設地において約 0.5 m の沈下が観測された。2024 年現在も沈下当時の標高はほぼ維持されており、廃棄物と地下水の接触は確認されていない。また、地下水の放射能濃度は検出限界値以下を維持しており、Ca 溶脱による Ca イオン濃度上昇や鉄の腐食による Fe イオン濃度の上昇についても兆候が見られないことを確認した。

3. 定期的な評価のための状態設定

初めに、国内外の基準及び文献を参考に、廃止措置開始後に人工バリア及び天然バリアに大きな影響を及ぼすおそれがある自然現象として、地盤隆起、降水量、海水準変動など 15 事象を選定した。次に、OECD/NEA 等の FEP リストを参考に廃棄物埋設地の FEP リストを作成し、熱／水理／力学／化学の観点からマトリクス形式の表に整理し、影響元の特性及びそこで生じる事象やプロセスによってバリア材料の物性（透水性及び収着性）に及ぼす影響を分析した結果を踏まえて、廃棄物埋設地の状態設定（自然事象シナリオは廃止措置開始後 1,000 年後を想定）を行った。生活環境の状態設定においては、周辺の現在の就労形態を考慮して居住者、建設作業者及び漁業従事者を評価対象個人として設定した。被ばく経路については、バリア機能への影響と水及び土地の利用形態を考慮して設定し、最新の技術的知見に基づきパラメータ設定を行った。



図．設定例：自然事象シナリオの最も厳しいシナリオ

*Kenji Ozone[1], Rina Ogawa[1], Hiroya Amazawa[1], Akihiro Sakai[1], Yoshiyuki Sato[1], Tomoko Haraga[1], Yutaka Kameo[1] and Hisakazu Nakata[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

原子力科学研究所トレンチ埋設施設の事業の廃止に伴う被ばく線量評価 （2）事業許可申請時のシナリオでの評価結果及び新規制基準に基づく評価結果

Exposure dose assessment associated with decommissioning of the trench disposal facility in Nuclear Science Research Institute

(2) Dose assessment based on exposure scenarios at the time of application for business licenses and the new regulatory standards

*佐々木 一樹[1]，佐藤 義行[1]，青山 愛里[1]，石森 健一郎[1]，阿部 大智[1]，
菅谷 敏克[1]，天澤 弘也[1]，坂井 章浩[1]，伊勢田 浩克[1]
[1]日本原子力研究開発機構

JAEA では、日本初の発電用原子炉である動力試験炉 JPDR の解体により発生した極低レベル放射性廃棄物のトレンチ処分の実地試験を行っている。本施設は令和 7 年に埋設施設として初めて廃止措置に移行する予定である。本発表では廃止措置計画を定める前に実施した定期的な評価の結果について報告する。

キーワード：放射性廃棄物処分，トレンチ埋設施設，廃止措置，定期安全レビュー，被ばく線量評価

1. 緒言

本発表は 2 部構成とし、本報告(2)では、(1)で行った埋設地や生活環境等の状態設定を踏まえて、①事業許可時の旧原子力安全委員会による「放射性廃棄物埋設施設の安全審査の基本的考え方（昭和 63 年 3 月 17 日原子力安全委員会決定、平成 5 年 1 月 7 日一部改訂）」（以下「基本的考え方」という。）及び②平成 25 年施行の「第二種廃棄物埋設施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下「新規制基準」という。）に基づく一般公衆の被ばく線量評価を実施した。

2. 被ばく線量評価

2-1. 基本的考え方に基づく評価

①の要求事項である A)管理期間終了以後（一般的事象）及び B)管理期間終了以後（発生頻度が小さいと考えられる事象）について、それぞれ被ばく評価シナリオ・経路ごとに被ばく線量評価を行った。評価の結果、A)、B)の全ての被ばく評価シナリオ・経路で、公衆の受ける被ばく線量がめやす値を下回った。

2-2. 新規制基準に基づく評価

②の要求事項である C)最も可能性が高い自然事象シナリオ、D)最も厳しい自然事象シナリオ及び E)人為事象シナリオについて、それぞれ評価対象個人ごとに被ばく線量評価を行った。評価の結果、C)～E)の全てのシナリオで、評価対象個人の被ばく線量が線量基準を下回った。

表　管理期間終了以後の被ばく線量評価結果の最大値

		評価における最大値（μSv/y）	基準となる線量（μSv/y）
基本的考え方	A)	1.7×10^{-2}（シナリオ：居住に伴う外部被ばく）	10
	B)	2.1×10^{0}（シナリオ：地下水飲用による内部被ばく）	10を著しく超えない
新規制基準	C)	4.8×10^{-3}（評価対象個人：居住者）	10
	D)	5.9×10^{-1}（評価対象個人：建設作業者）	300
	E)	5.6×10^{-1}（評価対象個人：居住者）	300

3. 結論

基本的考え方及び新規制基準に基づく評価の結果、それぞれの線量の基準を満たすことから、本施設は保全に関する措置を必要としない状態に移行する見通しのあることが確認できたと考える。今後、定期的な評価の結果を踏まえて廃止措置計画の認可の申請に向けた準備を進める。

*Kazuki Sasaki[1], Yoshiyuki Sato[1], Airi Aoyama[1], Kenichiro Ishimori[1], Daichi Abe[1], Toshikatsu Sugaya[1], Hiroya Amazawa[1], Akihiro Sakai[1] and Hirokatsu Iseda[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

浅地中処分を例題とした安全評価に内在する保守性の確率論的アプローチによる評価

Evaluation of the conservation inherent in safety assessment by probabilistic approach with the case study of near surface disposal

*黒田 知眞[1]，中林 亮[1]，杉山 大輔[1]
[1]電力中央研究所

放射性廃棄物処分の決定論的安全評価に含まれる保守性の程度について、浅地中ピット処分を例題として確率論的アプローチによる評価を試みた。

キーワード：放射性廃棄物処分，確率論的安全評価，保守性，不確実性，浅地中ピット処分

1. 緒言

第二種廃棄物埋設施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈において、浅地中ピット処分では、自然事象シナリオにおいて最も可能性が高いシナリオと最も厳しいシナリオのそれぞれで線量基準を満たすことを示すことが求められている。最も可能性が高いシナリオでは、決定論的安全評価におけるバリアの状態に係るパラメータなどは最も可能性が高い設定とするが、不確実性を考慮して、より保守的な設定とすることを妨げないとされている。本研究では、確率論的アプローチを用いて、決定論的安全評価上の保守性に対する定量的な評価を試みた。

2. 浅地中ピット処分を題材とした例題解析

例題解析として、浅地中処分の安全評価に関する現行の原子力学会標準[1]で示された浅地中ピット処分の地下水シナリオに関する評価事例に対して確率論的アプローチを適用し、安全評価上の保守性の評価を試みた。分配係数や地下水流速など、安全評価上において線量に対する影響が大きいと考えられる重要パラメータについて、文献調査などに基づく統計的な考察を加えて確率分布を設定する。これと比較することで、決定論的安全評価上の各パラメータ設定における保守性の程度を把握することができる。

最も可能性が高いシナリオにおける決定論・確率論的安全評価の結果を図 1 に示す。確率論的安全評価において、最大被ばく線量の最頻値は、「最も可能性が高い」に相当し、期待される施設性能の実力を表すものと考えられる。これと比較すると、決定論的安全評価における「基本シナリオ」の結果は、全ての被ばく経路について、最頻値に対して保守的な評価が為されていると評価された。このように、確率論的アプローチは、パラメータ設定の妥当性確認や、決定論的安全評価に内在する保守性の程度の定量的評価を可能とするものであり、安全評価の説明性向上に有効なツールとなりうる。

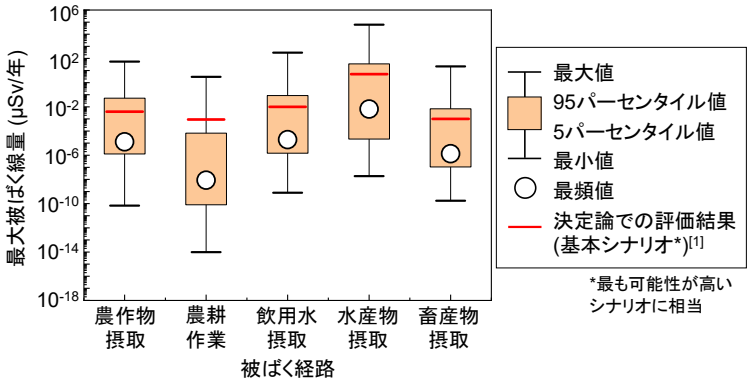


図 1 浅地中ピット処分における例題解析結果

参考文献

[1] 日本原子力学会, (2017), 日本原子力学会標準 浅地中処分の安全評価手法：2016, AESJ-SC-F026:2016

*Kazuma Kuroda[1], Ryo Nakabayashi[1] and Daisuke Sugiyama[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

中深度処分における規制要求を考慮した設計プロセスの検討及び試行
（1）設計プロセスの具体的手順の検討

Study on Design Process based on Regulatory Requirements for Intermediate-depth Disposal
(1) Specific Procedure of the Design Process

*江崎 太一[1]，廣惠 なつ美[1]，広中 良和[2]，稲垣 学[3]
[1]鹿島建設，[2]原子力環境整備促進・資金管理センター，[3]東電設計

筆者らは，中深度処分施設の設計の最適化に向けて，国内外の技術開発動向や実施事例を調査するとともに，設計のための検討フロー（設計プロセス）の検討と試行を実施している．今回の一連の報告のうち本稿では，設計プロセスの検討事例を紹介する．

キーワード：中深度処分，設計オプション，人工バリア，ALARA，BAT，設計プロセス

1. 緒言

原子力発電所の運転等に伴い発生する低レベル放射性廃棄物のうち放射能レベルの比較的高い廃棄物は，地下 70m 以深に埋設される（中深度処分）．中深度処分では，人工バリア（放射性物質の漏出防止及び抑制の機能を有する人工的な構築物）と天然バリア（岩盤）による“多重バリアシステム”が採用されており，現在，規制基準[1]の整備が進められている．本稿では，規制基準を踏まえた合理的な設計プロセスの検討例を紹介する．

2. 設計プロセスの具体的手順の検討

中深度処分の設計プロセスにおいては，ALARA（As Low As Reasonably Achievable）及び BAT（Best Available Technique）の考え方に基づき，複数の埋設地案と人工バリア案を組み合わせた選択肢（設計オプション）の中からより優れた案を採用することが求められ[2]，設計プロセスの各段階で合理性のある設計オプションを絞り込んでいく必要がある．本検討では，人工バリアの設計に焦点を絞り，諸外国の事例を参考に設計オプションを絞り込むための設計プロセスの手順を検討し，フローとして整理した（図 1）．はじめに“概念検討”において複数の設計オプションに絞り込み，絞り込んだ設計オプションに対して後半の“詳細検討”による比較選定を行う構造とすることで，条件変更に柔軟に対応できるものとした．概念検討のうち「比較評価」を実施し，設計オプションの絞り込みを試行した結果については次稿で報告する．

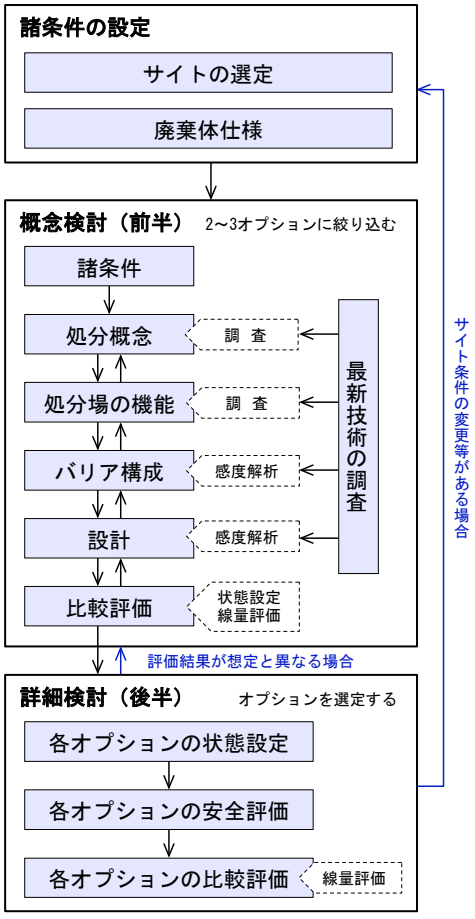


図 1　設計プロセス案

謝辞　本報告には，経済産業省資源エネルギー庁「令和 5 年度低レベル放射性廃棄物の処分に関する技術開発事業（JPJ010897）（地下空洞型処分調査技術高度化開発）」の成果の一部を使用している．

参考文献

[1] 原子力規制委員会：第二種廃棄物埋設施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則の解釈，2021
[2] 原子力規制庁長官官房技術基盤グループ：NRA 技術ノート　中深度処分の規制基準の背景及び根拠，2022

*Taichi Esaki[1], Natsumi Hiroe[1], Yoshikazu Hironaka[2] and Manabu Inagaki[3]
[1]KAJIMA, [2]RWMC, [3]TEPSCO

中深度処分における規制要求を考慮した設計プロセスの検討及び試行
（2）比較評価の試行

Study on Design Process based on Regulatory Requirements for Intermediate-depth Disposal
(2) Comparative Evaluation to Select Design Options

*廣惠 なつ美[1]，江崎 太一[1]，広中 良和[2]，稲垣 学[3]
[1]鹿島建設，[2]原子力環境整備促進・資金管理センター，[3]東電設計

前稿で検討した設計プロセスのうち「比較評価」について，人工バリアの長期安全性に資する「不確実性」と「頑健性」に着目し，線量評価により試行した事例を紹介する．

キーワード：中深度処分，設計オプション，人工バリア，線量評価

1. 評価概要

本検討では，表 1 に示す複数の簡易な状態設定[1]より解析パラメータを設定し，図 1 に示す電気事業連合会で検討されている処分概念及び人工バリア構成[2]を基に，廃棄体数や低拡散層，低透水層の部材厚さを変更して線量評価を実施した．

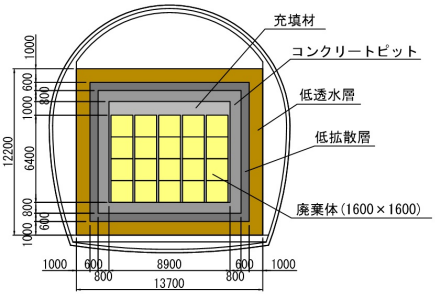


図 1　ベース設計オプション

表 1　簡易な状態設定

オプション状態		概要	経時変化
通常の状態	参考上限シナリオ	初期に設定した設計値が 10 万年後まで続く状態	―
	最尤シナリオ	通常の状態で科学的に最も可能性が高い状態	○
	保守シナリオ	通常の状態で保守的にパラメータを設定した状態	○
厳しい状態	機能喪失シナリオ	通常の状態で保守的にパラメータを設定した状態かつ，1 バリアの機能喪失を重畳	○
	参考下限シナリオ	厳しい状態における 10 万年後の値が初期から続く状態	―

2. 不確実性・頑健性に着目した線量評価

図 2，3 に「不確実性」及び「頑健性」に関する線量評価結果を示す。バリア仕様の異なるケースによる比較評価を行った結果，今回の試行では，不確実性，頑健性，どちらの評価指標についても線量に明確な差異が生じており，これらをパラメータとして比較検討できる可能性があることが確認された．なお，評価指標によって優位な設計オプションが異なる可能性があることから，複数の視点で評価し総合的に判断することが好ましいと考えられる．

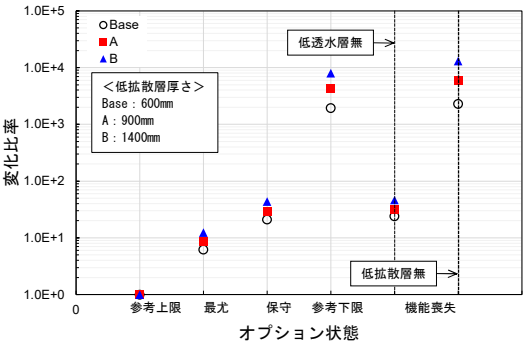


図 2　不確実性に関する線量評価

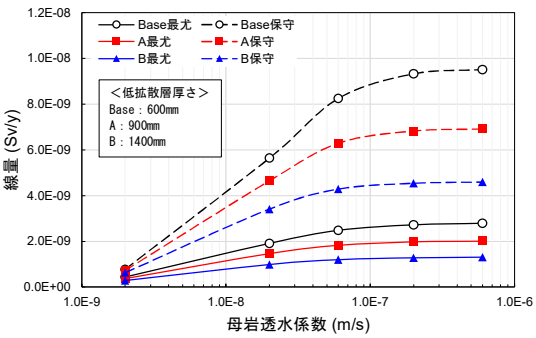


図 3　頑健性に関する線量評価

謝辞　本報告には，経済産業省資源エネルギー庁「令和 5 年度低レベル放射性廃棄物の処分に関する技術開発事業（JPJ010897）（地下空洞型処分調査技術高度化開発）」の成果の一部を使用している．

参考文献

[1] 原子力規制庁：中深度処分等に係る規制基準等の策定について－ALARA に適用における線量評価の位置付け－，2018.
[2] 電気事業連合会：原子力発電所等の廃止措置及び運転に伴い発生する放射性廃棄物の処分について 資料 2-1，2015.

*Natsumi Hiroe[1], Taichi Esaki[1], Yoshikazu Hironaka[2] and Manabu Inagaki[3]
[1]KAJIMA, [2]RWMC, [3]TEPSCO

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

Fri. Sep 13, 2024 10:50 AM - 11:55 AM JST | Fri. Sep 13, 2024 1:50 AM - 2:55 AM UTC Room A(Recture RoomsA 1F A101)

[3A04-07] Beam Application 2

Chair:Takashi Kamiyama(Hokkaido Univ.)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3A04]

Examination of fast neutron imaging with fusion neutron source A-FNS

(2) Detail analyses of fast neutron transmission images

*Naoya Odaira[1], Yusuke Tsuchikawa[2], Daisuke Ito[1], Yasushi Saito[1], Takenao Shinohara[2], Yoshiaki Kiyanagi[3], Saerom Kwon[4], Kentaro Ochiai[4], Satoshi Sato[4] (1. Kyoto Univ., 2. JAEA, 3. Japan Neutron Optics Inc. (J-NOP), 4. QST)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3A05]

Quantitative Evaluation of NRF Yield by Using F-LCS beam in UVSOR

*Hideaki Ohgaki[1], Heishun Zen[1], Toshiyuki Shizuma[2], Takehito Hayakawa[2], Mohamed Omer[3], Kai Nishimoto[1] (1. Kyoto University, 2. National Institutes for Quantum Science and Technology, 3. Japan Atomic Energy Agency)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3A06]

Investigation of properties for recovery and utilization of natural underwater resources

*Kosuke Okamura[1], Kensuke Umegaki[1], Naoto Hagura[1], Haruaki Matsuura[1] (1. TOKYO CITY UNIVERSITY)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3A07]

Substituent Effects of Radical Cations on Polystyrene Derivatives Studied by Pulse Radiolysis and Quantum Chemical Calculations

*Kazumasa Okamoto[1], Yusa Muroya[1], Takahiro Kozawa[1] (1. Osaka Univ.)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

核融合中性子源 A-FNS を用いた高速中性子イメージングの検討
（2）高速中性子透過像の詳細な分析

Examination of fast neutron imaging with fusion neutron source A-FNS

(2) Detailed analyses of fast neutron transmission images

*大平 直也[1]，土川 雄介[2]，伊藤 大介[1]，齊藤 泰司[1]，篠原 武尚[2]，鬼柳 善明[3]，権 セロム[4]，
落合 謙太郎[4]，佐藤 聡[4]

[1]京大，[2]JAEA，[3]日本中性子光学，[4]QST

本研究では、高速中性子を使った実験が可能な J-PARC において、高速中性子用 PP/ZnS および熱外中性子用 ^{6}LiF/ZnS シンチレータを用いた中性子イメージング実験を実施した。また、実験で得られた透過像と PHITS によるシミュレーションを比較し、実験で得られた透過像の詳細な分析を行った。

キーワード：高速中性子イメージング、熱外中性子イメージング、PHITS シミュレーション

1. 緒言

現在、核融合中性子源 A-FNS の設計が進められており、A-FNS の多目的利用の候補として中性子イメージングが検討されており、我々は A-FNS で生成される高速中性子を用いた中性子イメージングの実現可能性を検討している。本報告では、実験で得た透過像の分析結果について述べる。

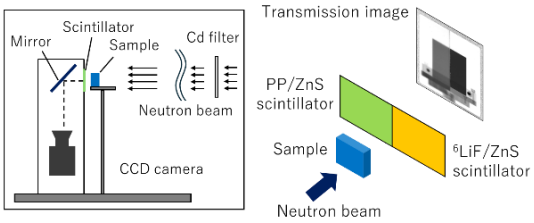


図 1 撮影体系の概略図

2. J-PARC RADEN を用いた透過像の撮像体系

図 1 に J-PARC RADEN で用いた透過撮影体系を示す。Cd 板をビームライン上において熱中性子を除去し、図 1 左図の撮影装置で透過像の撮影を行った。試料には 5 cm×5 cm×t = 1 ~ 5 cm のブロックを用いており、高速中性子に対する感度が高い PP/ZnS (t = 2.5 mm) と熱外中性子用の ^{6}LiF/ZnS (t = 0.1 mm) シンチレータ 2 枚を試料中心に合わせてセットすることによって、同じ試料で異なったエネルギーに対する画像の同時取得を行った(図 1 右図)。

3. 透過率の比較

図 2 に実験と PHITS シミュレーションで得られた鉄およびアクリルブロック(PMMA)に対する透過率の厚さ依存性を示す。それぞれの点線は実験値および PHITS シミュレーションの結果に対して、指数関数でフィッティングした結果である。^{6}LiF/ZnS シンチレータの場合は、いずれも指数関数的な減衰傾向から外れており、入射中性子のエネルギースペクトルが試料内の散乱により変化したことが主な原因だと考えられる。PP/ZnS シンチレータの場合はいずれも指数関数に沿った透過率の低下がみられることから、定量化も容易だと思われる。ただし鉄の場合は、シミュレーション結果と実験値でみかけの巨視的断面積が異なっているため、別途検討が必要である。

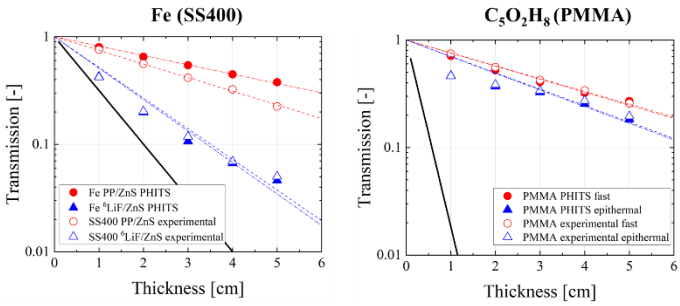


図 2 ^{6}LiF/ZnS、PP/ZnS シンチレータによる透過像における水平方向の透過率の比較

4. まとめ

高速中性子および熱外中性子イメージング実験およびを行い、得られた画像を分析した。各透過率の厚さ依存性から、高速中性子イメージングでは比較的厚い試料であっても、定量化が容易だと思われる。

*Naoya Odaira[1], Yusuke Tsuchikawa[2], Daisuke Ito[1], Yasushi Saito[1], Takenao Shinohara[2], Yoshiaki Kiyanagi[3], Saerom Kwon[4], Kentaro Ochiai[4] and Satoshi Sato[4] [1]Kyoto Univ., [2]JAEA, [3]Japan Neutron Optics, [4]QST

F-LCS ビームを用いた NRF 収量の定量評価

Quantitative Evaluation of NRF Yield by Using F-LCS beam in UVSOR

*大垣　英明[1], 全　炳俊[1], 早川　岳人[2], 静間　俊行[2], Mohamed Omer[3], 西本　海[1]
[1] 京大, [2] 量研, [3] 原子力機構

UVSOR の BL1U において、複数の同位体イメージング及びその定量評価委に関する研究を、小径のビームでエネルギー幅を拡大した F-LCS ガンマ線ビームを用いて行っている。^{207}Pb 及び ^{208}Pb の鉛同位体に対して UVSOR の BL1U ビームラインで行っている NRF 収量の定量評価に関する結果を報告する。

Keywords：Laser Compton Scattering Gamma-ray Beam, UVSOR, NRF

1. 緒言

我々は核共鳴蛍光散乱(NRF)と UVSOR の BL1U からのレーザーコンプトン（LCS）ガンマ線を用いて、同位体分布の CT イメージを取得する手法（NRF-CT）を開発し、^{208}Pb の 3 次元 NRF-CT イメージの取得に世界で初めて成功した[1]。現在複数の同位体の同時検出と定量評価を目指し、電子ビームを円偏光アンジュレータ磁場により旋回させることで、小径のコリメータでもエネルギー幅を拡大させるとともに、エネルギー分布の空間依存性を無くす F-LCS ガンマ線の発生について研究を進めている。現在、F-LCS ガンマ線のエネルギー空間分布が、通常の LCS ガンマ線に比べて一様という事を、NRF 収量の定量評価を行う事で検証する事を目指して実験を開始した[2]。

2. NRF 実験

F-LCS ガンマ線の発生のために、UVSOR の BL1U の円偏光アンジュレータ磁場を K＝0.2 で励磁し、1.896 μm の波長のファイバーレーザー(出力約 35W, CW)を用いて、最大エネルギー5.54MeV の F-LCS ガンマ線を発生させた。図 1 のように吸収サンプルとして、直径 8 ㎜の ^{206,207,208}Pb 及び天然鉛を配置し、その下流に $^{206, 207, 208}$Pb の高濃縮ロッドをウィットネスターゲットとして置き、そこからの NRF ガンマ線を 2 台の大型の Ge 検出器にて測定した。このデータをもとに定量評価として、NRF ピークの減少度から、天然鉛の存在比を導出した。F-LCS ガンマ線及び LCS ガンマ線を用いた場合の ^{208}Pb の 5512 keV の NRF ピークの収量を吸収サンプル位置に対してプロットしたものを図 2 に示す。

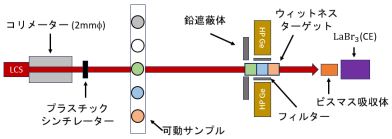


図 1　UVSOR での 1 次元イメージング実験の配置図

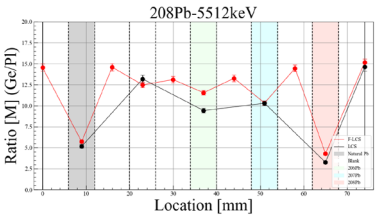


図 2　^{208}Pb の NRF レベル（5512 keV）を用いた 1 次元イメージ（赤線：F-LCS ガンマ線、黒線：LCS ガンマ線）

3. 結論

F-LCS ガンマ線と LCS ガンマ線を用いた同位体検知の定量的な議論を行うために、UVSOR の BL1U において、天然鉛及び、高濃縮 $^{206, 207, 208}$Pb の吸収サンプルを用いた NRF 実験を行った。この結果 ^{208}Pb の 5512 keV の NRF ピークに対して LCS ガンマ線の場合、56±5%という結果を得たものの、図 2 に示すように実験で得られた NRF 収量のばらつきが、測定の統計誤差より大きくなっており、NRF 実験の精度を向上させる事が必要である事がわかった。本会では、PHITS を用いたシミュレーションの結果も含め、実験体系の改善をはかり 2024 年 7 月に行う実験結果も交えて報告を行う。

参考文献

[1] K. Ali et al., Appl. Sci. 2021, 11, 3415.　[2] H. Ohgaki et al., 2024 AESJ Annual Meeting

* Hideaki Ohgaki[1], Heishun Zen[1], Takehito Hayakawa[2], Toshiyuki Shizuma[2], Mohamed Omer[3], Kai Nishimoto[1]
[1]Kyoto Univ., [2]QST, [3]JAEA

天然水中資源の回収・利用のための性状調査

Investigation of properties for recovery and utilization of natural underwater resources

*岡村 功祐[1], 梅垣 堅介[1], 羽倉 尚人[1], 松浦 治明[1]

[1]東京都市大学

抄録 地下水、河川水、海水といった天然水にはウラン(U)、バナジウムなどの有用希少金属が極微量ながら溶存しており、それら金属元素の回収方法を検討するために、性状調査を実施した。蒸発乾固させた粉末試料の定性・定量評価と構造解析の結果、カルシウム(Ca)、ストロンチウム(Sr)、バリウム(Ba)の含有と共に、U の存在を確認し、また、その化学形態は炭酸塩で、Ba の含有量は Ca に比べて 5 万分の 1 であった。

キーワード：天然水、γ線スペクトロメトリー、蛍光 X 線分析、EXAFS、天然ウラン

1. 緒言

日本国内におけるエネルギーの安定供給や維持のためには、天然資源からの回収が有力な解決法であり、天然水の中で地下水には多くの希少金属が溶け込んでいる可能性がある。天然水を濃縮して得られた固化物を調査することで、極少量の有用な元素の有無やその化学形態、濃度のデータを取得し、資源化に向けた基礎的な知見を得ることを本研究の目的とした。濃縮操作により得られた固化物を対象とし、蛍光 X 線分析(XRF)やγ線スペクトロメトリーによる非破壊による定性分析を試み、さらに、その化学状態と濃度を推定するために X 線吸収微細構造(XAFS)測定を行った。

2. 実験方法

天然水をホットスターラーで加熱し、10 L ごとに底に集まった固化物を回収し、その固化物を IR ランプで水分がなくなるまで乾燥させた。ゲルマニウム半導体検出器を用いたγ線スペクトロメトリーや XRF を用いて、固化物を測定した。また極微量含有するバリウムの定量のため、バリウムの 1000、100、10ppm の溶液を作製し、炭酸カルシウム 1(g)とを振とうし、乾固した。乾燥体をペレットと粉末状態にそれぞれ加工し、高エネルギー加速器研究機構、PF、BL-27B において XAFS スペクトルを蛍光法または透過法により、ペレットは Sr-K 端、粉末は Ba-L3 端を測定した。

3. 結果と考察

天然水の固化物の XRF によれば、Ca、Sr は検出できたが、Ba はその検出限界(1000ppm)以下であった。そのため蛍光法 XAFS を行ったところ、非常に S/N が悪いもののBa-L3 吸収端を確認することができた。図 1 には Ca に対して Ba を意図的に 20～60ppm 含有させた試料と天然水試料の X 線吸収スペクトルを示す。天然水試料の蛍光 X 線強度から天然水固化物の Ba 含有量は 20～30ppm と推察できる。Sr の含有量に関しては、XRF と XAFS によるクロスチェックにより決定し、Ca:Sr:Ba=50000:80:1 と推定することができた。ウランの化学的形態についても炭酸塩が主成分であることが予想されるため、今後はその濃縮、回収方法を検討する一助とするため、共存するアルカリ金属成分の同定として、XRF および PIGE の併用を検討している。

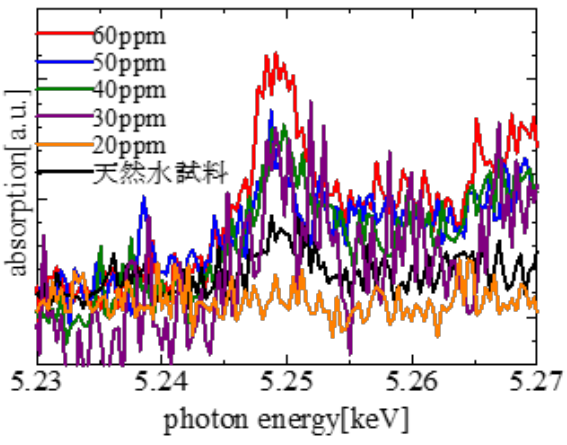


図 1.Ba 近傍の X 線吸収スペクトル

*Kosuke Okamura[1], Kensuke Umegaki[1], Naoto Hagura[1] and Haruaki Matsuura[1]

[1]Tokyo city Univ.,

パルスラジオリシスと量子化学計算によるポリスチレン誘導体のラジカルカチオンの置換基効果に関する研究

Substituent Effects of Radical Cations on Polystyrene Derivatives Investigated by Pulse Radiolysis and Quantum Chemical Calculations

*岡本 一将，室屋 裕佐，古澤 孝弘
大阪大学

放射線化学初期過程で生成する高分子のラジカルカチオン種の置換基効果の詳細は、これまで十分明らかにされていない。そこで、パルスラジオリシス法と量子化学計算を用いて、ポリスチレン誘導体のラジカルカチオンのダイナミクスについて、置換基効果を調べた。

キーワード：パルスラジオリシス，ポリスチレン，ラジカルカチオン，放射線化学，電子線，量子化学計算

1. 緒言

ポリスチレンは、汎用高分子の一つであり、放射線化学初期過程をはじめとする放射線応答性は古くから調べられ、その応用として、耐放射線材料や半導体製造用リソグラフィにおける EUV や電子線露光用フォトレジスト材料にも、その分子組成が用いられている。しかし、ポリスチレン誘導体の放射線化学初期過程は、主として電子線パルスラジオリシス法で調べられてきたものの[1]、その置換基依存性は低分子系とは違い、系統的に調べられている状況とはいえない。また、初期過程中で生成するラジカルカチオンのダイナミクスの解明は、レジスト材料設計に対しても重要な指針を与えることができる。そこで本研究では、電子線パルスラジオリシス法と量子化学計算を用いて、ポリスチレンのラジカルカチオン種のベンゼン環のパラ位の置換基依存性について検討を行った。

2. 実験・計算

阪大産研量子ビーム科学研究施設 26 MeV Lーバンドライナックからの電子線でサンプルを照射し、Xe フラッシュランプ光を同期して照射させ、分光させた分析光の強度の時間変化をオシロスコープで追跡することで、ナノ秒パルスラジオリシス実験を行った。サンプルには、1,2-ジクロロエタンに種々のパラ位置換ポリスチレン誘導体を溶解した Ar 飽和溶液を用いた。また、2,4 (*m*)-ジフェニルペンタンまたはスチレン誘導体をそれぞれダイマーとモノマーモデルとして密度汎関数法 (DFT 法)に基づく量子化学計算を行った。

3. 結果・考察

パルスラジオリシス法により、それぞれの溶液で可視域 (400–600 nm)と近赤外域 (> 1000 nm)に吸収ピークが観察された。前者は、複数のスチレンユニットに正電荷が非局在化した分子内マルチマーラジカルカチオンの局所励起 (LE)バンド、またはモノマーカチオンとアニオン間の対イオン/電荷共鳴 (CT)錯体と、後者はマルチマーラジカルカチオンの電荷共鳴 (CR)バンドとして帰属される。結果として特に、メトキシ (OCH_3) 置換、ヨウ素置換ポリスチレンにおいて、それぞれラジカルカチオンの長寿命化と遅いコンフォメーション緩和が見られた。さらに、パルスラジオリシスの結果と合わせて、量子化学計算によりそれぞれの誘導体モデルの置換基の電子供与性、サイズによる置換基効果について、ラジカルカチオンに関する検討を行った。

参考文献

[1] 岡本ら, 2022 年・2024 年日本原子力学会春の大会など

---

*Kazumasa Okamoto, Yusa Muroya, and Takahiro Kozawa
Osaka Univ.

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

Fri. Sep 13, 2024 10:50 AM - 11:55 AM JST | Fri. Sep 13, 2024 1:50 AM - 2:55 AM UTC Room B(Recture RoomsA 1F A102)

[3B04-07] Fusion Neutron Source

Chair:MakotoInami Kobayashi(NIFS)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3B04]

Study on stability of Li target for fusion neutron sources

(1)Effect of channel shape and jet thickness on inner flow structure of Li target

*Misato Kinugasa[1], Eiji Hoashi[1], Takafumi Okita[1] (1. Osaka Univ.)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3B05]

Study on stability of Li target for fusion neutron sources

(2)Turbulent heat transfer for heat removal due to deposition of ion beam in Li target

*Daiki Fukunaga[1], Eiji Hoashi[1], Takafumi Okita[1] (1. Osaka Univ.)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3B06]

Verification of activation detectors for measuring the energy of DD neutrons using the reaction rate ratio method

*Ryotaro Kawahata[1], Hiroaki Nagasawa[1], Shingo Tamaki[1], Sachie Kusaka[1], Fuminobu Sato[1], Isao Murata[1] (1. Osaka Univ.)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3B07]

Investigation of accessibility based on effective dose around A-FNS liquid Li loop components

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

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

核融合中性子源 Li ターゲットの安定性に関する研究
(1)流路形状と噴流厚さが内部流動構造に与える影響

Study on stability of Li target for fusion neutron sources

(1) Effect of channel shape and jet thickness on inner flow structure of Li target

*衣笠 美怜[1]，帆足 英二[1]，沖田 隆文[1]

[1]大阪大学

核融合中性子源開発において液体 Li ターゲットの安定性の実証は必要不可欠である。その中で、Li 流の実験研究ができる阪大 Li ループは今後、国際研究拠点として中心的な役割を果たすことが考えられる。本研究では、水平直線流路と縦型湾曲流路、また膜厚が Li 噴流の流体力学的な特性に与える影響をシミュレーションより把握することで、阪大 Li ループ活用の指針を得ることを目指す。

キーワード：先進核融合中性子源、液体金属 Li、数値流体解析、縦型湾曲流路

1. はじめに

A-FNS や IFMIF-DONES といった核融合中性子源開発において液体 Li ターゲットの安定性の実証が必要不可欠である。現在開発が進められている A-FNS では縦型湾曲流路を流れる 25 mm 膜厚の Li ターゲットが採用されるが、Li 流の実験研究ができる阪大 Li ループは 10mm 膜厚水平直線流路である。そのため阪大 Li ループを国際研究拠点化していくためには、流路形状や噴流厚さが Li ターゲットの流体力学的特性に与える影響について把握しておくことが重要である。本研究では、膜厚 10 mm の縦型湾曲流路モデルを対象とした乱流シミュレーションを行い、実機モデルおよび阪大 Li ループモデルとの比較から、実験では計測できない内部流動構造や表面変動特性の違いを明らかにする。

2. シミュレーション概要

本研究におけるシミュレーションモデルを図 1 に示す。図 1 右は 10 mm 膜厚体系であり、湾曲形状は A-FNS と同様だが、膜厚は阪大 Li ループと同じ 10 mm である。図 1 左は 25 mm 膜厚体系であり、A-FNS 実機形状である。計算ツールには OpenFOAMv2012 を使用し、乱流モデルには LES を使用した。気相部は Ar ガスの二相流であり、界面追跡法としては VOF を用いた。流量条件としては噴流の断面平均速度で 15 m/s とした。

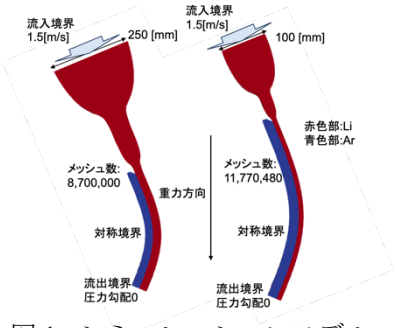


図 1: シミュレーションモデル

3. 解析結果

図 2,3 に 0.15 s における結果を示す。図 2 は A-FNS 体系(25 mm)、図 3 は 10 mm 湾曲体系でのビーム照射領域中心（ノズル出口から 210 mm 地点）における背面壁から 5 mm 地点までの断面図であり、紙面に垂直な方向が主流方向である。図中の白線は流線を表しており、カラースケールは Q 値 0 から 100,000 までを表している。実機体系では渦の大きさが 1、2 mm 程度であり、10 mm 湾曲体系の渦の大きさ 0.5 mm 程度に比べるとより渦が発達しているおり、実機体系の方がより広範な領域の流れを乱していることが分かる。

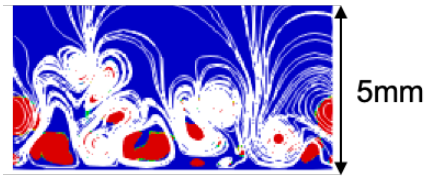


図 2: 25mm 湾曲体系

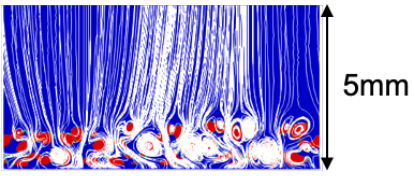


図 3: 10mm 湾曲体系

4. まとめ

10 mm 湾曲体系モデルを構築、LES 計算を実施し、25 mm 実機体系との比較を行った。今後はより長い時間の計算を行い、表面変動と内部流動構造の相関に対する膜厚の影響を評価していく。

*Misato Kinugasa[1], Eiji Hoashi[1] and Takafumi Okita[1]
[1]Osaka Univ.

核融合中性子源 Li ターゲットの安定性に関する研究
（2）ビーム熱負荷除去における乱流構造の寄与

Study on stability of Li target for fusion neutron sources

(2) Turbulent heat transfer for heat removal due to deposition of ion beam in Li target

*福永大輝[1]，帆足英二[1]，沖田隆文[1]

[1]大阪大学

核融合中性子源開発において未だ十分な評価がなされていない液体 Li 噴流内部の熱輸送について、単相流 LES による 25mm 厚 Li ターゲットのビームオンターゲットシミュレーションを行った。ビーム熱負荷時の Li 噴流内部の詳細な流動構造と温度分布の相関から乱流熱輸送の効果を評価した。

キーワード：核融合中性子源、液体 Li ターゲット、ゲルトラー渦、乱流熱輸送、ブジネスク近似

1. 緒言

核融合炉構造材料照射実験のための先進核融合中性子源(A-FNS)の開発が進められている。A-FNS では厚さ 25 mm の液体 Li 噴流に 125 mA/40 MeV の重陽子ビームを照射し、14 MeV の中性子場を形成する。これまで液体 Li 噴流の流体力学的特性や安定性については阪大 Li ループおよび QST の ELTL (EVEDA Li Test Loop) での実験[1]および数値解析で実証されてきたが、ビームオンターゲット時の挙動については実験的な研究は極めて難しく、これまで実施できていない。一方で、数値計算による研究は進められてきたが、二次元計算や低次の乱流モデル、粗いメッシュでの評価など、詳細な流動構造と温度分布の相互作用まで含めた評価には至っていない。そこで本研究では、単相流 LES による 25mm 厚 Li ターゲットのビームオンターゲットシミュレーションを行い、Li 噴流内部の温度分布を評価、ビーム熱負荷除去における乱流の効果を明らかにする。

2. 計算モデル

計算体系を図 1 に示す。25mm 厚 Li 噴流の吐出用二段縮流ノズルおよび湾曲部流路をモデル化、流路幅方向は 10 mm として周期境界条件を与えた。入口には乱流流入境界条件である DESEM Inlet を適用し、流量条件は噴流の断面平均速度で 15 m/s とした。総メッシュ数は約 1700 万、OpenFOAM を用いた 760 並列で計算を実施した。乱流モデルには LES、サブグリッドモデルには WALE を用いた。温度計算には非圧縮流体で浮力の効果を考慮できるブジネスク近似を用い、入熱はブラグピーク分布で 40 MeV、125 mA 相当の熱を与えた。噴流表面は Slip 境界を適用、膜厚 25mm 一定を仮定した。

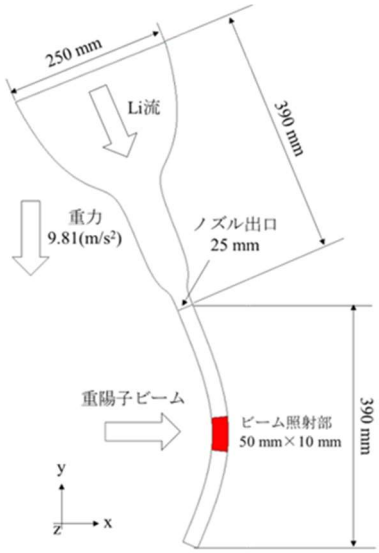


図 1 計算体系

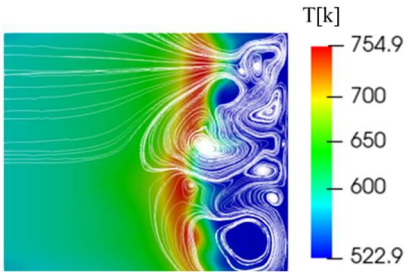


図 2 断面温度分布と流線
（t = 0.194 s）照射中心から下流 100 mm

3. 結果とまとめ

図 2 に非定常 LES 計算における t = 0.194 s における照射部の中心から下流 100 mm 地点における流路底近傍の断面温度分布と流線を示す。流路底で発生した渦により高温域が拡散していることが分かる。さらに、乱流熱流束を評価から渦による熱攪拌の効果を確認することができた。今後は本モデルを二相流に適用し、表面変動を含めた内部の熱輸送について明らかにする。

参考文献

[1]T. Kanemura, et al., Fusion Engineering and Design, vol. 98-99, oct, 2015, pp. 1991-1998

*Daiki Fukunaga[1], Eiji Hoashi[1] and Takafumi Okita[1]
[1]Osaka Univ.,

反応率比法による DD 中性子のエネルギー測定に用いる放射化検出器の検証

Verification of activation detectors for measuring the energy of DD neutrons using the reaction rate ratio method

*川旗 遼太郎[1]，永澤 宏章[1]，玉置 真悟[1]，日下 祐江[1]，佐藤 文信[1]，村田 勲[1]
[1]大阪大学

抄録

本研究では、大阪大学 OKTAVIAN で照射する DD 中性子場を標準中性子場として評価・整備することを目的に、反応率比法で OKTAVIAN における DD 中性子のエネルギーを測定する際に用いる放射化検出器として Sn と Cd の検証を行った。検証の結果、実験結果が MCNP5 の計算結果よりもすべての角度において大きくなった。これは、用いた放射化断面積が実際の値と異なっていたことが原因として予想される。

キーワード：DD 中性子，オクタビアン，標準化，反応率比法

1. 緒言

中性子を用いた実験の実験値を評価するためには、中性子強度やエネルギースペクトルといった特性が十分に評価された標準中性子場が必要である。大阪大学 OKTAVIAN は DT・DD 中性子を照射可能だが、DD 中性子場の特性が十分に評価されていない。そこで本研究では OKTAVIAN の中性子場を標準化するため、反応率比法で DD 中性子のエネルギーを測定する際に用いる放射化検出器の検証を行った。

2. 実験

2-1. 反応率比法

反応率比法とは 2 種類の放射化検出器の中性子エネルギーに対する反応率の理論値と実験値の比較により中性子のエネルギーを求める方法である。本研究では、放射化検出器として Sn と Cd を検証した。反応率の理論値の計算には EASY-2010 を用いた。

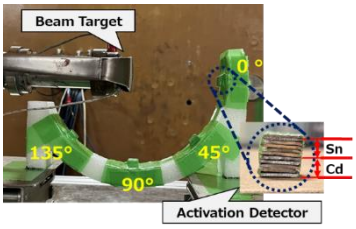


図 1 実験体系

2-2. DD 中性子の角度依存エネルギー分布測定実験

放射化検出器として Sn と Cd を用いて OKTAVIAN の DD 中性子の角度依存エネルギー分布測定実験を行った。この実験では Sn と Cd を重ねたものを 0-135 度に 45 度間隔で設置して DD 中性子を照射した後、それぞれの放射化検出器からのγ線を Ge 半導体検出器で測定することで反応率の実験値を計算し、理論値と比較することで角度依存エネルギー分布を求めた。本実験の結果と、MCNP5 で本実験を再現したシミュレーションで得られた角度依存エネルギー分布の結果を図 2 に示す。これより、本実験の結果は MCNP5 の結果と比べてどの角度においても中性子のエネルギーが大きくなることが分かった。この原因は、EASY-2010 に格納されている Sn と Cd の放射化断面積の核データが古く、実際の値と異なっていた可能性があることが挙げられる。

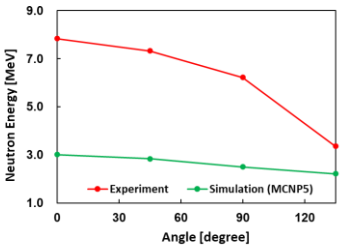


図 2 実験結果

3. 結論

検証の結果、実験で得られた角度依存エネルギー分布は MCNP5 の結果と比べてどの角度においても大きくなった。原因として用いた放射化断面積が実際の値と異なっていたことが予想される。今後は反応率比法で用いた核データの調査や他の計算コードと結果の比較を行い、差異の原因について調査する予定である。

---

*Ryotaro Kawahata[1], Hiroaki Nagasawa[1], Shingo Tamaki[1], Sachie Kusaka[1], Fuminobu Sato[1], and Isao Murata[1]
[1]Osaka Univ.

A-FNS の液体 Li ループ機器周辺の実効線量に基づくアクセス性の検討

Investigation of accessibility based on effective dose around A-FNS liquid Li loop components

*見城　俊介、小柳津　誠、権　セロム、落合　謙太郎、佐藤　聡　（量研）

核融合中性子源 A-FNS の液体 Li ループにおいては、重陽子または中性子により放射性物質が生成される。本研究では、MCNP を用いて、液体 Li 中に含まれる放射性生成物と Li ループ機器へ堆積した放射性堆積物による Li ループ機器周辺の実効線量を評価した。本研究により、Be-7 をコールドトラップにて捕獲することにより、運転停止後にて Li ドレイン後に Li Loop Cell へのアクセスが可能となることが明らかとなった。

キーワード: IFMIF、MCNP、放射化腐食生成物、不純物放射化、Be-7

1. 緒言

A-FNS では、重水素ビームを液体 Li ターゲットへ入射して中性子発生を行う。液体 Li ターゲットループにおいては、重陽子または中性子が、Li や Li 中の不純物等と核反応し、放射性物質が生成される。先行研究にて、放射性物質の生成量と、生成した放射性物質の液体 Li ループ機器の堆積量を計算した[1]。本研究では、液体 Li 中に含まれる放射性生成物と機器へ堆積した放射性堆積物に起因する Li ループ機器周辺の実効線量を計算し、Li ループが設置される Li Loop Cell（LLC）へのアクセス性を評価する。

2. 手法

崩壊ガンマ線輸送計算を、モンテカルロコード MCNP6.2、核データライブラリ mcplib84 を用いて行った。先行研究により得られた放射性生成物や放射性堆積物[1]を崩壊ガンマ線源として、LLC 内に設置されるステンレス配管、電磁ポンプ（EMP）、熱交換器（HX）周辺の実効線量を計算した。

3. 結果・考察

1 年間の照射運転停止直後における配管表面からの距離を関数とした実効線量率分布を図 1 に示す。図 2 に配管外側表面から 1m 離れた地点における核種毎の線量率を示す。主要核種は重陽子と窒素不純物との核反応で生成される C-11、N-13、O-15 等であり、配管外側表面における線量率は $4\times10^{4}\,\mu$Sv/h となった。線量率は、試験セルで発生した中性子とガンマ線による LLC 内の線量率より大きく、A-FNS のゾーニングにおいてはオレンジゾーン（緊急時を除いた立入り禁止区域:$2\times10^{3}\leq1\times10^{5}\,\mu$Sv/h）に該当することがわかった。イエローゾーン（立入り制限区域:$25\leq2\times10^{3}\,\mu$Sv/h）まで線量率を低減させるためには、鉄で 6cm 程度、鉛で 2cm 程度の遮蔽体が必要である。

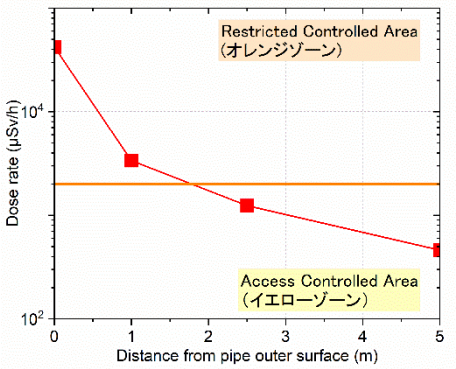


図 1　照射運転停止直後の配管表面からの距離を関数とした実効線量率分布

照射運転後にて液体 Li をドレインした後は、配管周辺の線量率は 10 μSv/h 程度となり、グリーンゾーン（立入り可能区域:0.6≤25 μSv/h）となった。一方で、HX は低温のため Be-7 が堆積し、Li ドレイン後もレッドゾーン（立入り禁止区域:$\geq2\times10^{3}\,\mu$Sv/h）となる。Be-7 をコールドトラップで捕獲する運転方式を適用することにより、Y-88 が主要核種となり、イエローゾーンとなり立入りが可能となる。EMP も同様にイエローゾーンに区別される。本評価結果から、Be-7 をコールドトラップで捕獲することにより、Li ドレイン後に LLC へのアクセスが可能となることがわかった。

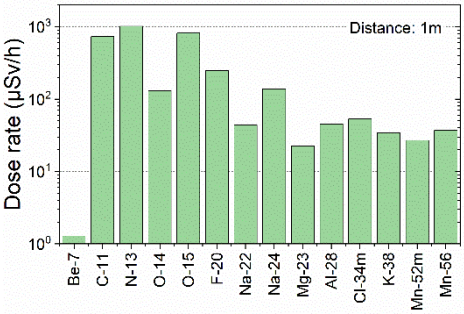


図 2 配管外側表面から 1m 離れた地点における核種ごとの実効線量率

[1] Kenjo, Shunsuke, et al. Fusion Eng. Des. 204 (2024): 114509.

*Shunsuke Kenjo, Makoto Oyaidzu, Saerom Kwon, Kentaro Ochiai, and Satoshi Sato (QST)

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

Fri. Sep 13, 2024 10:50 AM - 11:55 AM JST | Fri. Sep 13, 2024 1:50 AM - 2:55 AM UTC Room D(Recture RoomsA 1F A106)

[3D06-09] Pu-Thermal Reactor

Chair:Tatsuya Fujita(JAEA)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3D06]

Future prospects of advanced pluthermal operation for BWR based on domestic reprocessing
(1) Application of the Rokkasho MOX fuel fabrication plant specification pellet to high burnup 10x10 MOX fuel

*Tsugumi Tsuchida[1], Daisuke Goto[1], Kasuhiko Matsumura[1], Manabu Yoshida[1], Junji Matsunaga[1] (1. GNF-J)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3D07]

Future prospects of advanced pluthermal operation for BWR based on domestic reprocessing
(2) Application of ATF cladding to high burnup 10x10 MOX fuel

*Manabu Yoshida[1], Daisuke Goto[1], Kazuhiko Matsumura[1], Tsugumi Tsuchida[1], Junji Matsunaga[1] (1. GNF-J)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3D08]

Future prospects of advanced pluthermal operation for BWR based on domestic reprocessing
(3) Utilization scenarios of light-water-cooled fast reactor (RBWR)

*Sota Araki[1], Tetsushi Hino[1,2], Kenichi Yasuda[2] (1. Hitachi, 2. HGNE)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3D09]

MA transmutation metal-fueled core concept assuming coexistence scenario with light water reactors

*Koji Fujimura[1], Junichi Miwa[1], Takeshi Mitsuyasu[1], Sho Fuchita[2], Daisuke Watanabe[2], Hirotaka Nakahara[2] (1. Hitachi, 2. HGNE)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

国内再処理に基づくプルサーマル運転高度化の展望について
（1）六ヶ所国内 MOX 加工工場ペレットの高燃焼度 10×10 燃料への適用

Future prospects of advanced pluthermal operation for BWR based on domestic reprocessing
(1) Application of the Rokkasho MOX fuel fabrication plant specification pellet to high burnup 10x10 MOX Fuel

*土田 嗣美[1]，後藤 大輔[1]，松村 和彦[1]，吉田 学[1]，松永 純治[1]
[1]GNF-J

GNF-J では 10×10 配列である GNF3 燃料を導入することにより、国内 ABWR の 24 か月運転で燃料の取出平均燃焼度 50GWd/t を実現しようとしている。本研究では、GNF3 燃料形状を用い、日本原燃（株）殿六ヶ所 MOX 燃料工場で取り扱うことができるプルトニウム含有率上限の範囲内において、達成可能な MOX 燃料の運転条件について評価した。

キーワード：原子力，プルサーマル運転，沸騰水型原子力発電所

1. 緒言　BWR におけるウラン燃料濃縮度上限は現在 5wt%であり、この範囲内で燃料集合体の濃縮度を高めていった場合、国内 ABWR の 24 か月運転、取出平均燃焼度 50GWd/t という運転条件が達成可能である。一方、国内の MOX 燃料は 8×8 配列であり、13 か月運転で取出平均燃焼度 33GWd/t というレベルにとどまっていることから、経済性向上及びプルトニウム利用促進のため、MOX 燃料も長期サイクル対応及び高燃焼度化を進めていく必要がある。

2. 炉心特性評価　国内 ABWR を想定した 24 か月運転、取出平均燃焼度 50GWd/t の条件で、GNF3 燃料形状を適用した MOX 燃料を装荷した炉心の炉心特性を評価した。解析コードは LANCR Ver.1/AETNA Ver.1 を用いた。初期核分裂性プルトニウム割合は 55wt%（全数 9×9 燃料の再処理を仮定）と設定し，MOX ペレットのプルトニウム含有率は六ヶ所 MOX 燃料工場で取り扱うことができる BWR ペレット上限値の 17wt%（MOX 燃料工場の事業許可上の制限値は 18wt%）[1]を使用した。炉心特性評価の結果、余剰反応度、原子炉停止余裕、最大線出力密度、最小限界出力比等の炉心特性は良好であることを確認した。

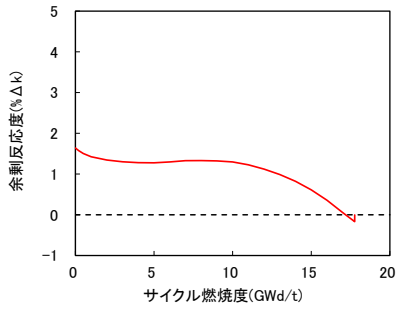


図1 余剰反応度の燃焼変化

3. プルトニウム利用量の評価　現在の 8×8MOX 燃料と今回炉心特性評価を実施した 10×10MOX 燃料のプルトニウム利用量を比較した。燃料集合体 1 体あたりのプルトニウム装荷量は、8×8MOX 燃料から約 2.8 倍となる。また、フル MOX 炉心を想定した場合の年間プルトニウム利用量は約 1.7 倍となる。

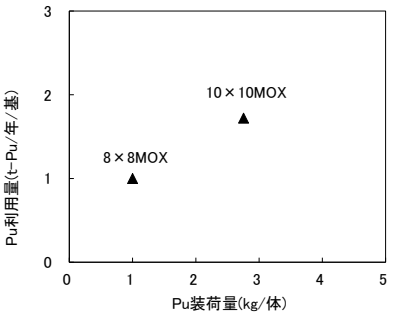


図2 Pu利用量の比較(8×8MOXに対する比)

4. 結論

六ヶ所 MOX 燃料工場で取り扱うことができる BWR ペレットのプルトニウム含有率制限(17wt%)の範囲内で GNF3 燃料形状を適用した MOX 燃料を用いることで、国内 BWR における 24 か月運転、取出平均燃焼度 50GWd/t を達成できる見通しを得た。

参考文献

[1] 核燃料物質加工事業変更許可申請書（MOX 燃料加工施設），日本原燃株式会社，令和 2 年 9 月 18 日

---

*Tsugumi Tsuchida[1], Daisuke Goto[1], Kazuhiko Matsumura[1], Manabu Yoshida[1], Junji Matsunaga[1]
[1]Global Nuclear Fuel-Japan

国内再処理に基づくプルサーマル運転高度化の展望について
（2）高燃焼度 10×10MOX 燃料への ATF 被覆管の適用

Future prospects of advanced pluthermal operation for BWR based on domestic reprocessing
(2) Application of ATF cladding to high burnup 10x10 MOX fuel

*吉田 学[1]，後藤 大輔[1]，松村 和彦[1]，土田 嗣美[1]，松永 純治[1]
[1] GNF-J

10×10MOX 燃料により、ABWR で 24 か月運転、取出平均燃焼度 50GWd/t を達成できることが示されている。この 10×10MOX 燃料のジルカロイ構造材を、FeCrAl-ODS 材に置き換えた場合の影響について評価した。

キーワード： 事故耐性燃料，プルサーマル運転，沸騰水型原子力発電所

1. 緒言

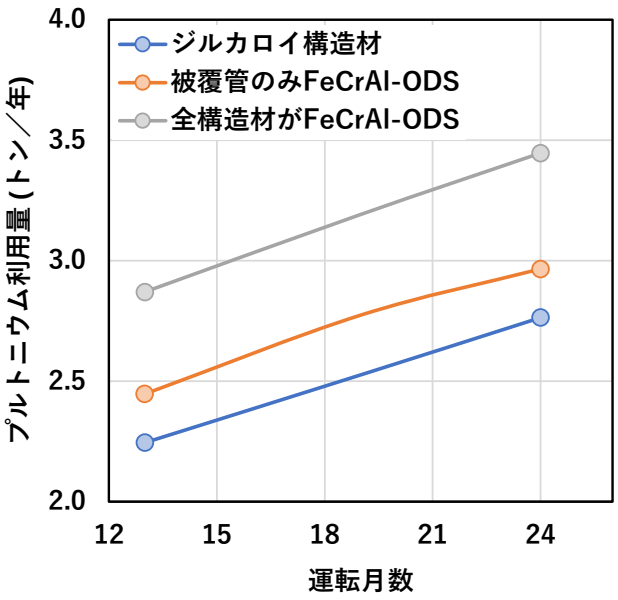
BWR では運転中に常時発生する蒸気ボイドの非常に大きな反応度フィードバックがあり、また内部を単相減速材で満たすウォータロッドや、多彩な部分長燃料棒設計などによって、BWR の運転条件や燃料仕様に対する適応性は非常に高い。端的な例としては、2 年以上の連続運転や 20%以上の出力密度増加、高富化度プルトニウムや多数回リサイクルされたプルトニウムの全 MOX 炉心利用、トリウム燃料材の利用、ジルカロイ以外の燃料構造材の利用、MA の装荷、RI の製造、などが可能である。このうち本報告では、平均取出燃焼度 50GWd/t の 10×10MOX 燃料において、被覆管に事故耐性燃料材料の一つである FeCrAl-ODS[1]を適用した場合の、所要プルトニウム富化度や、プルトニウム利用量などのサイクル特性について評価した。

2. 評価条件

1350Mwe 級 ABWR で 13～24 か月の連続運転を条件として平均取出燃焼度 50GWd/t となる燃料設計を実施した。燃料仕様としては、①通常のジルカロイ構造材燃料、②FeCrAl-ODS を被覆管に用いた燃料、③FeCrAl-ODS をチャンネルボックスやウォータロッドにも用いた燃料、の 3 ケースを評価。

3. 評価結果

①②ではペレット最高富化度 17wt%で 24 か月運転までの設計が可能であった。③では 13 か月運転のみ 17wt%で設計でき、24 か月運転では 20wt%が必要となった。プルトニウム利用量は右図のように、例えばケース②では約 3 トン／年となり六ヶ所再処理量の約 45%を 1 基で利用できる。



4. 結論

10×10MOX 燃料に FeCrAl-ODS 材を適用しても富化度 17wt%以下で 50GWd/t の設計は可能であり、かつその場合には六ヶ所再処理量の半分近くを ABWR 1 基で利用することができることが分かった。

参考文献

[1] 事故耐性燃料開発に関するワークショップ　FeCrAl-ODS 被覆管及び SiC 被覆管の開発，日立 GE，GNF-J，令和 5 年 12 月 14 日

---

*Manabu Yoshida[1], Daisuke Goto[1], Kazuhiko Matsumura[1], Tsugumi Tsuchida[1], Junji Matsunaga[1]
[1]Global Nuclear Fuel-Japan

国内再処理に基づくプルサーマル運転高度化の展望について
（3）軽水冷却高速炉 RBWR の活用シナリオ

Future prospects of advanced pluthermal operation for BWR based on domestic reprocessing
(3) Utilization scenarios of light-water-cooled fast reactor (RBWR)

*荒木 颯太[1]，日野 哲士[1,2]，安田 賢一[2]
[1] 日立，[2] 日立 GE

プルトニウム利用推進による使用済燃料の減容、及び高速炉サイクルへのスムーズな移行への寄与をめざした、四角格子燃料型の RBWR（四角格子 RBWR）を開発している。四角格子 RBWR は現行 MOX 燃料よりも Pu 利用量を増加するとともに核分裂性 Pu の減損を抑制する。

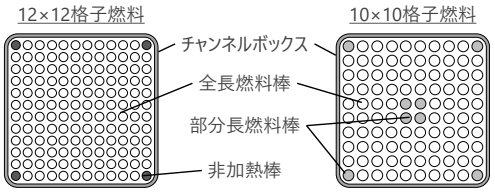
キーワード：プルサーマル運転，沸騰水型原子力発電所（BWR)，軽水冷却高速炉（RBWR）

1. 緒言

Pu 装荷量を増加することで Pu 利用を促進しつつ、使用済 MOX 燃料体数を削減するとともに、燃焼による Pu-239 の減損を抑制することで長期保管後の Pu の再利用性を高める四角格子 RBWR を開発中である[1]。

2. 炉心特性

図 1 に高燃焼度化を図った 12×12 格子燃料、及び開発要素が少ない 10×10 格子燃料の水平断面と炉心特性を示す。いずれも国内 MOX 加工工場の事業許可上の制限値であるペレット最高 Pu 含有率 18wt%以下で、国内再処理工場フル稼働時に回収される 6.6t/年の Pu の約半分をフル MOX-ABWR 1 基で利用できる。



項目	12×12格子	10×10格子
取出燃焼度 (GWd/t)	55	45
Pu含有率 (wt%)	13.3	11.7
ペレット最高Pu含有率 (wt%)	18	17
ペレット最高燃焼度（GWd/t）	<100	<80
Pu利用量 (t/年)*	3.2	3.4
使用済MOX発生量 (体/年)	120	150

＊フルMOX-ABWRに装荷した場合

図 1 燃料集合体水平断面と炉心特性

3. 使用済 MOX 燃料特性

図 2 に使用済 MOX 燃料中 TRU の等価フィッサイルの使用済燃料冷却期間による変化を示す。12×12 格子燃料及び 10×10 格子燃料のいずれも、冷却期間が長期化した場合でも、概ね高速炉[2]で必要となる等価フィッサイルを維持できる。

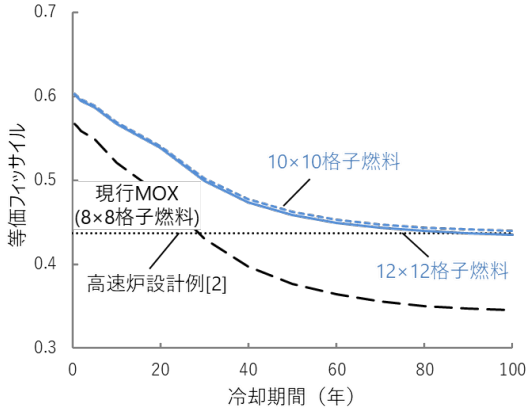


図 2 等価フィッサイルの変化

本報告は経済産業省補助事業「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」の成果を含む。

参考文献

[1] 日野哲士、他 2 名、日本原子力学会誌 ATOMOΣ 64 (3)、149-151、2022
[2] 高増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究フェーズII技術検討書 - (1) 原子炉プラントシステム – （2006）

*Sota Araki[1], Tetsushi Hino [1,2] and Kenichi Yasuda [2]
[1]Hitachi., [2]HGNE.

軽水炉との共存シナリオを想定した MA 燃焼金属燃料炉心概念

MA transmutation metal-fueled core concept assuming coexistence scenario with light water reactors

*藤村　幸治[1], 三輪　順一[1], 光安　岳[1], 渕田　翔[2], 渡邉　大輔[2], 中原　宏尊[2]
[1] 日立, [2] 日立 GE

プルサーマル軽水炉の使用済燃料を再処理して金属燃料高速炉に供給しつつ軽水炉と高速炉が持続的に共存できるシナリオを検討している。このシナリオにおいて、軽水炉起源の全てのマイナーアクチニド(MA)を燃焼し、高レベル廃棄物（HLW）の有害度低減を実現するための、MA 燃焼金属燃料高速炉の炉心概念を開発した。MA を炉心の反応度係数への影響が小さな軸方向ブランケットに装荷することで目標値を上回る MA 燃焼量を達成でき、共存シナリオが成立する見通しが得られた。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉, 金属燃料, マイナーアクチニド(MA), ボイド反応度, ドップラー係数

1. 緒言

天然 U の供給が当面続いた場合に、軽水炉の運転を継続するには、U 燃料軽水炉に加え、プルサーマル軽水炉の使用済燃料を再処理して回収した Pu をリサイクルする必要がある。プルサーマル軽水炉では核分裂性 Pu（以下 Puf）の燃焼が進み同位体組成が劣化するため、リサイクルには限界がある。そこで、プルサーマル軽水炉の使用済燃料（SF）から回収した Pu を高速炉に供給し、高速炉の増殖機能を活用して、Pu 同位体組成の回復をはかり、プルサーマル軽水炉でのマルチリサイクルを実現する軽水炉と高速炉の共存シナリオを検討する。高速炉としては、増殖性能に優れる金属燃料高速炉を想定し、併せて軽水炉で生成される全ての MA を消費して HLW の有害度低減を実現するための MA 燃焼金属燃料炉心概念を開発する。

2. 検討条件・方法

本検討の高速炉炉心は米国で検討された小型金属燃料高速炉の仕様[1][2]に基づき熱出力 840MW の径方向非均質炉心とした。Pu 富化度の上限は 25wt%[3]、最大線出力の上限は 500W/cm とした。シナリオの検討に用いる軽水炉は文献[4]に基づき、U 燃料軽水炉は BWR ステップⅢ燃料装荷炉心とし、プルサーマル軽水炉はステップⅡ燃料ベースの 8×8 燃料を装荷するフル MOX ABWR とした。高速炉の炉心燃料の SF の一部とプルサーマル軽水炉の SF 中の Pu を次サイクルの金属燃料高速炉の炉心燃料にリサイクルし、残りの炉心燃料の SF とブランケットの SF から回収される Pu と U 燃料軽水炉の SF の Pu を次サイクルのプルサーマル軽水炉にリサイクルする。各炉型の設備容量を図 1 の値（合計は 35GWe）とすれば、炉型間でやり取りする Pu（Puf、偶数核 Pu とも）がバランスし、炉外で蓄積する Pu の増加を回避できる。軽水炉で生成される全ての MA を高速炉で燃焼するための燃焼量の目標値は 100kg/GWe/年となった。

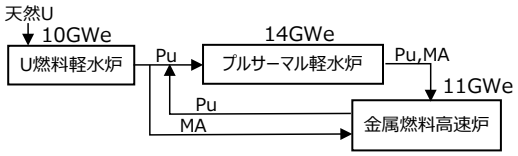


図1　軽水炉/高速炉の共存シナリオ

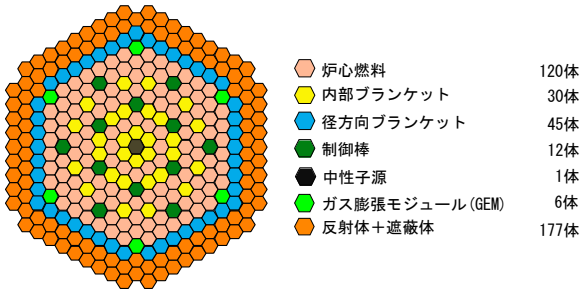


図2　炉心燃料配置

表1　主要な仕様と炉心特性の比較

項目	単位	基準炉心 [炉心燃料に製造・照射実績の範囲の富化度のMAを装荷]	MA燃焼炉心 [ボイド反応度の制限内で軸方向ブランケットにMAを装荷]
出力(電気/熱)	MW	311/840	
連続運転期間	日	580	722
燃料集合体ピッチ	mm	161.4	
燃料棒外径(炉心燃料/IB/RB)	mm	7.44/12.01/12.01	
炉心燃料MA富化度	wt%	4.2	4.2
軸方向ブランケット(MA/Pu)富化度	wt%	0/0	20/20
炉心燃料Pu富化度	wt%	22.3	19.8
MA燃焼量	kg/GWe/年	76	185
ボイド反応度	$	6.0	7.6
ドップラー係数(炉心燃料)	TdK/dT	-1.76×10^{-3}	-1.63×10^{-3}
増殖比	−	1.22	1.14

＊IB：内部ブランケット, RB：径方向ブランケット

3. 検討結果

MA 燃焼金属燃料炉心の軸方向ブランケット(AB)には MA と同じ富化度の Pu も添加した。図 2 に燃料配置を、表 1 に主要な仕様と炉心特性の評価結果を示す。ボイド反応度の制限(≦8$)から AB の富化度は 20wt%である。MA 燃焼量は目標値を上回る。基準炉心と同等のドップラー係数が維持できており、過渡解析によって、制御棒誤引抜型の ATWS である UTOP 時の燃料健全性が確保できることも確認した。

参考文献

[1] B. Triplett, et al., Nucl. Technol., 175, 5, (2012).[2] A. Dubberley, et al., Proceedings of ICONE 8, 8002(2000/4). [3] K. Nakamura et al., JNST Vol. 38 No. 2, p.112-119. [4] T. Ihara, et al., Proceedings. of GENES4/ANP2003, 2003(Paper No. 1018).

*Koji Fujimura[1], Junichi Miwa[1], Takeshi Mitsuyasu[1], Sho Fuchita[2], Daisuke Watanabe[2] and Hirotaka Nakahara[2]/
[1] Hitachi, Ltd., [2] Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

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

Fri. Sep 13, 2024 10:55 AM - 12:15 PM JST | Fri. Sep 13, 2024 1:55 AM - 3:15 AM UTC Room G(Recture RoomsB 1F B101)

[3G06-10] Molten Chloride Salt Reactor 1

Chair:Hiroki Shishido(Tohoku Univ.)

10:55 AM - 11:10 AM JST | 1:55 AM - 2:10 AM UTC

[3G06]

Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor (IV)
(1) Outline of the Study

*Michio Yamawaki[1], Hiroyasu Mochizuki[1], Chikako Ishizuka[2], Masahiko Nakase[2], Koshi Mitachi[1], Yoichiro Shimazu[1], Yuji Arita[3], Tadafumi Koyama[4], Ken-ichi Fukumoto[3], Takuya Goto[5] (1. BERD, 2. Tokyo Tech, 3. Univ. of Fukui, 4. CRIEPI, 5. Doshisha Univ.)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

[3G07]

Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor (IV)
(2) Safety analysis

*Hiroyasu MOCHIZUKI[1] (1. Beyond Energy R&D Association)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

[3G08]

Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor (IV)
(3) Burnup Characteristics Analysis

*Yoshihisa Tahara[1], Chikako Ishizuka[2] (1. NAIS, 2. Tokyo Tech)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

[3G09]

Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor (IV)
(4) Consideration of waste disposal methods

*Masahiko Nakase[1] (1. Tokyo Institute of Technology)

11:55 AM - 12:10 PM JST | 2:55 AM - 3:10 AM UTC

[3G10]

Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor (IV)
(5) Incineration of TRU using small molten-salt reactors in three steps

*Koshi Mitachi[1], Yoichiro Shimazu[1] (1. BERD)

12:10 PM - 12:15 PM JST | 3:10 AM - 3:15 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー研究（IV）

(1) 研究概要

Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor (IV)

(1) Outline of the Study

*山脇 道夫[1],望月 弘保[1],石塚 知香子[2],中瀬 正彦[2],三田地 紘史[1],島津 洋一郎[1],
有田 裕二[3],村上 毅[4],小山 正史[4],福元 謙一[3],後藤 琢也[5]
[1]次世代エネルギー研究・開発機構, [2]東工大, [3]福井大、[4]電中研、[5]同志社大

塩化物溶融塩燃料を用いた統合型溶融塩高速炉 Integral Molten Salt Fast Reactor (IMSFR)システムを提案している。安全性、TRU 燃焼特性、TRU 三段消滅特性、燃料塩の熱物性、燃料再処理、材料の腐食等の観点から研究を行っている。

キーワード： 溶融塩高速炉、第４世代原子炉、塩化物燃料、固有の安全性、TRU 燃焼、乾式再処理

研究概要：

①安全解析：制御棒を有しない溶融塩高速炉は、FP 除去で注入する He 気泡のため二相流状態である。種々の過渡事象を、安全保護系がバイパスされた条件で RELAP5-3D と核動特性モデルを UDF で結合した FLUENT を用いた核熱連成モデルで解析した。過渡事象は、UTOP, USBO, ULOFF, ULOHS である。

②燃焼特性解析：PWR 使用済燃料組成の燃料塩を装荷した溶融塩高速炉の燃焼特性をモンテカルロコード Serpent 2 を用いて解析し、核変換特性の比較を行った。溶融塩高速炉は他の炉型の高速炉に比べ約 2 倍の燃料を装荷する必要があるが、同一出力のナトリウム高速炉と同等以上の性能を有することが明確になった。

③廃棄物処分方法検討：**塩化物溶融塩高速炉の導入に際しては、再処理、廃棄体化、処分までのシステムをあらかじめ考えておくことが必要であるため、俯瞰的に塩化物燃料高速溶融塩炉から発生する廃棄物とその処分について、文献調査をベースに調査と考察を行った。**

④小型溶融塩炉による TRU 三段消滅方式の検討：長寿命核廃棄物 TRU を有効に減容するため、700MWt 炉を組み合わせた三段消滅方式を検討した。He 気泡分散燃料塩を用い、燃料塩塩素が天然塩素の場合と Cl-37 の場合について、消滅比（TRU 消滅量／TRU 投入量）と燃焼率（１GW・1 年あたり TRU 燃焼量）を求めた。

⑤塩化物燃料物性評価：FP との間で高融点の複合塩化物や白金族系化合物が生成する可能性が示されたが、その生成量はそれぞれ 0.5wt%よりも小さいことから影響は少ないものと期待される。しかしながら温度低下部分で析出する可能性もあり、今後溶解度等の補強データ取得や析出挙動などの確認が必要である。

⑥再処理プロセス構築に必要な塩化物溶融塩/液体金属間におけるアルカリ・アルカリ土類の分配挙動測定：アルカリ元素(Cs および Na)およびアルカリ土類元素(Sr および Ca)について、液体 Bi 電極を用いて電気化学的に回収した場合および還元抽出反応により液体 Bi 中に回収した場合の溶融 NaCl-$CaCl_2$/液体 Bi 間における分配挙動を測定した。

⑦塩化物共晶塩と Ni 基合金の Ni イオン照射後腐食試験による照射下共存性研究：Hastelloy 合金の照射組織について調べるため Ni セルフイオン照射を行い、照射欠陥種類や発達組織について知見を得た。腐食量計測では照射欠陥が導入されていることによって腐食速度や腐食深さは大きく変化しないということが分かった。Ni イオン照射材では C276 材と N 材ともに照射欠陥に大きな違いは見られなかった。

⑧腐食挙動試験及び解析： 種々の想定される FP が含まれた模擬混合溶融塩中でのハステロイ系合金の腐食挙動解析と電気化学的挙動解析後に各種材料評価で分析評価により材料寿命評価を行った。その結果、溶融塩と触れる構造材料の腐食挙動は、材料を構成している主要な元素のレドックスポテンシャルと溶融塩中に含まれる元素のレドックスポテンシャルの差が大きいほど、腐食反応が進行しないことを明らかにした。

謝辞：本研究は、経済産業省の令和５年度「社会的要請に応える革新的原子力技術開発支援事業」の一環として、原子力研究開発機構から委託を受けて実施したものである。

---

*YAMAWAKI Michio[1], MOCHIZUKI Hiroyasu[1] , ISHIZUKA Chikako[2] , NAKASE Masahiko[2], MITACHI Koshi[1], SHIMAZU Yoichiro[1], ARITA Yuji[3], KOYAMA Tadafumi[4], MURAKAMI Tsuyoshi[4], FUKUMOTO Ken-ichi[3], GOTO Takuya[5]
[1]Beyond Energy Research & Development Association (BERD), [2]Tokyo Tech, [3]Univ. of Fukui, [4]CRIEPI, [5]Doshisha Univ.

塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー研究（IV）
(2) 安全解析

Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor (IV)

(2) Safety analysis

*望月 弘保 [1]

[1]一社）次世代エネルギー研究・開発機構

制御棒を有しない溶融塩高速炉で、FP 除去で注入する He による二相流過渡事象を、安全保護系がバイパスされた条件で RELAP5-3D と核動特性モデルを UDF で結合した FLUENT を用いた核熱連成で解析した

キーワード：溶融塩高速炉、二相流、核熱結合、安全保護系バイパス、FLUENT, RELAP5-3D

1. 緒言：研究対象の制御棒のない溶融塩高速炉は、核特性と熱特性が常にカップリングしており、核熱結合解析しないと正しい結果が得られない。このため、ユーザー定義関数 UDF を用いて一点動特性方程式の離散化式を FLUENT コードにリンクして解析できるようにし[1]、種々の過渡事象に対して安全保護系がバイパスされた条件で、RELAP5-3D によるプラント長時間挙動と、FLUENT コードによる炉心内詳細挙動を調べた。

2. 熱輸送系：想定している 4 ループ溶融塩高速炉解析体系を図 1 に示す。組成は 35NaCl-35$CaCl_2$-30$HMCl_3$である。炉心は円筒状で内部は空洞である。炉心寸法は、直径 2.3m 高さ 2.4m で、約 9.7 m^3 の燃料体積を有する。炉心外の燃料体積は、約 11.4 m^3 である。入口部で He 気泡を発生させ、FP を除去しているため、炉心内は低ボイド率の二相流となっている。また、崩壊熱除去系は、「もんじゅ」に設置されていた同型のものを自然循環で用いる。

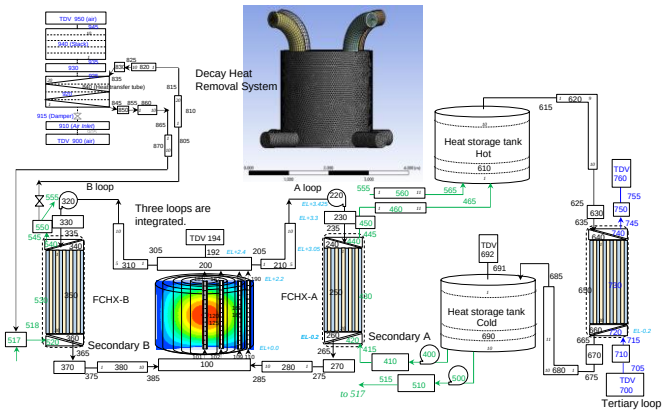


図 1　溶融塩炉解析モデル

3. 解析シナリオと結果：解析で扱っている事象は、UTOP, USBO, ULOFF, ULOHS である。USBO では、交流電源が喪失して安全保護系がバイパスされ、10 分後に手動で弁を操作して崩壊熱除去系に接続させた場合の挙動を解析した。図 2 に示すように、燃料ポンプ流量が失われると、ボイド率が上昇して大きな負の反応度が投入され、原子炉出力は崩壊熱出力に移行する。10 分後の運転員操作によって自然循環の崩壊熱除去系で炉心は冷却され、最高温度は 1200K 未満に保たれる。この他の過渡事象においても、燃料ポンプ流量が減少することにより、炉内のボイド率が上昇して出力を下げる効果があり、また、蓄熱タンクが崩壊熱をある程度吸収するため、10 分後の運転員の手動操作によって、プラントは安全な状態に保たれることが明らかになった。この研究では解析していない、プラント起動時にボイドが急に失われる事象に対しても、出力が部分出力に上昇し静定する。

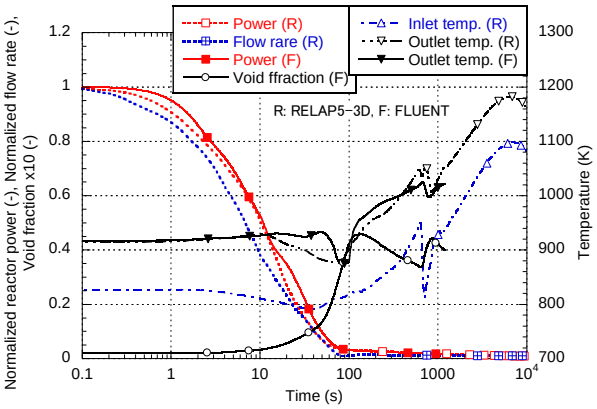


図 2　全交流電源喪失、10 分後手動で弁操作し崩壊熱除去系に接続した場合の炉心挙動

3. 結言：RELAP5-3D と FLUENT コードで解析した過渡事象の結果は、現時点で厳しいと考えられる全ての過渡事象に対して安全保護系がバイパスされてもプラント健全性を脅かすものでないことが明確になった。

謝辞:本研究は、経済産業省令和 5 年度「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」の一環として原子力研究開発機構から委託を受けて実施した。RELAP5-3D のライセンスに関し INL に感謝申し上げる。

参考文献：[1] Mochizuki, H., 2024. Transient behavior of a molten salt fast reactor under two phase flow conditions with helium bubbling, Nuclear Engineering and Design, 417, 112825, 1-21.

* MOCHIZUKI Hiroyasu[1]

[1]Beyond Energy R&D Association (BERD)

塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー研究（Ⅳ）
（3） 燃焼特性解析

Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor (IV)

(3) Burnup Characteristics Analysis

*田原 義壽[1]、石塚知香子[2]

[1]NAIS、[2]東工大

700MWt の小型塩化物溶融塩高速炉の TRU および MA の核変換性能を Na 冷却高速炉と比較したところ、TRU は同一転換率の下ではほぼ同等であり、MA は装荷量とともに増加し同等以上となった。

キーワード： 溶融塩炉、高速炉、塩化物塩、燃焼解析、核変換

1. 緒言：溶融塩高速炉の設計例は少なく、TRU および MA の核変換性能の詳細は明らかではない。このため本研究で検討中の 700MWt 塩化物溶融塩高速炉の燃焼解析を行い、 Na 冷却高速炉の文献値と比較することによりその性能を評価した。

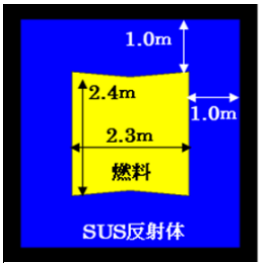


図-1 700MWt 炉心

2. 解析条件：700MWt 炉心(出力密度 72.2w/cc)の計算体系を図 1 に示す。反射体は耐塩素腐食性のある SUS316L である。初装荷燃料は PWR 使用済燃料組成(UO_2 燃料、濃縮度 3.9wt%、取出し燃焼度 45GWd/t、冷却 10 年)[1]を持つ溶融塩[35NaCl-35$CaCl_2$-(30-X)UCl_3-X·$TRUCl_3$(数値は mol%、塩素は天然塩素、X は TRU の mol%)]であり、燃焼初期における定格出力での臨界 TRU 濃度は 7.49mol%である。

3. 解析手法および計算モデル：燃焼解析には連続エネルギーモンテカルロ法計算コード Serpent-2[2]の連続再処理機能を用い、核断面積は JEFF-3.3[3]を用いた。貴ガスおよび貴金属などの不溶解性 FP は He バブリングで回収し、溶解性 FP およびランタノイド核種は化学的再処理により取り除かれるとした。また、燃料は連続補給モデルで、補給率 λ^{feed} は炉心が燃焼中に臨界近傍となるように設定した。核種の燃焼方程式には、燃料塩が炉心とループを循環するため、RELAP5-3D で求められた各領域での燃料の滞在時間(炉内 τ_c およびループ τ_l)[4]を考慮した実効中性子束を用いた［$\varphi_{eff}=\varphi_0\cdot\tau_c/(\tau_c+\tau_l)$、$\varphi_0$ は定格出力時の中性子束レベルである］。

4. 解析結果：表-1 に熱出力で規格化された TRU の消滅量を示す。溶融塩炉の転換率（CR）は約 0.6 である。Na 冷却高速炉では転換率が 0.5 の場合は 0.47[5]であるので、溶融塩炉は Na 冷却高速炉とほぼ同等の性能がある。MA の場合は装荷量により核変換量が異なるため、使用済燃料の 3.2wt%、Na 冷却高速炉の上限である 5.0wt%[6]、最近の研究成果を踏まえた 11.0wt%[7]について計算し、Na 冷却高速炉の文献値と共に図-1 に示す（図中の MA 核変換研究では熱効率を 0.42 と仮定した）。

表-1 均質モード TRU 核変換の性能

パラメータ	溶融塩高速炉	Na 冷却高速炉[5]
TRU 消滅量 (g/MWt-d)	0.46 (CR~0.6)	0.47(CR=0.5)

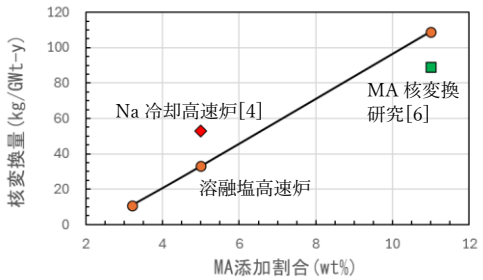


図-1 高速炉の MA 均質核変換特性

5. 結論：TRU の核変換量は同じ転換率を持つ Na 冷却高速炉とほぼ同等であり、MA の核変換量は MA 装荷量に伴い増加し、Na 冷却高速炉と同等以上となった。核変換量が固体燃料と同等となったのは、実効中性子束は定格の約 1/2 となるが、1 次系の体積が炉心の約 2 倍[4]であることによるが、これらの値は熱交換器の設計に依存する。MA 装荷量が増加するにつれて遅発中性子割合と中性子生成時間が低下するため MA 装荷量の上限は過渡解析の結果を考慮して決める必要がある。本研究は、経済産業省の令和 5 年度「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」の一環として、原子力研究開発機構から委託を受けて実施したものである。

参考文献：[1] Y. Ando, H. Takano, “Estimation of LWR Spent Fuel Composition,” JAERI-Research 99-004, (1999). [2] Leppänen, J., et al. (2015) “The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013.” Ann. Nucl. Energy, 82 (2015) 142-150. [3] A. J. M. Plompen, et al., “The joint evaluated fission and fusion nuclear data library, JEFF-3.3,” Eur. Phys. J. A (2020) 56:181.[4] H. Mochizuki, “Neutronics and thermal-hydraulics coupling analyses on transient and accident behaviors of molten chloride salt fast reactor,” J. Nucl. Sci. and Tecnol., Vol. 60, 2023-Issue6. [5]高速スペクトル原子炉、Alan E. Walter 他、高木直行監訳 [6] MA 変換-均質型/非均質型/階層型-の特徴と課題について、日本原子力学会 分離変換技術検討会資料 第 6-1-2 号, 2009.1.21.[7] 「もんじゅ」データを活用したマイナーアクチニド核変換の研究、代表 竹田敏一、2013～2016.

*Yoshihisa Tahara[1], Chikako Ishizuka[2]

[1] NAIS Co. Inc., [2]Tokyo Institute of Technology

塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー研究（IV）
(4) 廃棄物処分方法の検討

Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor (IV)
(4) Consideration of waste disposal methods

*中瀬 正彦[1]
[1]東工大

塩化物溶融塩高速炉 Integral Molten Salt Fast Reactor (IMSFR)システムから発生する廃棄物とその処分方法について文献調査をベースに検討を行い、関連する技術の特徴や課題を検討した。

キーワード： 溶融塩高速炉、第４世代原子炉、塩化物燃料、固有の安全性、TRU 燃焼、乾式再処理

1. 緒言　世界的には塩化物溶融塩高速炉は主流の一つたり得る炉心として研究開発が盛んである。その導入には、炉心、再処理、廃棄体化、処分等のシステムを結節させた検討が重要である。IMSFR は乾式再処理が適しており、廃溶融塩からの脱ハロゲン化、Cl 同位体の回収工程など従来のサイクルとは異なる工程が必要となる。近年革新炉からの廃棄物研究の機運が高まり、多数の論文報告が近年みられる。本研究では文献調査により、IMSFR のバックエンドの適用性と課題を検討した。

2.廃棄物の分類　廃棄物は既往のサイクル事業では高レベル放射性廃棄物、低レベル放射性廃棄物、クリアランスレベル以下の廃棄物等が発生し、更に放射能レベルが比較的高い物、比較的低い物、極めて低い物、超ウラン元素を含む物、ウラン廃棄物等に分類される。IMSFR では溶融塩由来の廃棄物が発生する。Cs 等の FP はゼオライトでの除去可能だが、繰り返し利用後は廃棄物となる。また、FP ガス除去系から I の廃棄物が発生する。溶融塩中に蓄積する除去が難しい核分裂生成物は電解効率を悪化させるため廃棄が必要となる。以上を勘案すれば、湿式再処理サイクルからの廃棄物との違いは、溶融塩由来の廃棄物と考えられる。

3.廃棄体　報告されている乾式再処理系の廃棄体としては、ガラス(glass bonded zeolite (GBZ)、glass bonded sodalite (GBS))、セラミクス(Apatite、Perovskite、Phosphate、Nesosilicate、Cancrinite、Titanate)などが挙げられる。溶融塩由来の廃棄物としては、脱ハロゲン化が重要であることが分かった。従来のホウケイ酸ガラスでは、ハロゲンの溶解度が低いため除去が必要である。一方で除去した ^{37}Cl の溶融塩燃料への再利用が合理的である。また、脱ハロゲン化(酸化物化)により既往のホウケイ酸ガラスへの適用が可能となるほか、従来より廃棄物含有率がはるかに高い固化体候補材料(～60 wt%)も開発されている。

4.処分　廃棄体研究は多くみられる一方で、処分検討の論文、報告書は皆無だった。一方でホウケイ酸ガラスをベースとした日本の処分検討では、核種移行による被ばく線量評価の結果にアニオン性の ^{36}Cl(半減期 30.1 万年。同様に難固定性アニオン核種の ^{129}I は半減期 1570 万年)が見られた。既往サイクルでは ^{36}Cl 濃度は極めて低いが、塩化物溶融塩を用いる IMSFR では脱ハロゲン工程の性能によっては多くの Cl^-が廃棄体に移行する可能性があり、安全評価に影響を及ぼす可能性があると結論付けた。また、既往のサイクルの廃棄物処分の安全評価では、^{36}Cl が高レベル廃棄物側、TRU 廃棄物側に移行するかにより取り扱い方が変わる。潜在的な優位性も見出された。例えば乾式再処理ではマイナーアクチノイドが廃棄体側にほぼ移行せず、また高温プロセスゆえに一定量の Cs が除去され、廃棄体の発熱量が大幅に小さくなる可能性が示唆される。更に高減容化可能な固化体マトリクスの選定により、大きな処分場面積削減効果が期待される。

5.結論と展望　溶融塩炉からの廃棄物処分について文献調査を行い、既往サイクルとの差異を検討した。IMSFR システムの実装を考える際には、幾つかの仮定の下に全工程を結節させ、物量評価が重要である。

謝辞：本研究は、経済産業省の令和 4 年度「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」の一環として、原子力研究開発機構から委託を受けて実施したものである。

*NAKASE Masahiko[1]
[1]Tokyo Tech

塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー研究（IV）

(5) 小型溶融塩炉による TRU 三段消滅方式の検討

Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor (IV)

(5) Incineration of TRU using small molten-salt fast reactors in three steps

*三田地 紘史、島津 洋一郎

次世代エネルギー研究・開発機構

抄録： 700MWt 小型溶融塩炉を三段階に組合わせて使用済み燃料集合体の超ウラン元素（TRU=Pu+MA）を減容・消滅する TRU 三段消滅方式の特性を解明する。

キーワード： 溶融塩高速炉、塩化物燃料、$NaCl-CaCl_2$、超ウラン元素、TRU 焼却、核変換解析

1. 緒言： 軽水炉使用済み燃料に含まれる超ウラン元素（TRU=Pu+MA）を大型溶融塩炉で三段階に燃焼すると、120 年間に投入 TRU の約 95%を消滅できる [1]。本研究では同様の特性を期待しつつ、小型溶融塩炉を三段に組合わせる TRU 三段消滅方式について検討する。

2. 炉構成と解析方法： 出力 700MWt 程度の小型炉を考える。炉心は直径 2.3m、高さ 2.33m の円柱領域で、外側に厚さ 0.6m の反射体を置く。燃料塩は $NaCl-CaCl_2$ 溶媒塩に TRU を溶解した混合塩であり、塩素は天然塩素または Cl-37 とし、ボイド率 0.2%に He 気泡を均一に分散させる。炉心体積は 9.69m^3 あり、炉心入口温度 825K、出口温度 925K とし、熱交換器・ポンプを含む 1 次系全体の燃料塩体積を 21.1m^3 とする。解析には SRAC の PIJ-BRN と CITATION を用い [2]、核データは SRACLIB-JDL40 を使用した [3]。

3. 結果と考察： TRU を効率よく消滅させるために、図 1 に示す TRU 三段消滅方式を考えた。ここで 、燃料塩の塩素は天然塩素とし、燃料塩の再処理率は 21.1 litter/day とする。まず、1 段目 4 基の 700MWt 炉に軽水炉使用済み燃料から得られる TRU を（初装荷および追加補給の）燃料として投入し 40 年間運転する。次に、40 年後に 1 段目 4 基の炉内に残留する TRU を精製して燃料とし、2 段目 2 基の 653MWt 炉を 40 年間運転して精製燃料を使い尽くす。さらに、2 段目の運転 40 年後の 2 基の炉内に残留する TRU を精製して燃料とし、この燃料を使用して 3 段目の 704MWt 炉を 40 年間運転して精製燃料を使い尽くす。3 段目の運転 40 年後に炉内に残留する TRU と 1 段目 4 基に投入した TRU より、三段消滅方式の TRU 消滅比を求めると表 1 のように 0.807 となった。同様にして燃料塩塩素が Cl-37 の場合には、TRU 消滅比は 0.867 に増加した。TRU 燃焼率（1 GW・1 年あたり燃焼量）は天然塩素の場合 337 kg/GW/y、Cl-37 の場合 335 kg/GW/y となった。

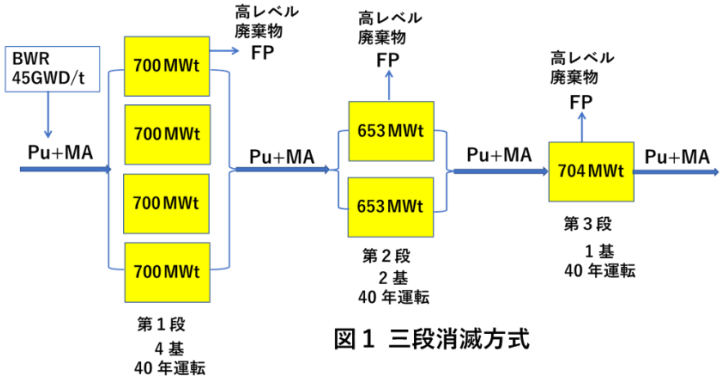


図 1 三段消滅方式

表 1 消滅比 [ton/ton]

	700MWt炉		2.2GWt炉
	$^{natural}Cl$	^{37}Cl	^{37}Cl
Pu	0.828	0.884	0.960
MA	0.631	0.727	0.871
TRU	0.807	0.867	0.950

焼却比＝(投入−残留)/投入

謝辞： 本研究は、経済産業省の令和５年度「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」の一環として、原子力研究開発機構から委託を受けて実施したものである。

参考文献： 1) K.Mitachi & Y.Shimazu,JNST,Vol.59,No.10,pp.1297(2022). 2) K.Okumura, et.al, JAERI-Data/ Code 2007-004(2007). 3) K.Okumura, JAERI-Research 2010-009 (2010).

* MITACHI Koshi & SHIMAZU Yoichiro,
Beyond Energy Research & Development Association

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

Fri. Sep 13, 2024 11:05 AM - 11:55 AM JST | Fri. Sep 13, 2024 2:05 AM - 2:55 AM UTC Room H(Recture RoomsB 1F B102)

[3H05-07] Machine Learning 1

Chair:Kenta Inagaki(CRIEPI)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3H05]

Development of basic concept of quality management of the use of AI/ML in nuclear power plants

(1) Background of the development

*Kazuyuki Demachi[1], Naoyuki Kono[2], Koichi Kashimata[2], Kenji Aragane[3], Masaki Kawai[4], Masaki Onodera[4] (1. UTokyo, 2. HGNE, 3. NEL, 4. MRI)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3H06]

Development of basic concept of quality management of the use of AI/ML in nuclear power plants

(2) Considerations and use cases for AI/ML applications in nuclear power plants

*Koichi Kashimata[1], Naoyuki Kono[1], Kenji Aragane[3], Masaki Onodera[2], Masaki Kawai[2], Kazuyuki Demachi[4] (1. HGNE, 2. MRI, 3. NEL, 4. UTokyo)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3H07]

Development of basic concept of quality management of the use of AI/ML in nuclear power plants

(3) Views on Risk Avoidance of AI/ML in basic concept related to AI quality and future challenges

*Kawai Masaki[1], Onodera Masaki[1], Etoh Junji[1], Itakura Toyokazu[1], Shibagaki Kazuhiro[1], Shintaro Yagi[1], Kono Naoyuki[2], Kashimata Koichi[2], Aragane Kenji[3], Demachi Kazuyuki[4] (1. MRI, 2. HGNE, 3. NEL, 4. UTokyo)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

原子力分野の AI 品質に係る基本的な考え方の開発
（1）検討の背景

Development of basic concept of quality management of the use of AI/ML in nuclear power plants
(1) Background of the development

*出町 和之[1]，河野 尚幸[2]，樫又 恒一[2]，荒金 賢二[3]，河合 理城[4]，小野寺 将規[4]
[1]東京大学，[2]日立 GE ニュークリア・エナジー，[3]原子力エンジニアリング，[4]三菱総合研究所

革新炉や既存炉への機械学習技術の導入促進を目的に、 AI 技術のうち特に機械学習技術に着目した、原子力分野の信頼性評価の基本的な考え方の草案を開発している。

キーワード：AI，機械学習，ガイドライン，品質保証

海外原子力産業では、GX／DX や生成系 AI の開発動向等を踏まえた AI 技術の積極利用の方針が公表され、これに従って官民の強力な連携の下、持続的なイノベーション促進と雇用の維持・創出が可能な産業への転換が推進されている。我が国においてもカーボンニュートラル実現に向けて原子力発電所および原子力産業基盤を活用するのであれば、デジタル化技術活用の導入に積極的に取り組むべきである。

この課題意識のもと、資源エネルギー庁・令和 3 年度原子力産業基盤強化事業「Society5.0 の実現に向けた原子力デジタル産業基盤の構想」において原子力発電所のデジタル化における目指すべき方向性や課題を取りまとめた。さらに令和 4 年度、「通信インフラの強靭化」、「AI 等を利用する場合の品質保証（信頼性評価）」、「人材育成（デジタルリテラシーの向上」等が、特に公共性の高い課題であると認識した。令和 5 年度の資源エネルギー庁・原子力産業基盤強化事業「革新炉開発・原子力発電所運営において利用する AI 品質に係る基本的な考え方の開発」では、このうち特に「AI 等を利用する場合の信頼性評価」に着目し、新型炉開発・許認可・建設、および既存炉運転段階において利用される AI 品質に係る基本的な考え方を検討するとともに、AI の中でも近年に実用化が進んでいる機械学習を対象に、原子力分野における信頼性評価の基本的な考え方の草案を開発した。

具体的には、産業技術総合研究所[1]や AI プロダクト品質保証コンソーシアム[2]による AI 信頼性評価の体系化・留意点に関する先駆的な検討、および石油化学コンビナート等災害防止３省連絡会議がプラント保安分野に特化してまとめた AI 信頼性の管理方法や AI 事例集[3]を参考とし、これらを原子力分野において解釈して適用する方法について整理した。

将来、本ガイドラインを使用することで原子力分野における AI への信頼性評価を実現するとともに、その効果として我が国の原子力発電所および原子力産業での AI 技術導入が活性化することを期待します。

謝辞

本調査研究は、経済産業省資源エネルギー庁の「令和 5 年度原子力産業基盤強化事業」として行われたものである。本稿は著者らの意見を表明したものであり、資源エネルギー庁の見解を反映するものではない。

参考文献

[1] 「機械学習品質マネジメントガイドライン」(産業技術総合研究所(2020)
[2] 「AI プロダクト品質保証ガイドライン」(AI プロダクト品質保証コンソーシアム(2020))
[3] 「プラント保安分野 AI 信頼性評価ガイドライン」(石油化学コンビナート等災害防止３省連絡会議(2020))

*Kazuyuki Demachi[1], Naoyuki Kono[2], Koichi Kashimata[2], Kenji Aragane[3], Masaki Kawai[4] and Masaki Onodera[4]
[1]The Univ. of Tokyo, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [3]Nuclear Engineering, Ltd., [4]Mitsubishi Research Institute

原子力分野の AI 品質に係る基本的な考え方の開発
(2)原子力分野特有の検討事項、ユースケースについて

Development of basic concept of quality management of the use of AI/ML in nuclear power plants
(2) Considerations and use cases for AI/ML applications in nuclear power plants

*樫又 恒一[1]，河野 尚幸[1]，荒金 賢二[2]，小野寺 将規[3]， 河合 理城[3]，出町 和之[4]
[1]日立 GE，[2]原子力エンジ，[3]三菱総研，[4]東京大学

革新炉や既存炉への機械学習技術の導入促進を目的に、 AI 技術のうち特に機械学習技術に着目した、原子力分野の信頼性評価の基本的な考え方の草案を開発している。機械学習を原子力発電所の設計・運営・廃炉に適用する際の原子力分野特有の留意点抽出と機械学習活用ユースケースについて検討した。

キーワード：AI、機械学習、品質管理

1. 緒言

機械学習を利用して提供される製品やサービスについて一般産業の取り組みを参考にし、機械学習を原子力発電所へ適用する際に求められる品質を想定することで原子力分野特有の留意点を抽出した。また原子力分野での AI 活用ユースケースの調査を行った。

2. 実施事項

2-1. 原子力分野特有の検討事項抽出

機械学習技術を原子力分野で利用する際の留意点を抽出した。抽出にあたっては、国内石油化学プラントの保安分野を対象として整備された「プラント保安分野 AI 信頼性評価ガイドライン」[1]の記載内容を参照し、石油化学と原子力の求められる品質の違いを比較検討した。抽出事項を基に原子力分野における機械学習活用のためのガイドラインにインプットすべき事項を整理した。また、原子力発電所おける機械学習システムの適用範囲とそのリスクを適切に調整するための簡易評価のフロー案などを開発しユースケース等で活用することの有効性を草案で提案した。

2-2. 原子力分野におけるユースケース調査

原子力発電所の設計・運営・廃炉に対して機械学習を適用した実績または研究開発中の公開事例からユースケースを抽出し、活用プロセスや求められる品質を想定することで原子力分野特有の事項の検討を行った。機械学習活用ケースは、業務上の利用シーンと、AI 技術分類により、4 つのカテゴリ（実行系、生成系、識別系、予測系）に分類した。

3. 結言

本検討にて原子力分野における機械学習技術に着目した信頼性評価の基本的な考え方の草案を開発した。今後、抽出したユースケースに対して原子力分野における基本的な考え方を適用し、考え方の妥当性を確認するとともに、現場導入へのプロセスや説明性確保の具体化を進めていく。

謝辞

本調査研究は、経済産業省資源エネルギー庁の「令和 5 年度原子力産業基盤強化事業」として行われたものである。なお本稿は著者らの意見を表明したものであり、資源エネルギー庁の見解を反映するものではない。

参考文献

[1] 石油化学コンビナート等災害防止３省連絡会議,”プラント保安分野 AI 信頼性評価ガイドライン”, 2020.

* Koichi Kashimata [1], Naoyuki Kono [1], Kenji Aragane [2], Masaki Onodera[3], Masaki Kawai[3], Kazuyuki Demachi[4]
[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd, [2]Nuclear Enginering Ltd., [3]Mistubishi Research Institute, Inc., [4] The University of Tokyo.

原子力分野の AI 品質に係る基本的な考え方の開発
（3）AI のリスク回避性に関する考え方と今後の課題

Development of basic concept of quality management of the use of AI/ML in nuclear power plants
(3) Views on Risk Avoidance of AI/ML in basic concept related to AI quality and future challenges

*河合 理城[1]，小野寺 将規[1]，江藤 淳二[1]，板倉 豊和[1]，柴垣 和広[1]，八木 伸太郎[1]，
河野 尚幸[2]，樫又 恒一[2]，荒金 賢二[3]，出町 和之[4]
[1]三菱総合研究所，[2]日立 GE ニュークリア・エナジー，[3]原子力エンジニアリング，[4]東京大学

革新炉や既存炉への機械学習技術の導入促進を目的に、 AI 技術のうち特に機械学習技術に着目した、原子力分野の信頼性評価の基本的な考え方の草案を開発している。特に、プラント保安分野 AI 信頼性評価ガイドラインをベースとし、原子力特有の変更点としてリスク回避性の指標の簡易評価手法を検討した。

キーワード：AI，信頼性評価，機械学習，リスク

1. 緒言

石油化学プラントの保安分野を対象として AI（特に機械学習）の信頼性評価に関して整備された、「プラント保安分野 AI 信頼性評価ガイドライン」[1]をベースとし、原子力分野における AI の信頼性評価を検討した。ベースとしたガイドラインでは、機械学習の品質を「利用時品質」、「外部品質」、「内部品質」の 3 階層に分け、それらの達成を通じて機械学習利用システムの信頼性を管理する。そのうち、「外部品質」が機械学習要素の満たすべきことを指し、「リスク回避性」と「パフォーマンス」に分けられる。このリスク回避性のレベルについて、原子力分野でどのように評価すべきかを検討した。

2. AISL（リスク回避性のレベル）の考え方

機械学習要素の誤判断による悪影響に対する回避の要求の強さに応じてレベルを設定し、これを AISL と呼ぶ。原子力分野においては、取り扱うリスクの内容、リスクレベルが一般産業等と必ずしも一致しないことを踏まえ、右図のように AISL の評価方法の変更を検討した。フロー中に記載の AISL 表は、機械学習要素の誤判断に起因する人的または経済的な影響の強度と、誤判断を人間が回避する可能性の程度で、レベルを簡易評価するものである。今後、具体の機械学習要素を有する AI 技術で評価を実施し、課題抽出や改善等を実施する。

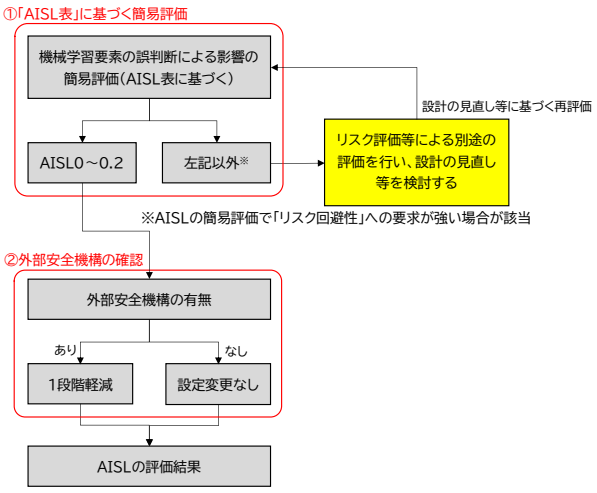


図. AISL の設定フロー

謝辞

本調査研究は、経済産業省資源エネルギー庁の「令和 5 年度原子力産業基盤強化事業」として行われたものである。本稿は著者らの意見を表明したものであり、資源エネルギー庁の見解を反映するものではない。

参考文献

[1] 石油化学コンビナート等災害防止 3 省連絡会議,"プラント保安分野 AI 信頼性評価ガイドライン", 2020.

*Masaki Kawai[1], Masaki Onodera[1], Junji Etoh[1], Toyokazu Itakura[1], Kazuhiro Shibagaki[1], Shintaro Yagi[1], Naoyuki Kono[2], Koichi Kashimata[2], Kenji Aragane[3], Kazuyuki Demachi[4]
[1]MRI, [2]HGNE, [3]NEL, [4]UTokyo

Oral presentation | I. General Issues：General Issues

Fri. Sep 13, 2024 11:10 AM - 12:00 PM JST | Fri. Sep 13, 2024 2:10 AM - 3:00 AM UTC Room J(Recture RoomsB 1F B104)

[3J07-09] Nuclear Power Utilization Strategy & SMR

Chair:Tomoaki Inamura(CRIEPI)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

[3J07]

Development of Detailed Japanese Models for Quantitative Evaluation in Nuclear Power Generation Scenarios

*Taiga Suzuki[1], Tomohiro Okamura[1], Masahiko Nakase[1], Kenji Nishihara[2], Takumi Abe[2] (1. Tokyo Tech, 2. JAEA)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

[3J08]

Applicability of SMR Technology in Japan - RI production by SMR -

*Yutaro AOKI[1], Glenn Harvel[2] (1. FUT, 2. Ontario Tech. Univ.)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

[3J09]

Geopolitical considerations on business models of nuclear energy industory

*Kiyoshi Tsutsui[1,2,3], Takashi Watanabe[3,4], Kazuaki Sasaki[3] (1. Asiapacific Corporation, Ltd., 2. Center of Advanced Research for Human-AI Symbiosis Society (HASS), Keio university, 3. Clean Energy Initiative, 4. Doshisha university)

11:55 AM - 12:00 PM JST | 2:55 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

原子力発電シナリオの諸量評価のための日本詳細モデルの構築

Development of Detailed Japanese Models for Quantitative Evaluation in Nuclear Power Generation Scenarios

*鈴木 大河[1]，岡村 知拓[1]，中瀬 正彦[1]，西原 健司[2]，阿部 拓海[2]
[1]東京工業大学，[2]日本原子力研究開発機構

原子力発電の将来シナリオを検討する際には諸量評価に基づいた量的な議論が必要不可欠である。本研究では核燃料サイクルシミュレータ NMB4.0 を用いて九州・関西・中部電力の原子力発電所ごとに諸量評価モデルを作成し、中間貯蔵量・プルトニウムバランス・ガラス固化体発生量を詳細に評価する環境を整備した。

キーワード：核燃料サイクル，原子力発電シナリオ，諸量評価，NMB4.0

1. 緒言

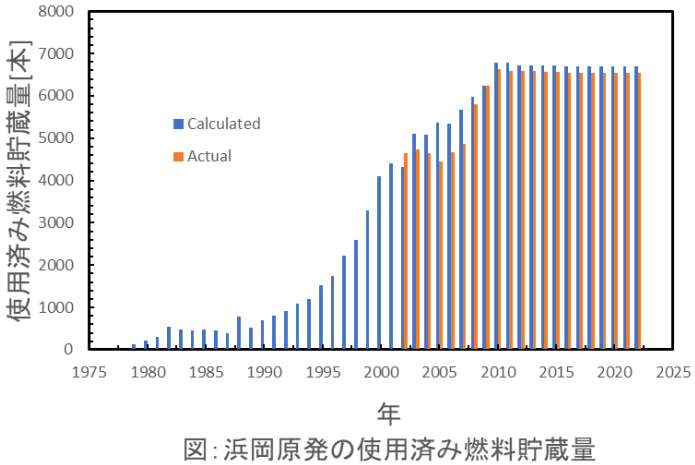
わが国の政府の GX 実行会議では、原子力発電および核燃料サイクルを推進する方針が示されている。既設炉の再稼働や、六ケ所再処理工場の運転開始に伴う Pu 利用、新設・リプレースの計画策定等の将来シナリオを定量評価するためには、既設炉の運転実績を適切に把握し、それを統合した詳細な諸量評価モデルの構築が必要である。そこで、本研究では運転実績が公開されている九州電力・関西電力・中部電力 3 社 22 基の既設炉の諸量評価モデルを構築した。

2. モデルの構築方法

諸量評価モデルの構築には、オープンソースのコードである NMB4.0[1]を用いた。炉型や出力、プルサーマル割合、燃料型式などの情報を各電力会社のウェブサイトや原子炉設置許可申請書[2]などの公開資料から収集し、入力データを作成した。これをもとに NMB4.0 で解析を行い、使用済み燃料の貯蔵量やプルトニウム貯蔵量など複数の項目の解析値を公開値と比較して、モデル精度の検証を行った。

3. 結果・考察

図は構築したモデルを使って計算した浜岡原発の使用済み燃料貯蔵量（青棒グラフ）と中部電力から公開されている値（橙棒グラフ）の比較であった。2008 年以降の計算精度は非常に高く、この期間での平均的な誤差は 2.2%である。2003 年から 2007 年に見られた誤差は燃料取り出しに関する NMB コードの仕様に起因するものと考察した。浜岡原発 1 号機、2 号機は 2009 年に廃止措置が決定しているが、実際にはそれ以前に運転を停止しており、コード上では運転停止直後に燃料の取り出しが行われている。このため、計算された値が一時的に大きな値となっていると考えられる。公開データでは廃止措置の決定に伴って装荷されていた燃料が使用済み燃料として扱われたことで 2009 年ごろに大きくに貯蔵量が増えている。



図：浜岡原発の使用済み燃料貯蔵量

参考文献

[1] EPJ Nuclear Sciences & Technologies, 7, 19. (2021)
[2] https://www.nra.go.jp/disclosure/law_new/power_plants/hamaoka.html など

*Taiga Suzuki[1], Tomohiro Okamura[1], Masahiko Nakase[1], Kenji Nishihara[2] and Takumi Abe[2]
[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Japan Atomic Energy Agency

日本における SMR 技術の適応可能性について - SMR を利用した RI 製造 -

Applicability of SMR Technology in Japan - RI production by SMR -

*青木 祐太郎[1]，グレン ハーヴェル[2]
[1]福井工大，[2]オンタリオ工科大

日本における小型モジュール炉(以降 SMR)の需要として、電力生産・供給に加えた産業や社会地域への多目的な利用が重要であり、その一つとして放射性同位元素(RI)の製造が考えられる。日本国内では特に医療用 RI として使用される ^{99m}Tc の親核種である ^{99}Mo は 100%輸入に頼っている状況であり、Tc 製剤の国内の安定供給のために、国内製造についての研究が進められている。SMR を利用した RI の国内製造について検討する。

キーワード：小型モジュール炉、RI 製造、^{99}Mo - ^{99m}Tc、SMR の導入可能性

1. はじめに

SMR の開発・設置計画が世界中で活発であり、高い安全性、低コスト化が期待でき、火力発電所の代替や、遠隔地への電熱併供給など、地域ごとに SMR の使用方法を検討する必要がある。日本においては SMR の設置計画は現状無いが、設置する場合は原子炉熱の産業応用など多目的利用を想定するなど運用方法を考える必要がある[1]。今回、SMR を利用した RI 製造について考察をした。特に医療用 RI における Tc 製剤は、核医学検査において最も使用されている核種であるが、その原料の ^{99}Mo を 100%輸入に頼っている。医療用 RI の国内製造と自給率の確保は重要な課題である。ここでは、^{99}Mo を例にした RI 製造に SMR を利用することによる特徴・利点について検討した。

2. SMR による ^{99}Mo の製造の特徴・利点

国内で検討されている ^{99}Mo の製造は放射化法（^{98}Mo(n, γ)^{99}Mo）であり安定かつ高いフルエンスの中性子源として原子炉が必要となる。候補としては研究炉、商業炉などであるが、商業炉では試料を炉内に装荷した場合、次の定期点検時まで取り出すことができない不自由さが課題となる。また、医療用 RI はその殆どが短寿命核種であり、RI の精製後に製剤化及び輸送の迅速化が好ましい。研究炉については RI 製造・研究の実績のある KUR が 2026 年に運転停止することなど稼働研究炉が減少の傾向にあることは、大きな問題である。

SMR は従来炉より小型で高い安全性を持つことから、都市近接設置が期待できる。医療・製剤作製施設近隣に設置ができ、各地に分散設置することで RI の製造から製剤調整、治療施設への輸送までが迅速に行うことができる。NuScale 社の「VOYGR」を例にすると、この SMR は一体型 PWR であり、格納容器 1 基を 1 ユニットとして、4 以上の複数ユニットでの運用がシステムの基本性能である。1 ユニットが定期点検期間に入ったとしても施設全体の稼働率を落とすことなく定期的に RI の製造、取出しが可能となると考える。

3. 国内研究炉と SMR の ^{99}Mo 生成量比較

VOYGR の熱中性子束は、約 10^{14} (n/cm^2･s)程度[2]とし、450g の MoO_3 を 6 日間の照射で、凡そ 4.7 TBq の ^{99}Mo が生成されると試算できる。これは JRR-3 水力照射での試験報告[3]と比較すると若干劣る。しかし、VOYGR のように SMR を複数基同時もしくは時差起動によって中性子照射が可能と考えると、^{99}Mo の生成量はより増加し、研究炉での製造と合わせて国内供給を担えることが示唆される。詳細は講演時に報告する。

参考文献

[1] Y. Aoki, G. Applicability of SMR Technology for Japan", CNS, Proc. of the 41th Annual CNS Conference, (2022)

[2] L. M. Krall, A. M. Macfarlane, R. C. Ewing "Nuclear waste from small modular reactors" PNAS, Vol. 119, No.23 (2022)

[3] JAEA "モリブデン 99/テクネチウム 99m 国内製造に向けた JAEA の進捗報告" 第 21 回原子力委員会(2023)

*Yutaro AOKI[1], Glenn Harvel[2] [1]Fukui Univ. of Tech., [2]Ontario Tech Univ.

原子力エネルギー産業のビジネスモデルの地政学的一考察

A geopolitical consideration on business models of nuclear energy industory

筒井　潔[1,3,4]、*渡邉　崇[2,3]、佐々木　一彰[3]
[1]慶應義塾大学共生知能創発社会研究センター、[2]同志社大学、
[3]（一社）クリーンエネルギーイニシアティブ、[4]アジアパシフィックコーポレーション（株）

前回の発表での結論の一つは、原子力エネルギー産業のビジネスは、原子力の必要性について「国家安全保障と関われ」ということであった。だとすれば、ビジネスモデルは必然的に地政学的考察の対象である。燃料のサプライチェーン、核廃棄物処理方法など従来から語られてきた地政学的要素のほかに、資本主義の変容もビジネスモデルには重要な要素である。

キーワード：地政学、原子力発電、ビジネスモデル、資本主義

1. 緒言

これまで原子力産業は、他のエネルギー産業と同様、国家によって支えられてきた。しかし、今後原子力エネルギー産業は市場機能を取り込み、コモディティ化して行くだろう。これまでに、コモディティ化の鍵のひとつは事業保険の制度設計にあることを指摘した。さらに小型原子力発電が安全にデータを生み出し情報の流通を支えるインフラストラクチャとしての役割を担えるのであれば、社会的に受け入れられる可能性があり、再生可能エネルギーとの差別化の可能性があることも指摘した[1][2]。

2022 年に始まるウクライナ紛争がロシア・ドイツ間の天然ガスネットワーク構築とロシアのアメリカのガスパイプラインへのサイバー攻撃に起源を持つように、エネルギー産業は常に地政学的な束縛を受ける。しかしその束縛がビジネスモデルにどのように関連しているのかに関する考察は不足している。

2. データ分析

ニューヨークマーカンタイル取引所のウラン価格データ、IAEA による世界の電力発電量データなどをベースに分析をした。

3. 結論

現実には、原子力エネルギー産業は、分散型電力システムの発展と小型原子力発電へのシフト、ウラン取引市場のプレイヤーの交代の進行という方向に動いている。

今の原子力エネルギー産業が普通の産業として発展して行く過程における課題は、(i)世界的な原子力発電所の閉鎖、(ii)ウラン鉱山の採算性、(iii)市場の無関心、(iv)地政学的パラダイムシフト、と整理される。(i)の発電所の閉鎖には、経済学における「市場の失敗」や、政治における原子力推進に反対する市民への対応も含む。(ii)のウラン鉱山の採算性には、ウランの供給地であるアフリカの問題が深く関わる。(iii)市場の無関心は原子力エネルギー産業への投資意欲に関わる。(iv)の地政学的パラダイムシフトによって、世界中で様々なレベルでの分断が進行している。それは資本主義自体の変容であり、グローバリゼーションの揺り戻しでもある。

参考文献

[1] 筒井潔、渡邉崇、佐々木一彰「原子力・核融合テックベンチャーの作り方についての一考察」日本原子力学会 2023 年秋季大会、2023 年 09 月 07 日　講演番号：2H17

[2] 筒井潔、渡邉崇、佐々木一彰「小型モジュラー炉テック企業のビジネスモデルについての一考察一考察」日本原子力学会2024年春季大会、2024年03月27日　講演番号：2F01

[3] 飯坂彰啓、渡邉崇、筒井潔、佐々木一彰「エネルギー投資の経済的評価に応用される金融工学モデル」日本応用経済学会 2021 年春季大会、2021 年 6 月 27 日　セッション 2-4A 第 1 報告

*Kiyoshi Tsutsui[1,3,4], Takashi Watanabe[2,3] and Kazuaki Sasaki[3]

[1] Keio Univ. Center of Advanced Research for Human-AI Symbiosis Society, [2]Doshisha Univ., [3]Clean Energy Initiative, [4]Asia Pacific Corporation, Ltd.

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

Fri. Sep 13, 2024 11:10 AM - 12:00 PM JST | Fri. Sep 13, 2024 2:10 AM - 3:00 AM UTC Room L(Recture RoomsB 2F B201)

[3L05-07] Estimation of Radiation Exposure

Chair:Eisuke John Minehara(LDD Corporation)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

[3L05]

Application of RESRAD to Dose Assessment in Decommissioning Nuclear Facilities
(1) Dose Assessment Methodology via Marine Pathways

*Kazuhiro Misumi[1], Tetsuya Kato[1], Tadafumi Koyama[1], Daisuke Tsumune[2,1], Takaki Tsubono[1]
(1. CRIEPI, 2. Univ. of Tsukuba)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

[3L06]

Application of RESRAD to Dose Assessment in Decommissioning Nuclear Facilities
(2) Evaluation of the accuracy of RESRAD in predicting nuclide migration behavior in shallow ground

*Yasuharu Tanaka[1], Tadafumi Koyama[1], Kato Tetsuya[1] (1. CRIEPI)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

[3L07]

Application of RESRAD to Dose Assessment in Decommissioning Nuclear Facilities
(3) Dose assessment in the Model Coastal Site Using Nuclide Migration Analysis Data

*Shun Kanagawa[1], Kazuhiro Misumi[1], Yasuharu Tanaka[1], Tetsuya Kato[1], Takatoshi Hijikata[1], Tadafumi Koyama[1] (1. CRIEPI)

11:55 AM - 12:00 PM JST | 2:55 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

原子力施設の廃止措置における被ばく線量評価への RESRAD の適用
（1）海洋を経由した被ばく線量の評価手法の検討

Application of RESRAD to Dose Assessment in Decommissioning Nuclear Facilities
(1) Dose Assessment Methodology via Marine Pathways

*三角 和弘[1]，加藤 徹也[1]，小山 正史[1]，津旨 大輔[2,1]，坪野 考樹[1]
[1]電中研，[2]筑波大学

原子力施設の廃止措置に関わる被ばく線量を評価するコード RESRAD は海外での多くの活用事例があるが、沿岸立地施設で想定される海洋を経由した被ばくは考慮されていない。本研究は、RESRAD に含まれる湖沼を介した被ばく経路を仮想的な海域として扱い、海水交換による希釈を考慮することで、RESRAD が沿岸立地施設にも適用可能であることを示す。

キーワード：廃止措置，原子力施設，被ばく線量評価，海洋拡散，RESRAD

1. はじめに

RESRAD [1]は、原子力施設の廃止措置時に公衆の長期被ばく線量評価に適用可能な計算コードである。RESRAD は、各サイトの特性の入力や、パラメータの感度解析、確率論的評価等が GUI で簡便にできることから多くの国の原子力施設の廃止措置に使用されてきた。しかし、地下水等を介して放射性物質が海洋に流出し、汚染された水産物等を摂取することで被ばくする経路が考慮されていないため、沿岸に立地する原子力施設への適用方法を検討するという課題があった。本研究は、RESRAD に海洋を経由した被ばく経路を考慮する手法を提案する。

2. 海洋を経由した被ばく経路を考慮する手法

RESRAD には、放射性物質が湖沼に漏洩し、汚染された水産物等を摂取することで被ばくする経路は考慮されており、湖沼を海洋とみなして被ばく線量を評価することが考えられる。しかし、海洋は湖沼と異なり、外洋と沿岸の水が交換することで漏洩した放射性物質が希釈される効果がある。この希釈を考慮しなければ被ばく線量が過大評価されてしまう。本研究では、外洋と沿岸の水の交換量を「海水交換水量」というパラメータで表現し、これを RESRAD の湖沼の水のマスバランスの式に考慮することで、海洋を経由した被ばくを評価することができることを示す。計算に必要になる海水交換水量は 3 次元の領域海洋モデル ROMS[2]を用いて推定することができる。この手法を RESRAD に適用し、理想的な条件で計算した海水中の放射性物質濃度の時間変化は、解析的に期待される値と一致したことから手法が適切であることが確認できた。

3. 結論

本研究で提案した手法により、RESRAD を用いて海洋経由の被ばく線量を評価することが可能となり、沿岸立地の原子力施設の廃止措置における安全性評価の高度化が期待できる。

参考文献

[1] https://resrad.evs.anl.gov/codes/resrad-offsite/ （2024 年 6 月 19 日閲覧）
[2] Shchepetkin, A. F., and J. C. McWilliams (2005), The regional oceanic modeling system (ROMS): A split-explicit, free-surface, topography-following-coordinate oceanic model, Ocean Modelling, 9(4), 347-404.

---

*Kazuhiro Misumi[1], Tetsuya Kato[1], Tadafumi Koyama[1], Daisuke Tsumune[2,1] and Takaki Tsubono[1]
[1]CRIEPI, [2]Uuiv. of Tsukuba

原子力施設の廃止措置における被ばく線量評価への RESRAD の適用
（2）RESRAD による浅地中での核種移行挙動予測精度の評価

Application of RESRAD to Dose Assessment in Decommissioning Nuclear Facilities
(2) Evaluation of the Accuracy of RESRAD in Predicting Nuclide Migration Behavior in Shallow Ground

*田中 靖治[1]，小山 正史[1]，加藤 徹也[1]
[1]電中研

RESRAD による浅地中での核種移行挙動の予測精度を、電中研の開発した地下水流動・核種移行解析コード FEGM[1]との比較により確認した。その結果、RESRAD は効率的なツールであるが、地中移行評価部分に専用解析コードの計算結果を組み込むことで、より高精度な被ばく線量評価が期待されることがわかった。

キーワード：廃止措置，被ばく線量評価，浅地中，核種移行

1. はじめに：RESRAD は放射性核種が地下を経由して表層水に達する移行挙動の評価機能も有している。しかし、RESRAD には、地下水飽和領域での水平方向のみの水の流れ、各帯水層の透水係数や厚さ、不飽和領域の透水係数、含水率等も一定の数値しか設定できないなどの制限がある。そこで、仮想の 2 次元地盤モデルに対して、FEGM との比較計算を行い、RESRAD による地盤中核種移行挙動の予測精度を確認した。

2. 浅地中での核種移行挙動の比較解析：仮想の 2 次元地盤モデルを図 1 に示す。汚染源については、原子炉建屋跡以外に、風により原子炉建屋跡より上流に飛散した放射性核種が地表面に沈着し、それが降雨により地下に浸透するとして、海岸線から 200～400 m の範囲に設定した。地盤はすべて関東ロームであり、地上への降水量のうち表面流出や蒸発散を除く 233 mm/year が地下に浸透するとした。汚染源底面から地下への核種漏出 flux は、RESRAD により計算し、FEGM 解析でもそれを入力条件として使用した。評価対象核種は C-14、Co-60、Pu-241、Am-241、Sr-90 の 5 核種であり、C-14 のみが地盤に対し非収着性で他は収着性である。

半減期が短く収着性の強い Co-60 と Pu-241 は海へはほとんど到達せず、他の 3 核種では破過曲線は FEGM に比べ RESRAD が遅い（図 2）。これは、主に RESRAD では不飽和層での地下水流れを簡易的に扱っているためと考える。flux ピーク値について Am-241 より Sr-90 で FEGM との差が大きいのも、海岸線までの到達時間が RESRAD で過大評価され、半減期の短い Sr-90 でより放射壊変による減衰が進んだためと考える。

3. 結論：RESRAD の地盤中核種移行解析機能は簡易評価には有効であるが、RESRAD の地盤中移行部分に専用コードによる解析結果を組み込むことで、被ばく線量評価の精度がより高くなることが期待される。

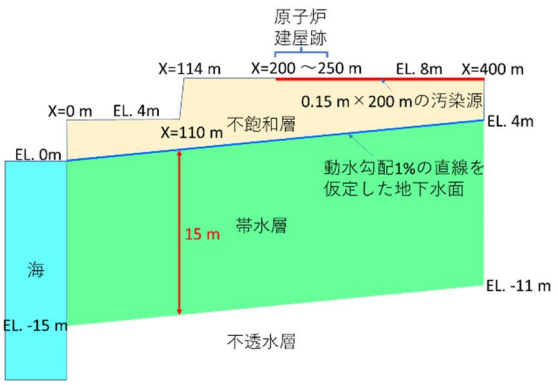


図 1　仮想の 2 次元地盤モデル

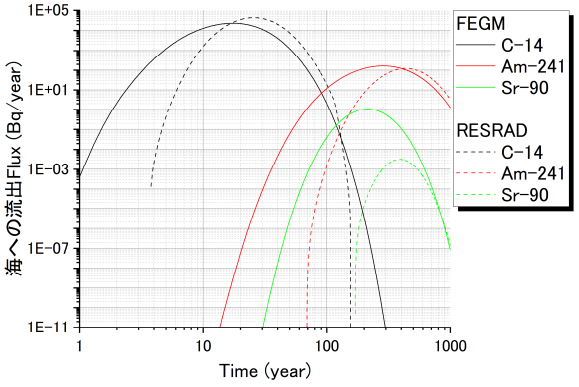


図 2　海への核種流出 Flux の計算結果の比較

参考文献

[1] 五十嵐他、電力中央研究所研究報告 U94054 1995

*Yasuharu Tanaka[1], Tadafumi Koyama[1] and Tetsuya Kato[1]
[1]CRIEPI

原子力施設の廃止措置における被ばく線量評価への RESRAD の適用
(3) 海洋拡散および地下水移行モデルを適用した モデルサイトにおける被ばく線量評価

Application of RESRAD to Dose Assessment in Decommissioning Nuclear Facilities
(3) Dose Assessment in the Model Coastal Site Using Nuclide Migration Analysis Data

*金川 俊[1], 三角和弘[1], 田中靖治[1], 加藤徹也[1], 土方孝敏[1], 小山正史[1]
[1]電中研

構築した海洋拡散計算手法を適用し、現実的な地下構造を考慮した地下水移行挙動評価結果を組み込んだ RESRAD を用いて、Co-60 が土壌沈着した沿岸モデルサイトに居住する農業従事者の被ばく線量を評価した。

キーワード：廃止措置, 被ばく線量評価, RESRAD, 核種移行

1. 緒言

被ばく線量評価コードである RESRAD について、複雑な地形の沿岸部における評価に適用できるよう、海洋拡散および地下水移行モデルデータを結合する手法の構築を進めている。本研究では、構築した海洋拡散計算手法を適用し、現実的な地下構造を考慮した地下水移行挙動評価結果を組み込んで、仮想的な沿岸モデルサイトに居住する農業従事者の被ばく線量を RESRAD コードにより評価した。

2. 沿岸モデルサイトにおける被ばく線量評価

2-1. 海洋拡散および地下水移行モデルデータの適用

図 1 に本研究における RESRAD-OFFSITE[1]による被ばく線量評価フローを示す。まず、3 次元領域海洋モデル(ROMS)による解析で得られた海水交換水量、海水体積、水深等をインプットデータとして RESRAD に設定した。次に RESRAD より得られた汚染源周辺から地下への核種移行データを FEGM で読み込み、汚染源周辺から海洋までの地下水の流動と核種移行挙動を計算して、RESRAD で読み込める形式に変換した。

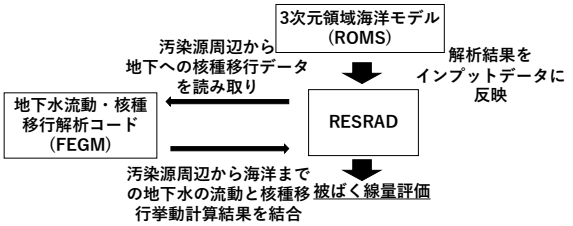


図 1 海洋拡散および地下水移行モデルデータを適用した RESRAD による被ばく線量評価フロー

2-2. 仮想的な沿岸モデルサイト

図 2 に仮想的な沿岸モデルサイトを示す。黄色のエリアがサイト敷地で、原子炉建屋跡地は海岸から 200 m にある。解体時に放出された気体放射性物質(Co-60: 3.0×10^{6} Bq)が、均一に沈着することにより赤い破線の領域の土壌が汚染したと仮定した。また、地下動水勾配は 1%に、有効降雨量（雨水の地中への浸透量）は RESRAD デフォルト値である 232 mm/年の他、466 mm/年、116 mm/年に設定した。汚染領域を農牧地として使用する農業従事者が、汚染範囲の中央に居住する「農業居住シナリオ」を採用し、廃止措置終了確認後 100 年間の被ばく線量を評価した。

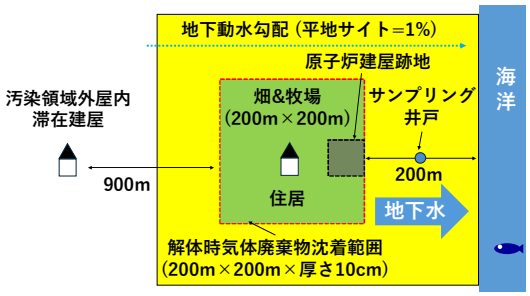


図 2 設定した沿岸モデルサイト

3. 結果

Co-60 は土壌への収着性が強く、本検討では海洋へはほとんど到達しなかったが、有効降水量の増加により、地下水経由の海洋への核種移行は促進されるため、水産物摂取による内部被ばく線量のピークは、時期が早まり増大することが確認された。いずれの有効降雨量の条件においても、土壌からの直接γ線による外部被ばくが支配的であり、様々な被ばく経路による線量の合計にはほとんど差が表れなかった。

参考文献

[1] https://resrad.evs.anl.gov/codes/resrad-offsite/ (2024 年 6 月 17 日閲覧)

*Shun Kanagawa[1], Kazuhiro Misumi[1], Yasuharu Tanaka[1], Tetsuya Kato[1], Takatoshi Hijikata[1], Tadafumi Koyama[1]
[1]CRIEPI

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

Fri. Sep 13, 2024 11:10 AM - 12:00 PM JST | Fri. Sep 13, 2024 2:10 AM - 3:00 AM UTC Room N(Recture RoomsB 2F B203)

[3N07-09] Data Science and Fuel Properties

Chair:Kinya Nakamura(CRIEPI)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

[3N07]

New Developments in Nuclear Fuel Research through Integration with Data Science
(10) Study of irradiation behavior of fuel based on images of post-irradiation examinations

*Kenji Konashi[1], Yoshihiro Oonishi[3], Kazuki Mori[3], Masashi Watanabe[4], Shun Hirooka[4], Ken Kurosaki[2] (1. Tohoku Univ., 2. Kyouto Univ., 3. CTC, 4. JAEA)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

[3N08]

New Developments in Nuclear Fuel Research through Integration with Data Science
(11)Selection of novel high thermal conductivity nuclear fuels based on machine learning and physical property evaluation of U_2Ti

*Ryusuke Torata[1], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Yifan Sun[2], Masaya Kumagai[2,3,4], Ken Kurosaki[2] (1. Osaka University Graduate School of Engineering, 2. Kyoto University Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, 3. Sakura Internet, 4. RIKEN)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

[3N09]

New Developments in Nuclear Fuel Research through Integration with Data Science
(12)In-situ synchrotron XAFS/XRD observation of ZrO_2 by gas-floating laser furnace

*Tsuyoshi Yaita[1], Tohru Kobayahi[1], Hajime Tanida[1], Yuji Ohishi[3], Kenji Konashi[2], Ken Kurosaki[4] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Tohoku University, 3. Osaka University, 4. Kyoto University)

11:55 AM - 12:00 PM JST | 2:55 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

データ科学との融合による核燃料研究の新展開
（10）照射後試験画像に基づく燃料の照射挙動研究

New Developments in Nuclear Fuel Research through Integration with Data Science

(10) Study of irradiation behavior of fuel based on images of post-irradiation examinations

*小無 健司[1]，大西 慶弘[2]，森 一樹[2]，渡部 雅[3]，廣岡 瞬[3]，黒崎 健[4]

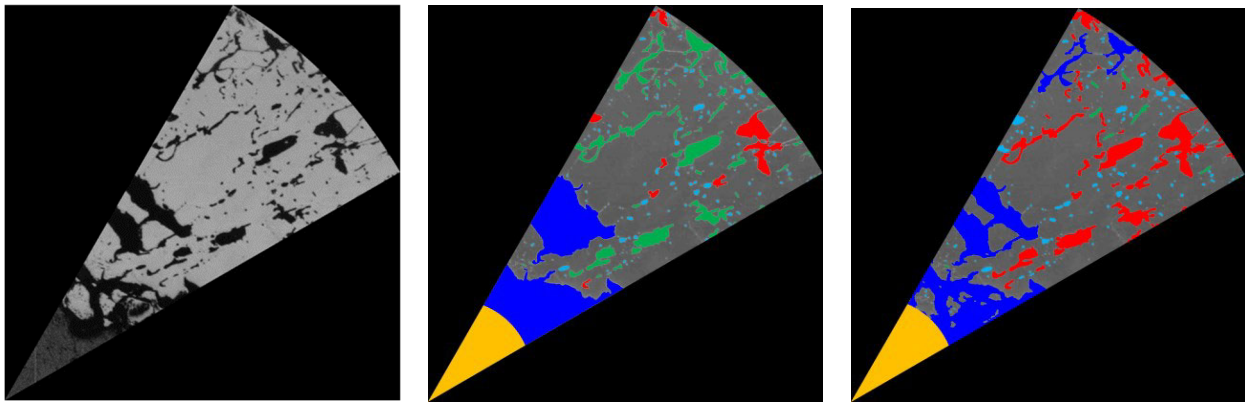
[1]東北大学，[2]CTC，[3]JAEA，[4]京都大学

核燃料の照射後試験画像から気孔を識別しデータベースを作成した。気孔による密度低下を考慮した熱伝導解析を実施した。また、蒸着-凝縮過程に基づく気孔移動を計算した。

キーワード：核燃料，照射後試験，画像解析，挙動解析

1. 画像データベース

照射後試験（PIE）画像から照射挙動を推察するために、画像解析により気孔データを識別しデータベースとして保存した。ここでは、JAEA の高速実験炉「常陽」で実施された MA 含有 MOX 燃料の PIE データを用いた。画像解析例を図 1 に示す。



(a) SEM 画像　　(b) 画像認識　　(c) 画像認識（改良）

図 1 画像解析例

2. 挙動解析

このデータベースを用いて気孔を含んだ材料の熱伝導解析を有限要素法を用いて実施した。熱伝導度に及ぼす気孔の影響は、汎用の二領域モデルを用いた。次に、温度勾配下の気孔の移動を蒸発-凝縮モデルを用いて実施した。

3. 結果

計算の結果、燃料内温度分布、中心空孔の形成を妥当な精度で再現することが出来た。PIE 画像に基づいた照射挙動解析ツールを作成した。

謝辞

本研究発表は、文部科学省原子力システム研究開発事業基盤チーム型令和４年度採択課題「データ科学との融合による核燃料研究の新展開」の成果を含む。

---

*Kenji Konashi[1], Yoshihiro Oonishi[2], Kazuki Mori[2], Masashi Watanabe[3], Shun Hirooka[3] and Ken Kurosaki[4]

[1]Tohoku Univ., [2]CTC, [3]JAEA, [4]Kyoto Univ.

データ科学との融合による核燃料研究の新展開
（11）機械学習を用いた新規高熱伝導率核燃料の選択と U_2Ti の物性評価

New Developments in Nuclear Fuel Research through Integration with Data Science

(11) Selection of novel high thermal conductivity nuclear fuels based on machine learning and physical property evaluation of U_2Ti

*寅田 琉介[1]，大石 佑治[1]，牟田 浩明[1]，孫 一帆[2]，熊谷 将也[2,3,4]，黒﨑 健[2]

[1]大阪大学, [2]京都大学, [3]さくらインターネット, [4]理化学研究所

機械学習によって熱伝導率が高いと予測されたウラン化合物の中から U_2Ti を選択し、アーク溶解と放電プラズマ焼結により高密度単相試料を作製した。熱伝導率の温度依存性についてレーザーフラッシュ法を用いて評価し、機械学習の予測結果と比較した。

キーワード：核燃料物質，機械学習，ウラン化合物，U_2Ti，高熱伝導率

1. 緒言

UO_2 には原子炉で用いる上で好ましい性質がいくつかあるものの熱伝導率が低いという欠点が存在する。そのためより高い熱伝導率を有する新規核燃料の開発が望まれている。核燃料開発にあたり近年様々な分野で盛んに行われている機械学習を用いた材料開発に着目した。この手法を原子力分野で用いることで核燃料の効率的な開発が期待される。そこで Sun[1]らの熱伝導率予測をもとに高い熱伝導率と高いウラン密度を併せ持つと考えられる U_2Ti を選択、単相試料を作製し物性を評価した。

2. 実験方法

化学量論組成となるように U および Ti を秤量、アーク溶解した後粉砕し、放電プラズマ焼結と熱処理を行って高密度バルク試料を作製した。X 線回折測定と走査電子顕微鏡およびエネルギー分散型 X 線分析により、目的の化合物である U_2Ti が合成できていることを確認した。その後、レーザーフラッシュ法により熱伝導率を評価した。

3. 結果

X 線回折測定とエネルギー分散型 X 線分析結果から、作製した試料は U_2Ti が主相の均一な試料であると確認できた。U_2Ti の熱伝導率の実験結果を他の U 化合物の文献値とともに図に示す。U_2Ti の熱伝導率は 1000 K までの温度域において UO_2 の熱伝導率を大きく上回った。U_2Ti の熱伝導率は機械学習による予測範囲内に収まっており、予測結果と一致したと言える。また、温度の上昇に伴って U_2Ti の熱伝導率も上昇した。この温度に伴う熱伝導率上昇は電子熱伝導率の寄与が大きいと考えられる。発表では電子熱伝導率についても議論する。

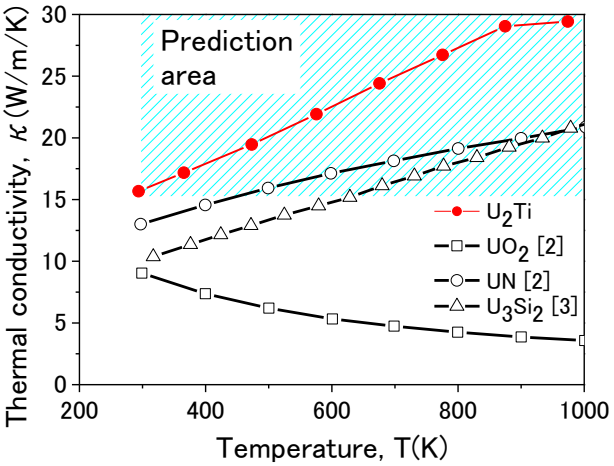


図　U_2Ti および他の U 化合物の熱伝導率と機械学習の予測範囲

参考文献

[1] Y. Sun et al,, *Journal of Nuclear Science and Technology*, **61**, 778-788,(2023).

[2] K. S. Chaudri et al., *Prog. Nucl. Energy*, **63**, 57–65, (2013).

[3] J.T. White et al., *Journal of Nuclear Materials*, **464**, 275-280, (2015).

*Ryusuke Torata[1], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Yifan Sun[2], Masaya Kumagai[2,3,4] and Ken Kurosaki[2]

[1]Osaka Univ., [2]Kyoto Univ., [3]Sakura Internet, [4]RIKEN.

データ科学との融合による核燃料研究の新展開
(12) ガス浮遊レーザー加熱炉による ZrO_2 の放射光 XAFS/XRD その場観察

New Developments in Nuclear Fuel Research through Integration with Data Science

(12) In-situ synchrotron XAFS/XRD observation of ZrO_2 by gas-floating laser furnace

*矢板 毅[1]，小林 徹[1]，谷田 肇[1]，大石 佑治[2]，小無 健司[3]，黒﨑 健[4]

[1]JAEA，[2]阪大，[3]東北大，[4]京大

本研究では、ガス浮遊レーザー加熱炉を用いる放射光 XRD および XAFS の同時測定システム最適化を行い、ZrO_2 の高温融体の構造物性について議論した。

キーワード： ウラン燃料、高温溶融体、構造、X 線回折、放射光、ガス浮融体

1. 緒言

本研究は、安全評価や事故時挙動評価に際して最重要となる「超高温域（融点前後）」に着目し、NNポテンシャルを用いた物性評価を行うことを最終目的としている。理論的予測においては、その正当性を検証する必要があり、各種核燃料の融点前後の構造および電子状態に関する知見を得るために、ガス浮遊レーザー加熱装置を用いる放射光XRDおよびXAFSの同時測定システムを構築し、シミュレーション結果を実験的に評価している。今回試料として用いたZrO_2は、単斜晶、正方晶、立方晶の3つの多形態を持つ。これによれば、温度の上昇に伴って、このスキームに沿った相図が構築される。本講演では、最適化した測定条件に関する情報およびZrO_2の温度変化に伴う構造および電子状態の変化について紹介する。

2. 実験

測定は SPring-8 の JAEA 専用ビームライン BL22XU において行った。入射光強度はイオンチェンバーを試料直前に設置して測定し、X 線回折は CCD カメラを、XAFS は、Si-SDD 検出器を、それぞれ測定チャンバーの窓の位置を考慮する形で、試料上下流の光軸に対して水平方向にずらした位置に設置して測定した。試料は球状の ZrO_2 にアルゴンガスを噴射することで浮遊させ、これにレーザーを照射することで試料を加熱した。

3. 結果と考察

図 1 a，b に温度変化に伴う ZrO_2 の XANES スペクトルおよび動径構造関数を示した。図 1 b から温度変化に伴う相転移に伴う Zr-O 原子間距離の変化が観察できるとともに、溶融過程で ZrO_2 としてのクラスター化に伴う電子状態変化が図 1 a から明確に確認できる。この電子状態の変化を含む一連の変化についても講演で紹介する予定である。

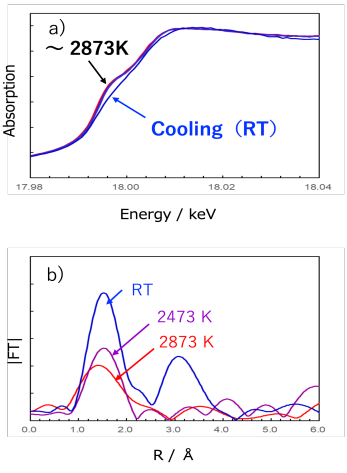


図 1 温度変化に伴う ZrO_2 の a(上)：XANES スペクトルおよび b(下)：動径構造関数

謝辞 本研究発表は、文部科学省原子力システム研究開発事業基盤チーム型令和 4 年度採択課題「データ科学の融合による核燃料研究の新展開」の成果を含む。

*Tsuyoshi Yaita[1], Tohru Kobayashi[1], Hajime Tanida[1], Yuji Ohishi[2], Kenji Konashi[3], Ken Kurosaki[4]

[1]JAEA., [2]Osaka Univ., [3] Tohoku Univ., [4] Kyoto Univ.

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

Fri. Sep 13, 2024 11:20 AM - 12:25 PM JST | Fri. Sep 13, 2024 2:20 AM - 3:25 AM UTC Room K(Recture RoomsB 2F B200)

[3K08-11] Low-level Waste Disposal

Chair:Masahiro Kawakubo(RWMC)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3K08]

Investigation on stabilization of lead by using cementitious materials

*Junya Sato[1], Yuta Takahashi[1], Jun Sunahara[1], Toshimitsu Saito[1], Yukihiko Yoshida[1], Takeshi Osugi[1] (1. JAEA)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3K09]

Filtration drying treatment of decomposed ion exchange resin residue by freezing and thawing method

(3) Pilot Test

*tadashi sasaki[1], wataru kobayashi[1], yuji nagai[1], atsushi mukunoki[1] (1. JGC JAPAN CORPORATION)

11:50 AM - 12:05 PM JST | 2:50 AM - 3:05 AM UTC

[3K10]

Comparison of mechanical cutting and fusion cutting methods for dismantle Large radioactive waste liquid tank.

*Genta Kikuchi[1], Keisuke Ishihara[1], Masaki Nozaki[1], Takatoshi Hirayama[1], Yoshihiko Nakayama[1], Tomohiko Yokobori[1] (1. JAEA)

12:05 PM - 12:20 PM JST | 3:05 AM - 3:20 AM UTC

[3K11]

Measures to reduce and treat radioactive waste at the Ohi Nuclear Power Plant

Reducing the amount of radioactive waste generated and expanding the removal of low-level radioactive waste

*MITSUNORI HANABATA[1], YASUHIRO TAKEDA[1], KAZUAKI YAMADE[1], SHUNJI IWASE[1], HARUHIKO SHIRASAKI[1] (1. kepco)

12:20 PM - 12:25 PM JST | 3:20 AM - 3:25 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

セメント系固化材料を用いた鉛の閉じ込め性能の調査

Investigation on stabilization of lead by using cementitious materials

*佐藤　淳也，髙橋　裕太，砂原　淳，齊藤　利充，吉田　幸彦，大杉　武史

日本原子力研究開発機構

セメント系固化材料の鉛の閉じ込め性能を明らかにすることを目的として、鉛水溶液を混合した種々の固化試料を対象に溶出試験を実施し、溶出液中の鉛濃度と産業廃棄物における基準値を比較した。試験の結果、低アルカリセメントを使用した条件で基準値を満たすことが分かった。また、鉛の溶出濃度と溶出液の pH の関係から、溶出液の pH が低いほど固化試料からの鉛の溶出濃度が低くなる傾向が示された。

キーワード：鉛，セメント系固化材料，固化，溶出試験，廃棄物

1. 緒言

原子力施設では放射線の遮蔽材として様々な形態で鉛が使用されており、使用された鉛の一部は放射性廃棄物となる。鉛は有害な重金属の一つであり、産業廃棄物では廃棄物からの溶出量の基準値(以下、判定基準)が設けられている。放射性廃棄物の処理・処分においても、産業廃棄物と同等の判定基準が適用された場合には、廃棄体に重金属の閉じ込め性が要求される。

鉛は、酸とアルカリのどちらにも溶解しやすい化学的な性質を持つ。一般的な固化材料である普通ポルトランドセメント(以下、OPC)で固化した場合には、OPC はアルカリ性の固化材料であるため、鉛の溶出量が増大することが分かっている[1]。本報では OPC を含む複数のセメント系固化材料を対象に鉛の閉じ込め性能を調査することを目的として、鉛水溶液を混合した固化試料を作製し、産業廃棄物での公定法に準拠した溶出試験を実施した。試験で得られた溶出液中の鉛濃度と判定基準を比較した。

2. 実験

固化材料は、OPC、OPC と高炉スラグを重量比 6 : 4 で混合した高炉スラグセメント(以下、BB)及び低アルカリ性セメント(以下、LAC)の 3 種類を用いた。イオン交換水に硝酸鉛を溶解させた鉛水溶液を作製し、水セメント比が 0.50 となるように各固化材料と鉛水溶液を混練した。固化試料中の鉛濃度は 1 mass%となるように調整した。混練物を 20℃の恒温槽内で 28 日間封緘養生し、固化試料を得た。固化試料は、粒径 0.50～4.75 mm となるように粉砕・篩分けした後、環境庁告示 13 号に準拠した溶出試験に供した。液固比が 10 となるようにイオン交換水を加え、温度 20 °C，回転数 200 rpm，振幅 4 cm で 6 時間水平振とうした。溶出液は、3000×g で 20 分間の遠心分離をした後、孔径 1.0 μm のメンブレンフィルタでろ過した。誘導結合プラズマ発光分光分析装置を用いて、溶出液中の鉛を定量した。また、ろ過前の溶出液を採取し pH を測定した。

3. 結果

各固化試料からの鉛の溶出濃度を図 1 に示す。鉛の溶出濃度は OPC＞BB＞LAC の順に低くなった。図中破線で示した鉛の判定基準(0.3 mg/l)と比較した結果、LAC を使用した条件でのみ判定基準を満たすことが分かった。溶出液の pH は、OPC で 12.8、BB で 12.7、LAC で 11.6 だった。鉛の溶出濃度と溶出液の pH の関係を調べた結果、今回の試験範囲では溶出液の pH が低いほど鉛の溶出濃度が低くなる傾向が示された。

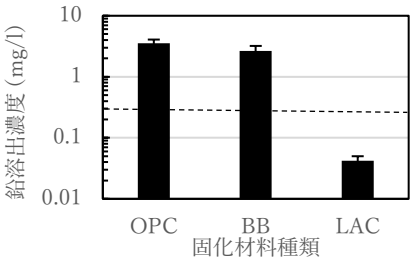


図 1.　固化試料からの鉛の溶出濃度

謝辞　本研究は、令和 3 年度及び令和 4 年度に実施した原子力機構の学生実習で得られた成果の一部をまとめたものです。研究に協力いただいた豊橋技術科学大学　金井小吾郎さん、宮下涼奈さんに感謝の意を表します。

参考文献　[1]佐藤ら，日本原子力学会 2022 年春の年会, 1K15(2022 年 3 月)

---

*Junya Sato, Yuta Takahashi, Jun Sunahara, Toshimitsu Saito Yukihiko Yoshida and Takeshi Osugi

JAEA

イオン交換樹脂分解残渣の凍結再融解法によるろ過乾燥処理 (3)パイロット試験

Filtration drying treatment of decomposed ion exchange resin residue by freezing and thawing method (3) Pilot Test

*佐々木　忠志、小林　航、永井　勇次、椋木　敦[1]
[1]日揮株式会社

当社では、原子力発電所に貯蔵されている高線量樹脂の処理法として、H_2O_2を酸化剤とした湿式分解法の開発を進めている[1]。分解後は高線量の固形分（中深度処分（L1）対象）と、線量が低い液相（ピット処分（L2）対象）からなるスラリー状になる。これらをろ過により分離し、乾燥により固形分から水分を除去して処分あるいは中間貯蔵することを提案している[2] [3]。ろ過・乾燥処理を容易にするため、鉄沈殿物共存下で凍結再融解することにより改質し、固液分離の実証試験をパイロット装置で実施した。また、回収された乾燥固形物のG値を測定した。

キーワード：高線量樹脂，湿式分解、鉄共沈、凍結再融解，固液分離、ろ過乾燥、水素発生、G 値

1. 緒言

原子力発電所には、未処理で保管されている廃棄物として高線量樹脂がある。高線量樹脂の湿式分解から凍結再融解、固液分離に至る処理プロセスを図-1 に示す。分解液中の固形分は難ろ過性であるが、通水性が改良されれば、ろ過および乾燥処理が容易になり、水素発生対策や L1 処分場への塩分の負担を低減できることになる。

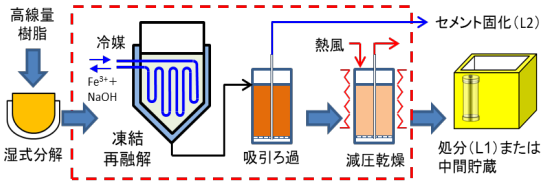


図-1　高線量樹脂処理プロセス

2. 実験

イオン交換樹脂を湿式分解装置により無機化し、得られた分解液に鉄イオン（Fe^{3+}）を加え、水酸化ナトリウムで pH=9 に調整して鉄沈殿物を生成させた。その後、凍結再融解槽にて-15℃で凍結再融解処理した。得られた処理物をろ過器に供給して減圧で吸引ろ過し、水洗浄後、負圧下で 150℃乾燥処理した。得られた固形物の含水率、塩分及びγ線照射による水素生成量から G 値を算出した。



写真-1　固液分離パイロット試験装置

3. 結果

イオン交換樹脂の湿式分解からろ過・乾燥に至る一連の操作について、パイロット試験装置を使用して実証することができた。ろ過性能は、ビーカー試験及びベンチ試験と同様に性能が向上する結果を得た。また、乾燥処理により得られた固形分の含水率は 0.01%以下であり、γ線照射による G 値測定結果は図-2 に示すように、セメント固化体に比較して 3 桁程度低くなることが分かった。

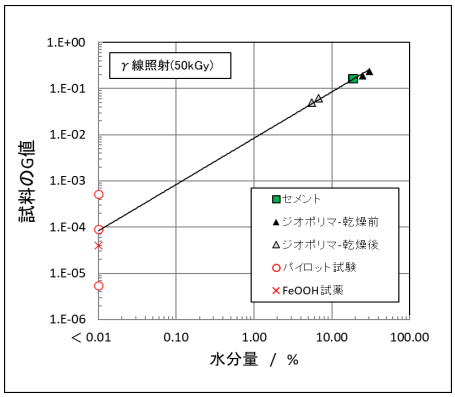


図-2　乾燥固形物の G 値

参考文献

[1] 森本ら、日本原子力学会「2011 年春の年会」C26
[2] 佐々木ら、日本原子力学会「2019 年秋の大会」1A06
[3] 佐々木ら、日本原子力学会「2020 年秋の大会」2B07

* Tadashi Sasaki, Yuji Nagai, Wataru Kobayashi, Atsushi Mukunoki, JGC JAPAN CORPORATION

大型放射性廃液タンクの解体作業における機械的工法と熱的工法の比較

Comparison of mechanical cutting and fusion cutting methods for dismantle Large radioactive waste liquid tank.

*菊地　紘太[1]，石原　圭輔[1]，野﨑　将貴[1]，平山　堅理[1]，中山　慶彦[1]，横堀　智彦[1]
[1]日本原子力研究開発機構

様々な原子力施設の廃止措置が計画・実施されているが、施設の解体工法についての知見の蓄積は少ない状況にある。そのため、原子力科学研究所で廃止が決定した大型の放射性廃液タンクの解体処理を実施し、機械的工法及び熱的工法で係る時間、人工、費用等の比較を行った。

キーワード：大型放射性廃棄物、廃液タンク解体処理、廃止措置

1. 緒言

現在、様々な原子力施設の廃止措置が計画・実施されているが、施設の解体工法についての知見の蓄積は少ない状況である。そのため、ほとんどの原子力施設に設置されている大型の放射性廃液タンクについて、解体工法を確立することは今後の廃止措置活動に有益なものである。そこで、今回は原子力科学研究所内で廃止が決定した大型の放射性廃液タンク 6 基について、機械的工法及び熱的工法による解体処理を実施し、それらの工法に係る処理時間・費用・人工等について比較・検討を行った。

2. 大型放射性廃液タンクの解体

2-1. 大型放射性廃液タンクの概要

原子力科学研究所で発生した大型放射性廃液タンクは全て直径約 3m 長さ約 7m、容量約 40m^3 のタンクであり、4 基はゴムライニング、2 基はガラスライニングが施されたものである。

2-2. 大型放射性廃液タンクの解体処理について

機械的工法では主にチップソーを用いて切断を行い、解体処理を行った。処理にかかった日数、人工等を表 1 に示す。機械的工法の場合、チップソーの刃を頻繁に交換する必要があること、また刃がタンクに挟まれることによりモーターに負荷がかかるため本体の交換も必要になることから、消耗品費が多額になったと考えられる。熱的工法ではプラズマ溶断機を使用して切断を行った。熱的工法では火災リスクの観点からタンク内部に可燃性のライニング材がある場合は使用できないため、ガラスライニングのタンク 2 基及びゴムライニングのタンクに対しライニング材を斫ったものに対し適用した。処理にかかった日数、人工等を表 1 に示す。熱的工法の場合、溶断機本体の導入コストは高いが本体は壊れにくいこと、また消耗品である電極等の単価が低く、また交換頻度も少ないことから、1 基あたりの消耗品費を抑えることができた。

3. 結論

処理工法としては、熱的工法が機械的工法に比べ、処理時間は 20 時間、人工数としては 10 人工・日以上少なく、初期導入費は高くなるが、全体として処理コストを抑えることができた。一方、熱的工法は、機械的工法に比べ、火災のリスクが高いことから、十分な火災発生防止の対策が必要となる。なお、ゴムライニングタンクに対し、熱的工法を適用できるよう、事前にライニングを斫り、熱的工法により解体処理を実施した場合は、機械的工法に対し処理時間、人工ともに増加することが分かった。

表1.大型タンク解体処理にあたり各工法でかかった時間、人工等

処理工法	ライニング材	平均 処理日数	平均 処理時間	平均 人工・日	平均 消耗品費用
機械的工法	ゴム	25	87:57	110	¥1,491,000
熱的工法	ガラス	21	66:50	97.5	¥107,000
	ゴム※	20	82:00	132	¥329,900

※ゴムライニングを斫ったのち熱的工法を適用したもの。

*Genta Kikuchi[1], Keisuke Ishihara[1], Masaki Nozaki[1], Takatoshi Hirayama[1], Yoshihiko Nakayama[1], Tomohiko Yokobori[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

大飯発電所における放射性廃棄物の低減対策および処理の取組みについて

－放射性廃棄物の発生量低減および低レベル放射性廃棄物の搬出拡大－

Measures to reduce and treat radioactive waste at the Ohi Nuclear Power Plant

－Reducing the amount of radioactive waste generated and expanding the removal of low-level radioactive waste－

*花畑 満典[1]，竹田 安弘[1]，山出 和章[1]，岩瀬 舜司[1]，白崎 晴彦[1]

[1]関西電力株式会社

抄録：大飯発電所では運転に伴い発生する放射性廃棄物の低減および六ケ所埋設センターへの搬出本数拡大に取り組んでいる。今回、それらの取組み状況や処理困難な廃棄物への対応状況を報告する。

キーワード：放射性廃棄物，廃棄物低減対策，低レベル放射性廃棄物の搬出拡大，処理困難な廃棄物の増加

1. 緒言

原子力発電所の運転中に発生した放射性廃棄物は、廃棄物貯蔵庫などに一旦保管した後、モルタルなどで固型化し、平成４年度から六ヶ所低レベル放射性廃棄物貯蔵センターに輸送・埋設処分を行っている。廃棄物貯蔵庫が満杯となった場合、原子力発電所の運転継続に支障をきたす可能性があることから、大飯発電所では、持込物品の制限やクリアランス、ＮＲ（放射性廃棄物でない廃棄物）の適用などの廃棄物低減対策や低レベル放射性廃棄物（ＬＬＷ）の搬出拡大を行っている。近年は、大型廃棄物やアルミニウムなどの処理困難な廃棄物の廃棄物貯蔵庫保管割合が高くなっており、今後の搬出本数確保を目的にそれらの処理技術の向上に取り組んでいる。

2. 廃棄物低減対策について

大飯発電所では１号機の運開以降、廃棄物低減対策を実施しているが、廃棄物貯蔵庫の運用管理容量（ＬＬＷ検査装置やフォークリフト取り回しスペースを除く運用に問題ない本数）に対する逼迫率（保管本数／運用管理容量）が 2011 年に 97.1%となった以降、新たに以下に示す様々な廃棄物低減対策を実施した。

① 持込物品の制限：梱包材や埋設に適さないアルミニウム等の持ち込みを制限

② クリアランス、ＮＲの適用：2022 年度に燃料取替用水タンクのクリアランスを実施。また、2023 年度は約 39ｔのＮＲ処理を適用。

③ 廃物物低減に対する意識の醸成：発電所所員に対する廃棄物低減に関するｅラーニングや協力会社作業員に対する教育の充実

④ ＬＬＷの搬出本数拡大：毎年約 2,000 本以上の搬出本数を確保

その結果、2024 年 3 月には逼迫率 77.5%に低減した。

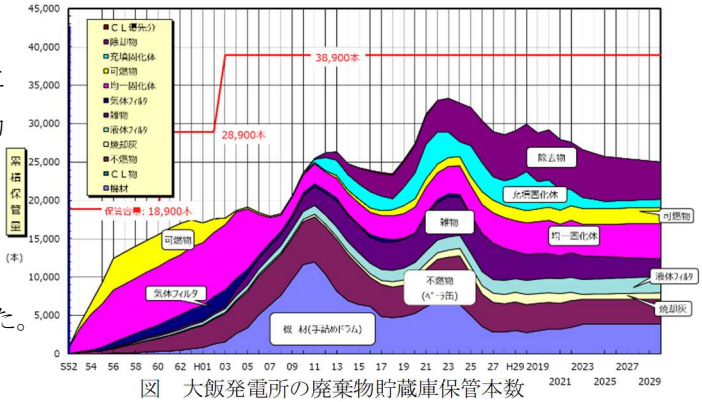


図　大飯発電所の廃棄物貯蔵庫保管本数

3.廃棄物処理技術の拡大について

近年、大飯発電所では処理困難な廃棄物（大型廃棄物、埋設に適さない廃棄物など）が廃棄物貯蔵庫保管量の約 53%を占める状況となっており、将来的にＬＬＷ搬出本数の確保が困難となる可能性がある。そのため、大飯発電所では、大型廃棄物の切断装置導入、アルミニウムの水素発生抑制対策の検討や焼却設備の検討などを進め、発電所の運転に影響がないよう更なる放射性廃棄物低減や処理拡大に取り組んでいる。

* Mitsunori Hanabata[1],Yasuhiro Takeda[1],Kazuaki Yamade[1],Syunji Iwase[1]and Haruhiko Shirasaki[1]

[1]The Kansai Electric Power Co.,Inc

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

Fri. Sep 13, 2024 2:45 PM - 3:20 PM JST | Fri. Sep 13, 2024 5:45 AM - 6:20 AM UTC Room B(Recture RoomsA 1F A102)

[3B08-09] Fusion Reactor System, Design, Application 1

Chair:Satoshi Itou(Tohoku Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3B08]

Unique Integrated Testing Facility (UNITY-1) Project

(1) Commissioning Techniques of Unique Integrated Testing Facility (UNITY-1)

*Naoko Ashikawa[1], Satoshi Ogawa[1], Kyosuke Namba[1], Naoki Seki[1], Taishi Sugiyama[1], Koki Tanaka[1], Minoru Jimma[1], Takashi Ino[1], Yoshifumi Kume[1], Colin Baus[1] (1. Kyoto Fusioneering)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3B09]

Unique Integrated Testing Facility (UNITY-1) Project

(2) Commissioning and Safe Operation of Unique Integrated Testing Facility(UNITY-1)

*Takashi Ino[1], Minoru Jimma[1], Kyousuke Namba[1], Satoshi Ogawa[1], Yoshifumi Kume[1], Colin Bause[1], Satoshi Konishi[1], Naoko Ahikawa[1] (1. Kyotofusioneering.ltd)

3:15 PM - 3:20 PM JST | 6:15 AM - 6:20 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

Unique Integrated Testing Facility (UNITY-1) Project
(1) Commissioning Techniques of Unique Integrated Testing Facility (UNITY-1)

*芦川 直子[1]、小川 聰[1]、難波 恭介[1]、關 直樹[1]、杉山 大志[1]、田中 康基[1]、松永 祥尚[1]、
神馬 稔[1]、井野 孝[1]、久米 祥文[1]、Baus Colin[1]、小西 哲之[1]
[1]京都フュージョニアリング

先進ブランケットに向けたリチウム鉛(LiPb)ループ実験装置である Unique Integrated Testing Facility (UNITY-1)の初期運転結果について報告する。

keywords：LiPb loop, Tritium breeding blanket, thermal cycle, UNITY-1

1. 緒言

京都フュージョニアリングは、リチウム鉛（LiPb）ループ装置、Unique Integrated Testing Facility (UNITY-1)、を製作し試運転を開始した。本発表では、主に現在までに製作されたベースループ部の詳細と、運転の結果について報告する。

2. 本文

2-1. 背景

液体 LiPb ブランケットは、高熱負荷および中性子負荷環境下において効果的な除熱ができる先進ブランケット法の一つである。Oroshhi-2 装置（核融合研）にて液体溶融塩ループ実験を行った事例はあるが[1]、新たに京都フュージョニアリング社では LiPb ループ装置として Unique Integrated Testing Facility (UNITY-1)装置[2]を設計、製作した。UNITY-1 プロジェクトは、コイルを設置した磁場環境下での液体金属ループ挙動や、エネルギーとしての熱取り出し機能を有するが、第１ステップとして、ベースループの試験運転を開始した[3]。本講演では、主に初期運転について報告する。

2-2. UNITY-1 装置

図上部に現在の UNITY-1 装置の写真、下部に同装置のベースループ部分の概要図を示す。同ループ図のうち左端の２か所（矢印）は今後磁場環境下での動作を想定したブランケットループへの接続が予定されている。このベースループでは 300 リットルの LiPd を 500℃で循環させ、電磁ポンプ１台、ヒーター、冷却器、重水素ガス導入部、コールドトラップ部、を含む。現在までに、本装置でのループ循環設定温度 500℃に対し、循環時の測定温度が 500℃であることが確認された。つまり、計画通りのスペックでの運用が確認された。



図.（上)UNITY-1 の写真（2024 年現在)。
（下）ベースループ部分の概念図。

3. 結論

UNITY-1 での LiPd 循環の試運転において、設定値 500℃に対して同程度の測定温度到達を確認した。今後、ベースループ試運転が終了した後、ブランケットループ部を接続し、拡張した状態での本格運用を予定している。

[1] T. Tanaka et al., Fusion Science and Technology 75 (2023) 1002.
[2] S. Takeda et al, Fusion Science and Technology 79 (2023) 1059.
[3] S. Ogawa et al, TOFE conference, 2024 July, Madison, USA.

*Naoko Ashikawa[1], Satoshi Ogawa[1], Kyosuke Namba[1], Naoki Seki[1], Taishi Sugiyama[1], Koki Tanaka[1], Yoshinao Matsunaga[1], Minoru Jimma[1], Takashi Ino[1], Yoshifumi Kume[1], Colin Baus[1], Satoshi Konishi[1]
[1]Kyoto Fusioneering

Unique Integrated Testing Facility (UNITY-1) Project
(2) Commissioning and Safe Operation of Unique Integrated Testing Facility (UNITY-1)

*井野 孝[1]、神馬 稔[1]、小川 聰[1]、難波 恭介[1]、久米 祥文[1]、Baus Colin[1]、
芦川 直子[1]、小西 哲之[1]
[1]京都フュージョニアリング

京都フュージョニアリングは、最大 500℃で運転される LiPb ループ（UNITY-1/Base loop）の建設及び試運転を完了した。ここでは、安全検討視点から、UNITY-1 のエンジニアリング及び試運転、安全上の考慮事項及び課題について報告する。

Keywords: Design Safety, Commissioning, Operation Manual, UNITY-1, Operational Safety

1. 諸言

当社が設計し建設が完了した LiPb ループは、電磁ポンプ、ダンプタンク、電気ヒーター、冷却器等で構成されており、最大 500℃での運転が想定されている。今後、より高温で運転可能なループを併設するとともに、水素同位体抽出システムの性能試験や高温ブランケット試験等が予定されている[1] 。これまで基本設計、詳細設計、建設、試運転にフェーズごとに安全検討・リスク分析を実施してきた（図 1）。設計フェーズでは P&ID レビューや HAZOP スタディを［2］、試運転フェーズでは主に手順書のレビュー及び試運転実績を踏まえた運転手順書へのフィードバックを行った。ここでは、直近で実施した試運転の実績について報告する。

2. 本文

2.1. 試運転目的

試運転を通じて、定常状態のプロセス挙動及び加熱/冷却性能、ドレン性能などの過渡応答時挙動、試運転手順をステップごとに確認し、安全性を担保した運転手順の確立、加えて運転実績に基づく将来的な設計や安全解析のインプット取得を目的とする。

2.2. 試運転実績

試運転において、LiPb 予熱（＜400℃）、LiPb 充填、規定流量での循環運転、純化運転、加熱運転（500℃）、冷却・ドレン・シャットダウンに関わる性能確認を実施し、基本的な設計機能要求を満足することを確認した。

試運転実績を踏まえ、各計装機器の設定値、加熱/冷却器設備の運用に関する詳細を運転手順に反映した。その他、ドレン所要時間の計測、ドレン完了確認手段の確立など、通常運転時又は緊急時のドレンに関する設計や運用に関わる実測データを取得することで、今後の運転手順書の精緻化に寄与した。

試運転を実施するにあたり、手順書の詳細レビュー、安全運転に必要とされる体制及び緊急時連絡体制を議論する一連の流れを通じて、当社内における LiPb ループ運転管理体制を確立した。

3. 結論

LiPb ループの基本設計から詳細設計、建設、試運転を実施し、各種実験のための運用を開始した。また、試運転を通じて LiPb のプロセス挙動を把握し、設計機能要求が満足されていることを確認した。

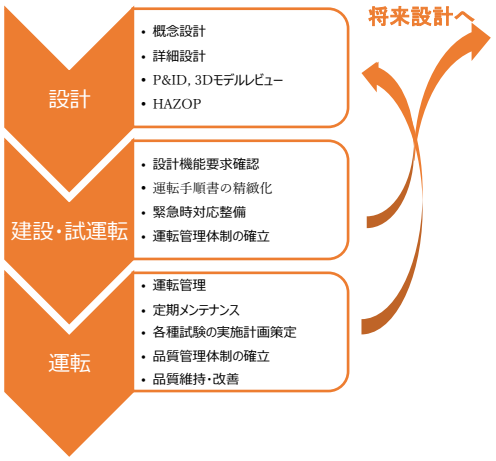


図 1　設計から運転時における安全検討

References

[1]. 日本原子力学会 2022 年秋の大会核融合発電システム統合試験プラント UNITY(2), 小川他

[2]. 日本原子力学会 2024 年秋の大会トリチウムを扱う核融合プロセスにおける安全機能要求の検討, 井野他

*Takashi Ino[1], Minoru Jimma[1], Satoshi Ogawa[1], Kyosuke Namba[1], Yoshifumi Kume[1], Baus Colin[1], Naoko Ashikawa[1], Satoshi Konishi[1]

[1]Kyoto Fusioneering Ltd.

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

Fri. Sep 13, 2024 2:45 PM - 3:20 PM JST | Fri. Sep 13, 2024 5:45 AM - 6:20 AM UTC Room D(Recture RoomsA 1F A106)

[3D10-11] Space Reactors Design Design

Chair:Satoshi GUNJI(JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3D10]

Conceptual design of a long-life small lunar reactor using slightly enriched uranium

*Hiroki Yaguchi[1], Naoyuki Takaki[1], Jun Nishiyama[1] (1. TOKYO CITY UNIVERSITY)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3D11]

Conceptual design of neutron propulsion engine for deep space exploration

*Naoyuki Takaki[1], Sou Masumoto[1], Jun Nishiyama[1] (1. Tokyo City University)

3:15 PM - 3:20 PM JST | 6:15 AM - 6:20 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

微濃縮ウランを用いた長寿命小型月面炉の概念設計

Conceptual design of a long-life small lunar reactor using slightly enriched uranium

*矢口陽樹[1]、西山潤[1]、高木直行[1]

[1]東京都市大学大学院総合理工学研究科　共同原子力専攻

打ち上げ失敗による水没時にも未臨界を確保でき、月の表面や地下空洞でも安定した電力を長期間供給できる微濃縮ウラン燃料小型月面炉の概念設計を行った。

キーワード：宇宙炉、月面炉、微濃縮ウラン

1. 背景・目的

2030 年代には、月面活動が国際的に活発化すると予想されている。太陽光の届かない環境での活動も考慮すると太陽光に依存しない大規模な電源が必要になる。国際宇宙探作グループ（ISECG）は、月面で中長期的な有人探査活動を行うには、4～6 人が 500 日間滞在できるインフラが必要だと予測している[1]。中でも電力供給は、人類が月面で活動するために必要な生命維持と探査活動に不可欠なインフラであり、月面で活動するためには 300kWe の電力供給が必要であるとしている。JAXA も「国際宇宙探査に向けた日本のシナリオ JAXA 提案 2021」[2]にて月面で中長期的に有人探査を行うための電源の規模を 300kWe としており、特に原子力発電（Fission Power System: FPS）は周辺環境の影響を受けることなく長期間電力供給が可能であるため月面での発電方法として有効であるとしている。FPS の設計要件として、2030 年までに総重量を 2000kg 未満に抑えつつ電気出力 40kWe 達成を目標としている。本研究では、比出力が 20W/kg 以上で 10 年以上臨界可能な 40kWe 級の月面炉の概念設計を行った。

2. 原理と方法

核分裂性物質の拡散防止やロケット打ち上げ失敗後の水没時再臨界防止の観点からは、核分裂性物質の含有量が少ない天然ないし微濃縮ウラン燃料の利用が望ましいが、軽量かつコンパクトな炉心を臨界にすることは容易ではない。そこで注目したのが中性子増倍材 Be-9 である。Be-9 は(n,2n)反応による中性子増倍材としてだけでなく、減速材としても機能する。(n,2n)反応を効率的に起こすためには、U 燃料と Be の境界面積を十分に大きくする必要があり、より良い臨界性を得るためには減速効果を得るために Be 層の厚さを十分に厚くする必要がある。そのため、炉心は薄い燃料層を厚い Be 層で挟んだ多層構造として設計した（図 1）。Be は優れた熱伝導体でもあり、冷却材を使用せず、発生する熱をすべて伝熱のみで除去する炉心の設計を試みた。

3. 結果

最小重量で長期間の臨界維持を達成する事を目標として、板状天然 U 燃料と Be 減速材の厚さについて無限体系モデルを用いてサーベイを行ったところ、U 燃料の厚さを 1cm、Be 減速材の厚さを 12cm とした時が最適となった。続く全炉心体系解析により、炉心の体積と重量を最小にしながら 10 年以上臨界を維持できる原子炉の寸法を決定した。その結果、反射体厚さ 15cm、炉心直径 180cm、炉心高さ 81cm の時に最小重量での臨界となり、10 年以上の長期運転には濃縮度 1.5wt%の燃料が必要であることがわかった（表 1）。また熱解析コード Ansys を用いて、本炉心の上下面からの除熱と炉心側面から宇宙空間への熱輻射を考慮した熱解析を行った。結果として、炉心中心部の燃料領域にて最高温度が 990K となり融点を下回っているものの、相変化が起きる転移温度（941K～）を超えることが確認された。除熱方法について今後検討を深めていく予定である。

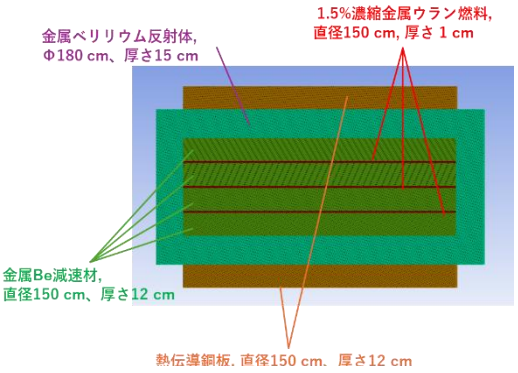


図.1　月面炉の概略図

表.1　月面炉仕様

Design parameters of core	
熱出力	200kWt 40kWe
熱変換効率	スターリングエンジン (変換効率: 20%)
燃料	金属ウラン
減速材	金属ベリリウム
ウラン層数	3
ベリリウム層数	4
ウラン層厚さ	1 cm
ベリリウム層厚さ	12cm
反射体厚さ	15cm
炉心高さ	81cm
炉心直径	180cm
濃縮度	1.5%
炉心平均温度	650°C
金属ウラン密度	19.05 g/cc
金属ベリリウム密度	1.85g/cc
HM重量	1.01 t

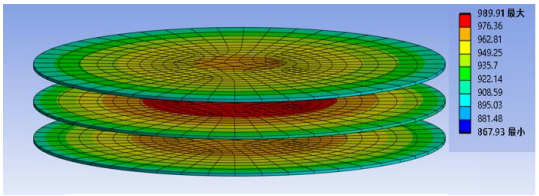


図.2　燃料領域での温度分布

3. 結論

Be を中性子増倍材/減速材として、微濃縮ウラン燃料を用いた小型月面炉の概念設計を行った。10 年以上の臨界維持は達成出来たが、Be の加工性や炉心重量、除熱に関しては検討の余地がある。今後は、優れた減速比を有し利用実績豊富な減速材（黒鉛等）の検討も進めていく予定である。

参考文献

[1] 国際宇宙探査協働グループ：国際宇宙探査ロードマップ追補版最新月面探査シナリオ, 2020.
[2] 宇宙航空研究開発機構国際宇宙探査センター宇宙探査システム技術ユニット：日本の国際宇宙探査シナリオ(案) 2021 ,2022.

*Hiroki Yaguchi[1], Jun Nishiyama [1] and Naoyuki Takaki[1]
[1]Tokyo City Univ.

深宇宙探査用中性子推進エンジンの概念設計

Conceptual Design of a Neutron Propulsion Engine for Deep Space Exploration

*高木 直行[1]，増本 蒼[1]，西山 潤[1]
[1]東京都市大

原子炉から漏洩する高速中性子の反作用を推力とする中性子推進エンジンの概念検討を行った。

キーワード：深宇宙探査，中性子推進，高速中性子，高速炉，金属燃料，ミルフィーユ構造

1. 緒言

核熱推進方式の原子力ロケットは化学ロケットに比べて大きな比推力を有するが、原子炉の炉心寿命が年オーダーに対し、推進剤持続時間は数十分オーダーと短い。今後の深宇宙探査においては長時間推力を得ることのできる高効率推進エンジンが必要とされる。本研究では、超扁平型高速炉心から漏洩する高速中性子の反作用を推力とする「深宇宙探査用中性子推進エンジン」の概念設計を行い、その成立可能性を検討した。

2. 炉心概念

2-1. 設計目標

本エンジンは、地上からの打ち上げ時ではなく、地球周回軌道にある探査機を第 1 宇宙速度から地球重力圏を離脱するのに必要な第 2 宇宙速度まで加速する際に用いることを想定した。第 1、第 2 宇宙速度の差分は 3.29km/s であり、この加速に要する時間が炉心寿命以下となるよう、Pu 富化度、燃料インベントリ、Be 反射体厚さ、炉心総重量の最適化を図った。

2-2. 超扁平型高速炉心

炉心形状を極めて扁平化させ、原子炉下部に設けられた開口部から漏洩する中性子流を増大させるとともに、金属燃料 Na 冷却高速炉心とすることで漏洩中性子の運動量を高め推進力の増大を図った。炉心構成は、1cm 厚の平板型 Zr 含有 TRU 金属燃料と同厚の Na 冷却材が交互に層を成した（いわゆるミルフィーユ）構造とした。連続エネルギーモンテカルロコード MVP を用いて燃焼計算・推力評価を実施し、炉心開口部から放出される中性子束と中性子スペクトルを求め、中性子の放出角度と鉛直方向速度、運動量保存則より本エンジンの推力を算出した。

2-3. 炉心仕様最適化

サーベイ検討の結果、炉心の熱出力を 250MWt、炉心高さ/直径比 H/D を 0.1(=20cm/200cm)、Pu 富化度 32wt%、炉心上部と側面部の Be 厚を 5cm とすることで、漏洩中性子による推力が 80mN、炉心全重量が 6.2ton となり、炉心寿命(7.8 年)より短い 7.4 年で必要な速度を達成する見通しを得た。炉心開口面での最大中性子束は $2.2\times10^{14}[n/cm^2/sec]$となり、本エンジンの推力は小さいながら、比推力(Specific impulse, Isp)は 708,000[sec]と化学ロケットに比べ約 3 桁、核熱原子力ロケットやイオンエンジンに比べても約 2 桁大きな値を示した。

3. 結論

中性子推進法は電気推進法にもまして低推力/高 Isp、長寿命の特性を持つ。今後工学的検討が必要である。

Sou Masumoto[1], Jun, Nishiyama and *Naoyuki Takaki[1]
[1]Tokyo City Univ.

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

Fri. Sep 13, 2024 2:45 PM - 3:35 PM JST | Fri. Sep 13, 2024 5:45 AM - 6:35 AM UTC Room H(Recture RoomsB 1F B102)

[3H08-10] Machine Learning 2

Chair:Kazuyuki Demachi(UTokyo)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3H08]

Characterization of Specific Heat Anomalies in Fluorite Structures Using Local Order Parameters: Analysis by Machine Learning Molecular Dynamics

*Keita Kobayashi[1], Hiroki Nakamura[1], Masahiko Okumura[1], Mitsuhiro Itakura[1], Masahiko Machida[1] (1. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3H09]

Analysis of Clay Minerals-Water Molecules Interactions Using Machine Learning Molecular Dynamics

*Masahiko Okumura[1], Akiko Yamaguchi[1], Keita Kobayashi[1] (1. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3H10]

Development of the model for prediction of fission gas release from MOX fuel

*Kenta Inagaki[1] (1. CRIEPI)

3:30 PM - 3:35 PM JST | 6:30 AM - 6:35 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

蛍石構造における比熱異常の局所秩序変数を用いた特徴づけ ～機械学習分子動力学法による解析

Characterization of Specific Heat Anomalies in Fluorite Structures Using Local Order Parameters: Analysis by Machine Learning Molecular Dynamics

*小林恵太[1]、中村博樹[1]、奥村雅彦[1]、板倉充洋[1]、町田昌彦[1]
[1]日本原子力研究開発機構

二酸化トリウム(ThO_2)や二酸化リチウム(Li_2O)などは、高温において比熱異常を示すことが知られている。今回、ThO_2 と Li_2O に対して機械学習ポテンシャル(MLP)を作成し、機械学習分子動力学法(MLMD)により ThO_2 と Li_2O の比熱異常の解析を行った。

キーワード：蛍石構造、逆蛍石構造、分子動力学，第一原理計算，機械学習

1. 緒言

核燃料物質である ThO_2 は蛍石構造を取り、高温においてブレディック転移に起因する比熱異常が引き起こされる。ブレディック転移とは、高温におけるアニオンの拡散により引き起こされる秩序無秩序転移の一種である。また、トリチウム増殖材である Li_2O は逆蛍石構造を取るが、逆蛍石構造では高温においてカチオンの拡散により比熱異常が引き起こされる。本発表では、第一原理計算の精度を保ったまま大規模分子動力学計算が可能となる MLMD を用い、ThO_2 と Li_2O のブレディック転移の解析を行った結果を報告する。

2. 手法

ThO_2 および Li_2O の第一原理計算結果を学習し、MLMD の原子間ポテンシャルである MLP を作成した。Farthest point sampling 法と Bootstrap 法を用い、効率的に第一原理教師データの作成を行い、ThO_2 および Li_2O ともに 1000 構造程度の第一原理教師データにより、融点等の実験値を再現可能な MLP を作成できることを確認した。ThO_2 および Li_2O は高温においてアニオン(カチオン)の拡散がブレディック転移を引き起こすが、複数のアニオン(カチオン)が短時間で複雑に移動するため、その特徴付けは簡単ではない。本発表では液相・液相転移の解析に用いられる局所秩序変数[1]の方法論を援用し、(逆)蛍石構造における比熱異常の特徴づけを行った。

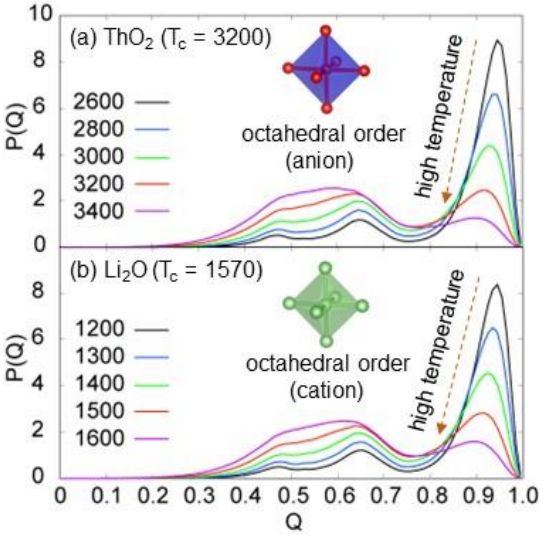


図 1. 八面体秩序変数の分布。(a): ThO_2, (b): Li_2O

3. 結論

図 1 は(逆)蛍石構造におけるアニオン(カチオン)の局所八面体秩序変数の分布を示している。$Q \simeq 1$は八面体秩序が保たれている状態を示し、$Q < 0.75$では八面体秩序が壊れた状況に対応する。ブレディック転移温度(T_c)前後で、局所秩序変数分布が、八面体秩序状態に対応するピーク($Q \simeq 1$)から無秩序な状態に対応するピーク($Q < 0.75$)へ遷移していく様子が確認でき、局所秩序変数によりブレディック転移(秩序無秩序転移)の特徴付けがうまく行われていることが確認できる。また、図 1 では、八面体秩序が壊れた領域($Q < 0.75$)に特徴的な二つのピーク構造の存在が確認できる。発表ではこれらのピークの詳細や物理的な意味についても紹介する。

参考文献

[1] Tanaka, H., Tong, H., Shi, R. et al. Nat Rev Phys 1, 333–348 (2019).

---

*Keita Kobayashi[1], Hiroki Nakamura[1], Masahiko Okumura[1], Mitsuhiro Itakura[1], Masahiko Machida[1]
[1]JAEA

機械学習分子動力学法による粘土鉱物-水分子相互作用の解析

Analysis of Clay Mineral-Water Molecule Interactions Using Machine Learning Molecular Dynamics

*奥村 雅彦[1], 山口 瑛子[1], 小林 恵太[1]
[1]JAEA

粘土鉱物は高レベル放射性廃棄物地層処分における放射性核種の人工バリアとして重要な物質であり、粘土鉱物と放射性核種の相互作用は周囲の水分子に強く影響されることがわかっている。本研究では、これまで調べられていなかった機械学習分子動力学法による粘土鉱物-水分子相互作用について調べ、高圧状態まで実験と整合的な結果が得られた。

キーワード：機械学習、分子動力学法、粘土鉱物、水分子

1. 緒言

これまで、粘土鉱物と水分子の相互作用は主に(1)低計算コスト低精度な古典分子動力学法と(2)高計算コスト高精度な第一原理分子動力学法が用いられてきた。近年、(2)の結果を人工ニューラルネットワーク等で学習し、高精度かつ低計算コストを実現する「機械学習分子動力学法」が提案され、講演者らはこの手法が最も単純な構造を持つ粘土鉱物の一種であるカオリナイトの物性を正確に再現することを示した[1]。しかし、この手法を粘土鉱物-水分子系に適用した例はない。一方、実験により、カオリナイトは高圧下で層間に水分子が入り込んだ「超水和カオリナイト」になることがわかっている[2]。超水和カオリナイトが発現するよりもさらに高圧にすると、水分子が動かなくなり、擬似的な氷状態になることが観測された[3]。このような高圧状態において、シミュレーションによって実験結果を再現するためには、シミュレーション手法に高い精度が要求される。

2. 機械学習分子動力学法による粘土鉱物-水分子相互作用評価

上記の背景を鑑み、講演者らは、このような高圧状態において、機械学習分子動力学法シミュレーションを実施し、7.5 GPa において擬似的な氷状態が実現することを示した（図 1）。

これは実験結果[3]と整合する結果であり、7.5 GPa という高圧においても械学習分子動力学法が高い精度を示すことがわかった。

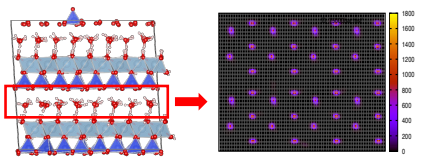


図 1. 7.5GPa において擬似的な氷配置を形成するカオリナイトの層間水の配置

2. 結論

本研究により、機械学習分子動力学法が様々な状況下において粘土鉱物-水分子相互作用を正確に記述できることがわかった。今後は、多くの水分子との相互作用や、粘土鉱物表面における水の膜や氷の生成などの高精度シミュレーションへの応用が期待される。

参考文献

[1] K. Kobayashi *et al.*, Appl. Clay Sci. **228**, 106596 (2022).
[2] H. Hwang *et al.*, Nat. Geosci. **10**, 947 (2017).
[3] H. Hwang *et al.*, ACS Earth Space Chem. **4**, 183 (2020).

---

*Masahiko Okumura[1], Akiko Yamaguchi[1], Keita Kobayashi[1]
[1]JAEA

機械学習を用いた MOX 燃料 FP ガス放出挙動予測モデルの構築

Development of the model for prediction of fission gas release from MOX fuel

*稲垣健太[1]
1 電中研

MOX 燃料からの FP ガス放出挙動（FGR）については、UO2 燃料と異なる挙動を示し、十分な精度のモデル構築に至っていない。本研究では、機械学習を用いて現象論的に FGR 挙動を予測することを試みた。まず、既往の MOX 燃料の照射データを集約し、FP ガス放出率と関連パラメータからなるデータベースを構築した。次に適切なパラメータを説明変数として抽出し、回帰分析により FGR の予測モデルを構築し、妥当性を確認するとともに課題を抽出した。

キーワード：FP ガス放出、機械学習、MOX 燃料、モデリング

1. 緒言

軽水炉燃料としての運用拡大が期待される混合酸化物燃料(Mixed Oxide Fuel：MOX （U, Pu)O_2)について、今後の効率的運用を目指すには UO_2 と同様程度の燃焼度までの燃焼度延伸が必要である。そのためには MOX 燃料の FP ガス放出挙動（FGR: Fission Gas Release）の解明が必須である。燃料挙動解析コードの FEMAXI や FRAPTRAN においては、ペレットの結晶内部における FP ガスの生成、拡散による粒界への移動、粒界からペレット外部への放出を考慮した機構論モデルが実装されている。これらのモデルは UO_2 燃料からの FGR を精度良く予測できるものの、MOX 燃料からの FGR 予測精度については課題が残る。

2. 手法

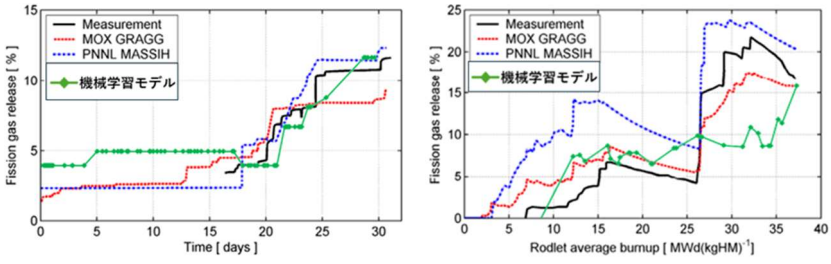
本研究では、既往の MOX 燃料の照射データを収集し、FGR（目的変数）と他のいくつかのパラメータ（説明変数）の関係を機械学習による回帰分析を用いて定式化し、現象論的なアプローチで FGR の予測を可能とすることを目指す。まず、文献調査等により既往の MOX 燃料の照射データをまとめ、MOX-FGR データベースを構築した(図 1)。収集できたデータ数はおよそ 100 点であった。FGR と相関性が強いと考えられるパラメータとして燃焼度と最大線出力を説明変数として抽出した。さらに、MOX-FGR データベースの各サンプルについて、線出力履歴を参照し、燃料中心部に位置する Pu スポットで生成された FP ガスのうち、結晶粒界に移行して蓄積した FP ガス量の割合を簡易的に評価し、これも説明変数に加えた。これらのデータを対象に勾配ブースティング法を用いた回帰分析を実施し、説明変数の値から FGR 値を予測する回帰モデルを構築した。

3. 結果

回帰モデルを用いて IFA629.3 の rod 6 および IFA597 の rod 10[1]の FGR を予測し、既往の機構論モデルによる予測結果と比較した(図 2)。予測結果の一部は既往の機構論モデル[2]に比べて精度の点で劣る。しかし機構論モデルが 2-3 点のサンプルに対してフィッティングされているが、本モデルは約 100 点のサンプルに対して現実的な挙動予測を可能にした。なお、本研究で実施したデータ分析において、MOX 燃料の Pu 含有量および Pu スポット割合と FGR の相関性がほとんどない結果となっており、MOX-FGR データの拡充などによる詳細な検討が必要である。

	目的変数	説明変数		
試料名	FGR[%]	燃焼度 [GWd/t]	最大線出力 [kW/m]	粒界 FP量 [%]
IFA597.rod10	6.5	16.9	31.6	13.2
IFA629.3.rod6	11.6	59.6	25.48	11.6
M501-4483(H)	0.5	32.74	21.21	17.1
PRIMO BD rod2	8.34	30.1	23.02	5.0
ATRPII C6P9	7.1	50	23	8.9
⋮	⋮	⋮	⋮	⋮

図 1 MOX-FGR データベース



(i)IFA629.3, rod 6　　(ii) IFA597, rod 10

図 2 機械学習による FGR 予測

参考文献

[1] L.O.Jernkvist, “A model for fission gas release from mixed oxide nuclear fuel”, SKI report, 2008:30 (2007)

*Kenta Inagaki[1]　[1]CRIEPI

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

Fri. Sep 13, 2024 2:45 PM - 3:50 PM JST | Fri. Sep 13, 2024 5:45 AM - 6:50 AM UTC Room O(Recture RoomsB 2F B204)

[3O07-10] Cladding Materials 2

Chair:Hiroaki Abe(UTokyo)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3O07]

Study on coating technic to enhance accident tolerance of fuel cladding II
(1) Overview of accident tolerant coating technic studies and apparatus development in JAEA

*Shinichiro Yamashita[1], Afiqa Mohamad[1], Yoshiyuki Nemoto[1], Yasutaka Soma[1], Yasuhiro Ishijima[1], Tomonori Sato[1], Ikuo Ioka[1], Hai vu Pham[1], Shuhei Miwa[1], Kunihisa Nakajima[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3O08]

Study on coating technic to enhance accident tolerance of fuel cladding II
(2) Development of appratus for evaluating corrosion behavior under irradiation

*Yasutaka Soma[1], Shinichiro Yamashita[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3O09]

Study on coating technic to enhance accident tolerance of fuel cladding II
(3) Metallographic evaluation of Cr-coated cladding after oxidation test in high temperature steam

*Keito Kawai[1], Yuki Fujimura[2], Keietsu Kondo[2], Yosuke Abe[2], Norito Ishikawa[2], Yoshiyuki Nemoto[2], Shinishiro Yamashita[2], Yasuhiro Ishijima[2], Koudai Funamoto[3], Hisao Atsumi[1] (1. Kindai Univ., 2. JAEA, 3. Tocalo)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3O10]

Study on coating technic to enhance accident tolerance of fuel cladding II
(4) Steam oxidation of Ti-coated SiC as Accident Tolerant Fuel Cladding

*Hai Pham[1], Ryo Ishibashi[2], Masana Sasaki[2], Yoshiyuki Nemoto[1], Shinichiro Yamashita[1] (1. JAEA, 2. HGNE)

3:45 PM - 3:50 PM JST | 6:45 AM - 6:50 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

事故耐性向上を目指した燃料被覆管のコーティング技術に関する研究Ⅱ
（1）JAEAにおける事故耐性コーティング技術研究と装置開発

Study on coating technic to enhance accident tolerance of fuel cladding II

(1) Overview of accident tolerant coating technic studies and apparatus development in JAEA

*山下真一郎[1], Afiqa Mohamad[1], 根本義之[1], 相馬康孝[1], 石島暖大[1], 佐藤智徳[1], 井岡郁夫[1], Pham vu Hai[1], 三輪周平[1], 中島邦久[1], 加治芳行[1]

[1] JAEA

日本原子力研究開発機構（以下、JAEA）では、事故耐性の向上を目指した燃料被覆管の実用化に資する基礎基盤研究の一環として、各種コーティング被覆管の特性評価を進めている。本シリーズ発表では、全体概要の他、特性評価試験に用いることを目的とした JAEA での新規装置開発の状況、高温水蒸気酸化特性評価試験の結果等について紹介する。本発表においては、研究計画全体の概要を報告する。

キーワード：軽水炉、安全性向上、事故耐性、燃料被覆管

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえて、事故時の事象進展を遅らせ、かつ水素発生量を低減する事故耐性燃料(ATF)の開発が国内外で精力的に進められている。国内の ATF 開発においては、様々な被覆管材料に対するコーティング技術の適用性が検討され、実用化に資する ATF 候補概念として、ジルコニウム（Zr）基合金を母材に外表面を Cr 薄膜で覆った Cr コーティング被覆管[1]や炭化珪素（SiC）複合材料を母材に金属薄膜で外表面を被覆した SiC/SiC 複合材料被覆管[2]等が提案されている。

2. 研究計画の全体概要

JAEA では、公開文献等の調査結果をもとに、コーティング技術を施した Cr コーティング被覆管や SiC/SiC 複合材料被覆管等の複数の ATF 概念に対する、様々な軽水炉運転条件下での特性評価を行うための計画を検討し、コーティング技術に関する基礎研究やそれら基礎研究に必要な試験装置開発等を進めてきている。研究計画の検討においては、特に JAEA において実施が期待されている、「通常運転時」や「事故時」等の燃料ふるまいに重点を置いて実施項目を選定し、各基礎研究の実施による燃料ふるまいのメカニズム解明の他、現象論のモデル化、解析コードへの組み込み（既存コードの改良含む）までを実施する計画である。

3. 開発中の試験装置の概略

各種コーティング被覆管の他、国内で開発中の ATF 全てへの適用を視野に、ATF の腐食挙動に及ぼす放射線の影響や環境と照射の重畳影響等の評価に用いる、γ線照射下腐食試験装置や高エネルギー粒子線照射下腐食試験装置等の試験装置開発を進めている。発表当日は、試験装置の整備状況の詳細も紹介する。

参考文献

[1] Okada, et.al., “Investigation of Chromium Coated Zirconium Alloy Behaviouras Accident Tolerant Fuel Cladding for Conventional LWRs”, Proceedings of Top Fuel2021, Santander, Spain, Jun.6-10, (2021).

[2] R. ISHIBASHI et al., “Improvement of Corrosion Resistant Coating for Silican-Carbide Fuel Cladding in Oxygenated High Temperature Water,” Proceedings of TopFuel2018, Prague, Czech Republic, Sep.30-Oct.4, (2018).

備考：本研究発表には、経済産業省資源エネルギー庁の令和 4 年度及び令和 5 年度原子力の安全性向上に資する技術開発事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果が一部含まれている。

---

*Shinichiro Yamashita[1], Afiqa Mohamad[1], Yoshiyuki Nemoto[1], Yasutaka Soma[1], Yasuhiro Ishijima[1], Tomonori Sato[1], Ikuo Ioka[1], Pham vu Hai[1], Shuhei Miwa[1], Kunihisa Nakajima[1], Yoshiyuki Kaji[1], [1]JAEA

事故耐性向上を目指した燃料被覆管のコーティング技術に関する研究 II
(2)照射下腐食挙動評価のための装置開発

Study on coating technic to enhance accident tolerance of fuel cladding II

(2) Development of apparatus for evaluating corrosion behavior under irradiation

*相馬　康孝[1]，山下　真一郎[1]

[1]日本原子力研究開発機構

JAEA では事故耐性燃料（ATF）被覆管の腐食挙動を評価する目的で、プロトン照射下における材料の高温水中腐食試験を可能とする装置「プロトン照射下腐食試験装置」（以下、本装置）の開発を行っている。本報告では、本装置で実現を目指す腐食評価技術の特徴と、現在までの装置整備進捗状況について述べる。

キーワード：事故耐性燃料、腐食、高温水、電気化学、プロトン照射

1. 緒言

ATF 材料として開発が進められている Cr コーティングを形成したジルカロイ被覆管（Cr-Zry）の挙動評価のための炉内試験は、海外炉に依存しており、得られるデータ数が少ない上に多大なコストと時間を要している。このことから国内においてより柔軟に実施可能な腐食評価技術が必要とされている。これに対し JAEA は、プロトンビームによる照射損傷、高温水による腐食、及びラジオリシスが重畳した環境（以下、重畳環境）において Cr-Zry の挙動評価を可能とするべく本装置の開発を行っている。以下に、本装置の概要、開発状況、及び先行研究[1]にない特徴である電気化学測定による腐食状態のその場測定機能に関して述べる。

2. 実施内容

図 1 に本装置の概要を示す。ビーム制御、及び高温水制御関連の複数の装置で構成される本装置は東北大学先端量子ビーム科学研究センター青葉山事業所に設置される。サイクロトロンにより加速された最大 20 MeV、50 μA のプロトンビームを偏向電磁石により本装置側へ偏向し、ビーム輸送真空系によりアラインメントを行った後、高温水を循環させた圧力容器に固定した厚さ 500 μm の試験片に入射させ、重畳環境を形成させる。試験系の構造は先行する米国の装置[1]を基本とし、これに腐食挙動のその場測定機能を付加することを計画している。すなわち、従来研究では照射後試験片の顕微鏡学的 ex situ 分析が試験結果の主要な分析法であったのに対し、本研究では電気化学測定法により腐食電位（ECP）や Cr-Zry で予測される微小な腐食速度測定をその場分析で実現する。開発においては、圧力境界における気密性と、電気化学測定のための電子絶縁性に関する技術的課題に遭遇している。2024 年 7 月時点において高温水循環装置の整備は完了し、その他の要素は改造もしくは製造中である。

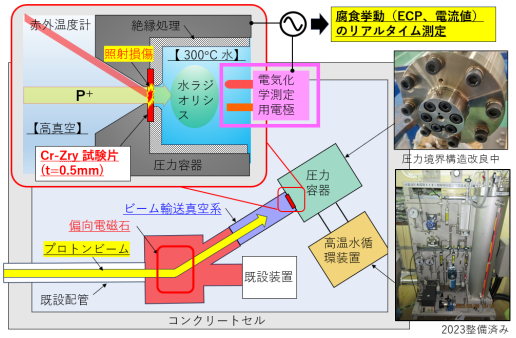


図 1　本装置の概要

3. 結論

2024 年度中の照射試験実施に向け、重畳環境における腐食評価が可能な本装置の開発を行い、各種機器の設計製造と技術的課題の解決に取り組んでいる。

参考文献

[1] M. Reyes, P. Wang, G. Was, and J. Marian, J. Nucl. Mater., 523 (2019) 56-65.

*Yasutaka Soma[1], and Shinichiro Yamashita[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency.

事故耐性向上を目指した燃料被覆管のコーティング技術に関する研究Ⅱ
⑶ 高温水蒸気中で酸化試験した Cr コーティング被覆管の金相評価

Study on coating technic to enhance accident tolerance of fuel cladding Ⅱ

(3) Metallographic evaluation of Cr-coated cladding after oxidation test in high temperature steam

*河合 慶人[1]，藤村 由希[2]，近藤 啓悦[2]，阿部 陽介[2]，石川 法人[2]，根本 義之[2]，
山下 真一郎[2]，石島 暖大[2]，井岡 郁夫[2]，舟本 幸大[3]，渥美 寿雄[1]
[1]近畿大学，[2]日本原子力開発機構，[3]トーカロ株式会社

事故耐性燃料（ATF）被覆管候補として開発が進められているクロム（Cr）コーティング被覆管の高温水蒸気中での酸化及び水素吸収挙動について、コーティングなし試料の場合との比較を行った結果を報告する。

キーワード：軽水炉，安全性向上，事故耐性，燃料被覆管

1. 緒言

前報では、ジルカロイ 4 被覆管試料及び、それの外表面に Cr コーティングを施した試料を用いて 1100℃での高温水蒸気中酸化試験を 20 分間行った場合の酸化挙動と水素吸収挙動を評価し、コーティングありの方がコーティングなしよりも水素吸収量が多くなったことを報告した。今回はそれらの試料の断面観察の詳細を報告し、Cr コーティングの有無による水素化物等の形状や分布の違いを評価した結果について報告する。

2. 実験方法

ジルカロイ 4 被覆管及び Cr コーティング被覆管について 1100℃の高温水蒸気中での酸化試験後、周方向断面の金相観察を走査型電子顕微鏡（SEM）や電子線後方散乱回折法（EBSD）を用いて行った。それらの画像から数値解析ソフト（MATLAB）を用いて画像解析を行い、水素化物や析出物の分布などを評価した。

3. 結果

酸化試験後の試料を SEM で観察すると、コーティングなしでは、笹の葉状の水素化物が粒内にまばらに形成されている（図 1 a）。これに対して、コーティングありでは、針状の水素化物が粒界付近に形成され（図 1 b）、さらに、コーティング層に近い領域で粒状の析出物が分散している様子が見られた。これは EDS 分析から Cr の析出物であることが分かった。また、画像解析の結果、それらはコーティング付近に多く析出していることが明らかになった。

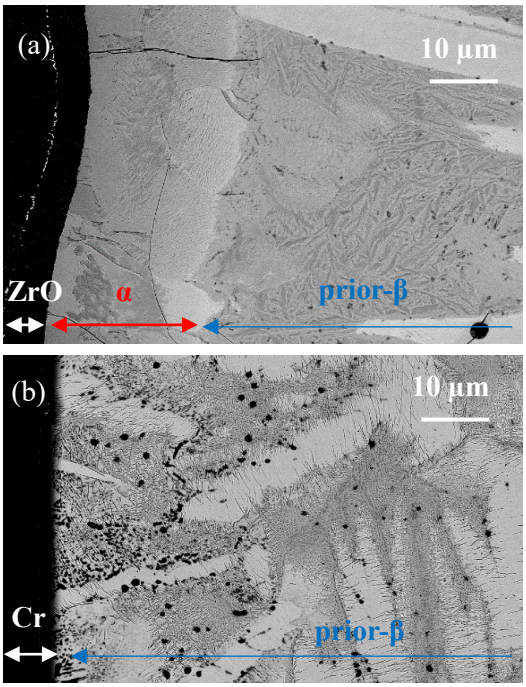


図 1 酸化試験後の外面付近の SEM 観察結果
（a：コーティングなし、b：コーティングあり）

4. 結論

断面観察の結果、コーティングありの方がコーティングなしよりも水素吸収量が多くなった原因の一つは、Cr の拡散に関連した水素化物生成の様相の変化である可能性が示された。今後これらの水素化物の形状や析出箇所の変化の原因について詳細を検討する必要があると考えられる。

---

*Keito Kawai[1], Yuki Fujimura[2], Keietsu Kondo[2], Yosuke Abe[2], Norito Ishikawa[2], Yoshiyuki Nemoto[2], Shinichiro Yamashita[2], Yasuhiro Ishijima[2], Ikuo Ioka[2], Koudai Funamoto[3] and Hisao Atsumi[1]

[1]Kindai Univ., [2] Japan Atomic Energy Agency (JAEA)., [3] TOCALO Co., Ltd.

Study on coating technic to enhance accident tolerance of fuel cladding II
(4) Steam oxidation of Ti-coated SiC as Accident Tolerant Fuel Cladding

*Hai Pham[1], Ryo Ishibashi[2], Masana Sasaki[2], Yoshiyuki Nemoto[1], and Shinichiro Yamashita[1]
[1]JAEA, [2]HGNE.

Coating of Ti on SiC was proposed to improve its long-term corrosion resistance in high-temperature water. Steam oxidation kinetics and behavior of Ti-coated SiC are studied via a thermogravimetric system at 1200-1500 ºC. Influence of the Ti coating layer on oxidation kinetics and behavior of SiC will then be discussed and reported in this study.
Keywords: ATF, SiC, coating, high temperatures, steam oxidation,

1. Introduction

Silicon carbide is the most prominent candidate for accident tolerant fuel cladding in terms of oxidation resistance and cladding integrity at high temperature steam [1]. However, dilution of silica from SiC in aqueous environment under long-term operation can become a concern when considering SiC as nuclear-grade materials [2]. To improve the corrosion resistance in water under normal operation, Ti coating on SiC was proposed. In this study, oxidation tests in steam of Ti-coated SiC samples via a thermogravimetric system at 1200-1500 ºC were conducted. To investigate the influence of Ti coating layer on the oxidation of SiC, oxidation tests of CVD-SiC and Zry-4 samples at 1300 ºC were also conducted and discussed.

2. Experimental procedure

Samples (10x10x1 mm) used in this study are prepared from SiC/SiC composites with approximately 100 μm in thickness of SiC overcoat layer obtained by chemical vapor deposition (CVD) method. Final coating of Ti-Cr layers (approximately 15 μm in thickness) were obtained by physical vapor deposition (PVD) method. Details of coating design and method have been reported elsewhere [3]. Since the Ti coating layer is the topcoat (the final coating) layer, the SiC samples with Ti-Cr layers are referred as Ti-coated SiC hereafter. Oxidation tests of Ti-coated SiC samples at 1200-1500 ºC for 2 hours under a stream of 60 vol.% H_2O/Ar gas mixture were conducted via a thermogravimetry (STA 2500 Regulus, NETZSCH). Quantitative measurement of hydrogen gas generated during the oxidation tests was performed by a sensor gas chromatography (SGHA-P2, FIS Inc.).

3. Results

Results of this investigation indicated that oxidation kinetics of Ti-coated SiC at 1200-1500 ºC was observed with two different states. The first state of oxidation seemed to cause by the oxidation Ti coating layers which was faster than the second oxidation state. The oxidation rate observed in the second oxidation state of Ti-coated SiC at 1300 ºC was almost identical to the oxidation rate of CVD-SiC at the same conditions. This observation suggested that Ti coating layer did not negatively influence much on the oxidation resistance of SiC substrate. In comparison with Zry-4, both Ti-coated SiC and CVD-SiC showed favorable aspects on oxidation resistance and hydrogen generation during the oxidation at 1300 ºC for 2 hours. Details of microstructure evolution of samples will be presented in the presentation.

References

[1] M. Steinbrueck *et al.*, An overview of mechanisms of the degradation of promising ATF cladding materials during oxidation at high temperatures, *High Temperature Corrosion of Materials* (2024).

[2] K. Terrani *et al.*, *Journal of Nuclear Materials* (2015) 465, 488-498.

[3] R. Ishibashi *et al.*, *Coatings* (2022), 12(6), 832.

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

Fri. Sep 13, 2024 2:45 PM - 4:05 PM JST | Fri. Sep 13, 2024 5:45 AM - 7:05 AM UTC Room M(Recture RoomsB 2F B202)

[3M09-13] Material

Chair:Ryo Nakabayashi(CRIEPI)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3M09]

Study on Elucidation of the Mechanism of Concrete Contamination by Radioactive Substances and Estimation of Contamination Distribution (27)

Contribution of Cement Neutralization and Aggregates to the Contamination of Actual Concrete Due to the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accident Based on Contamination Analysis

*Kazuo Yamada[1], Hiroyuki Arai[1], Ippei Maruyama[2], Kazutoshi Shibuya[3], Kazuto Endo[1] (1. NIES, 2. U Tokyo, 3. Taiheiyo Consultant)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3M10]

G_{H2} of hardened blast cement paste irradiated by γ-rays

Effects of irradiation and holding temperature, and introduction of fly ash

*Jun Kumagai[1], Kazuo Yamada[2], Kazuto Endo[2] (1. Nagoya Univ., 2. NIES)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3M11]

Alteration of minerals in alkali activated materials (AAM) after immersion

*Jun Kato[1], Kenso Fujiwara[1], Takamitsu Ishidera[1], Takeshi Ohsugi[1], Taro Ishii[2], Yoshinori Yajima[2], Yuji Ohuchi[3], Mitsuru Kubota[3], Shin Notoya[1] (1. JAEA, 2. Nihon Axis, 3. Inspection Development)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3M12]

Study on the transportation of organic substances contained in low-level radioactive waste

*mitsushi motoyama[1], kazuhiro fukuda[2], masashi kitamura[2], hiroki nakaomoya[2] (1. JGC, 2. KEPCO)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[3M13]

Hexavalent Chromium Detoxification Treatment at Fugen

処理実績の報告

*Wataru Fujiwara[1], Kazuhiko Hashimoto[1], Nobuyuki Hamada[1], Toshiyuki Osaki[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:00 PM - 4:05 PM JST | 7:00 AM - 7:05 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

放射性物質によるコンクリート汚染の機構解明と汚染分布推定に関する研究 (27)福島第一原子力発電所事故による実コンクリートの汚染解析に基づくセメントペーストの炭酸化と骨材の寄与

Study on Elucidation of the Mechanism of Concrete Contamination by Radioactive Substances and Estimation of Contamination Distribution
(27)Contribution of Cement Neutralization and Aggregates to the Contamination of Actual Concrete Due to the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accident Based on Contamination Analysis

*山田 一夫[1]、新井 裕之[1]、丸山 一平[2]、渋谷 和俊[3]、遠藤 和人[1]
[1]国立環境研究所、[2]東京大学、[3]太平洋コンサルタント

福島第一原子力発電所の廃炉過程では建屋コンクリートの解体が必要であり、除染、保管、処理・処分の考慮が求められている。これに資するため 1F 近郊の実構造物の汚染評価を異なる時期に行った。2015 年 12 月と 2024 年 1 月に実施したコンクリート柱の表面線量率評価（減衰補正済み）では、線量率が半減した。採取コアの分析により、放射性物質は中性化部分に濃縮し、未中性化部分への浸透評価は難しかった。ある種の骨材中からは均一に放射性物質が検出された。室内密閉保管では放射性物質が移動しなかった。

キーワード：コンクリート、Cs 汚染、中性化、骨材、経時変化

1. 緒言

福島第一原子力発電所(1F)の廃炉過程で建屋コンクリートを解体する際、下工程の除染、保管、処理・処分の考慮が求められ、コンクリートの放射性核種による汚染と移動推定が必要である。オンサイトのコンクリートの分析は容易ではないため、オフサイトで実施した調査のまとめ[1]から特に重要な点を紹介する。

2. 調査

調査対象は 1F コンクリートと同様な環境にある旧福島県水産種苗研究所であり、1F の南方 500m の沿岸に位置する。調査は、NaI シンチレータ及び GM 管サーベイメータによる表面線量率測定(8kg の鉛製円筒遮蔽体も使用)と直径 5cm の採取コアの分析に寄った。コアを深さ方向に切断し、切断面のオートラジオグラフをイメージングプレートにより取得した。調査は 2015 年 12 月と 2024 年 1 月に行った。

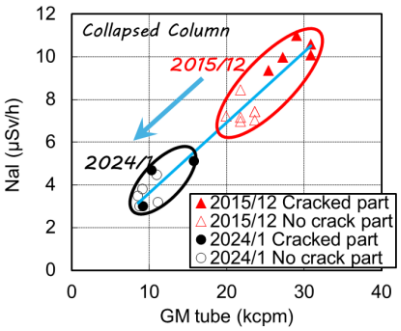


図 1 倒壊したコンクリート柱の表面線量率(減衰補正済み)

3. 汚染の特徴

倒壊したコンクリート柱の表面線量率を図 1 に示す。2015 年 12 月から約 8 年間の間に表面線量率は半減した。NaI と GM 管の相関性は変わらないので、深部に移動したのではなく、溶脱したと考えられる。

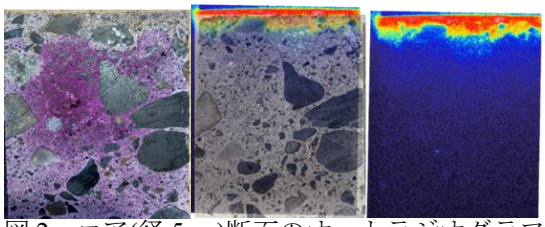


図 2 コア(径 5cm)断面のオートラジオグラフ

コア断面のオートラジオグラフをコア断面写真とともに図 2 に示す。図 2 左はフェノールフタレイン溶液噴霧後であり、赤色部がアルカリ性である。表層 1cm 程度は赤変しておらず、大気中の CO_2 により炭酸化したと考えられる。放射能は炭酸化部分とある種の骨材に限定された。オフサイトの放射能汚染であるので、主な物質は放射性 Cs と考えられる。したがって Cs が炭酸化セメントペーストや骨材中の粘土鉱物に吸着・濃縮し観察されたもので、表層の散乱線の影響でより、深部に Cs の浸透があったとしても評価できていない可能性はある。経時的に Cs 濃度が減少したことになるが、上記の Cs 吸着はイオン交換であり、純水が作用しても Cs が溶脱するとは考えにくい。Cs をイオン交換しやすい K は、雨水に加え、海塩から供給された可能性がある。一方、2015 年に採取したコア[2]を室内で密閉保管した場合、放射性 Cs 分布の変化はなかったことから、汚染コンクリートの保管は屋内で水分の遮断が望ましい。

謝辞：福島県水産資源研究所から調査の協力を得た。謝意を表する。

参考文献：[1] K. Yamada et al., Assessment of Radioactive Cesium Contamination in Concrete Structures near Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant, ChemRxiv. 2024; doi:10.26434/chemrxiv-2024-bqr88 [2] K. Yamada, et al., Field survey of radioactive cesium contamination in concrete after the Fukushima-Daiichi nuclear power station accident, Journal of Advanced Concrete Technology, 17 (2019) 659-672.

*Kazuo Yamada[1], Hiroyuki Arai[1], Ippei Maruyama[2], Kazutoshi Shibuya[3] and Kazuto Endo[1]
[1]National Institute for Environmental Studies, [2]Univ. Tokyo, [3]Taiheiyo Consultant.

γ線照射された高炉セメントペースト硬化体の G_{H2} 照射・保持温度と飛灰導入の影響

G_{H2} of blast cement paste irradiated by γ-rays

Effects of irradiation and holding temperature, and introduction of fly ash

*熊谷　純[1]，山田 一夫[2]，遠藤　和人[2]

[1]名大，[2]国環研

高炉セメントペースト硬化体による安定化体からの H_2 発生における崩壊熱と飛灰導入の影響について、γ線照射後約1ヶ月に渡って G_{H2} を追跡した。その結果、H_2 は1ヶ月に渡って試験体の外に発生し続け、90℃で保管した場合は液体水の G_{H2} とほぼ同じ値となった。一方、飛灰を37%導入すると、飛灰自体には H_2 の発生源が存在しないにもかかわらず、G_{H2} は90℃で飛灰無しの場合の約4倍にも達した。飛灰導入によるセメントペースト硬化体構成結晶の結晶水の不安定化が G_{H2} の増大に寄与していると考えられる。

キーワード：放射線化学収率，水素発生，高炉セメントペースト硬化体，崩壊熱，飛灰導入

1. 緒言

福島県中間貯蔵施設の除染土の減容化に伴って生成する放射性セシウムの安定化体の作成・貯蔵保管において、安定化体からの H_2 発生の見積は施設の安全管理のために必須である。本研究では、H_2 発生における崩壊熱の影響と飛灰導入の影響について検討したので報告する。

2. 実験・結果・考察

2-1. 試料・実験内容

高炉セメントB種ペースト硬化体を用いて4週間養生後、105℃で24時間処理して自由水を取り除いたものを試料とした（6φ x 8 cm）。また、飛灰を37%混合した試料を作成した。これら試料を室温、55℃、75℃、90℃にて名大コバルト60照射室にてγ線照射し、その温度を保持しながら試験体外に放出される H_2 の積算収率を4週間に渡ってmicroGC (Varian CP-4900)で分析した。

2-2. 結果・考察

照射後、H_2 は1ヶ月に渡って試験体の外に発生し続け、硬化体を90℃で保管した場合、液体水の G_{H2} とほぼ同じ値に達した（図1A）。一方、飛灰を37%導入した硬化体では、飛灰自体には H_2 の発生源が存在しないにもかかわらず、G_{H2} は90℃で飛灰無しの場合の約4倍にも達した（図1B）。また、照射後の日数の平方根に対して H_2 の積算 G_{H2} が直線に乗ることから、試験体内で発生した H_2 の拡散速度で試験体外への放出が決まっていることがわかった。

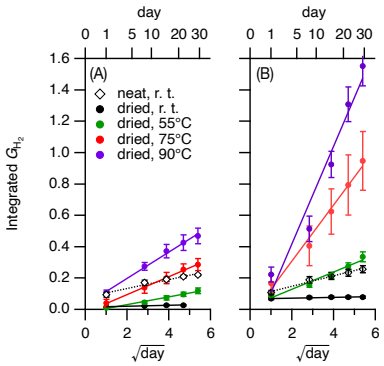


図1　γ線照射した(A) 高炉セメントペースト硬化体と37%飛灰導入硬化体(B)の G_{H2} の照射・保持温度依存性

これまで、照射硬化体からの G_{H2} は、硬化体内の自由水量に依存し、化学結合水は殆ど寄与しないと報告されてきた[1]。しかし、105℃で自由水をほぼ取り除いても、照射・保持温度が90℃で液体水と同等の $G_{H2}=0.45$ となったことから、化学結合水も H_2 生成に寄与していることが示された。従来の乾燥硬化体照射の結果は、照射・保持温度が低かったため、H_2 観測時には試験体の外まで H_2 が拡散してなく、観測量にかからなかったと推測される。廃棄体の放射能が高くなると崩壊熱により廃棄体の温度が上昇するため、そのことも見据えた G_{H2} の評価は重要である。

飛灰導入によって積算 G_{H2} が硬化体単独の場合の約4倍に達したが、飛灰のみを照射しても H_2 は観測されなかった。我々は、2水石膏と焼石膏（半水）を照射すると、後者の方の G_{H2} が2〜2.5倍大きいことを報告している[2]。2水石膏の水和水の水素結合は、半水セッコウのそれより強い。照射後に結晶内に生じた励起子は、化学結合水を励起する[3]。セメントへの飛灰導入は、セメント構成結晶の水和水どうしの水素結合を弱めて励起状態から格子へのエネルギー移動効率を下げ、$H_2O^* \rightarrow H_2 + O$ の反応が進行したと推察される[4]。

参考文献

[1] Ishikawa, S. et al., *J. Adv. Concr. Technol.* 2019, **17**, 673–685.
[2] 熊谷純、他、日本原子力学会2022年秋の大会、3C10、2022、茨城大学日立キャンパス
[3] LeCaër, S., *Water*, 2011, **3**, 235–253.
[4] Horne, G. P.; Pimblott, S. M.; LaVerne, J. A., *J. Phys. Chem. B*, 2017, **121**, 5385–5390.

*Jun Kumagai[1], Kazuo Yamada[2] and Kazuto Yamada[2]
[1]Nagoya Univ., [2]National Institute for Environmental Studies.

アルカリ活性材料（AAM）の浸漬に伴う鉱物組成変化の評価

Alteration of minerals in alkali activated materials (AAM) after immersion

*加藤　潤[1]，藤原　健壮[1]，石寺　孝充[1]，大杉　武史[1]，石井　太郎[2]，谷島　賢典[2]，
大内　祐司[3]，久保田　満[3]，能登屋　信[1]
[1]JAEA，[2]日本アクシス，[3]検査開発

福島第一原子力発電所の事故処理に伴って発生する放射性廃棄物を処理・処分するにあたって，新たな固形化材が検討されており，その候補の一つとしてアルカリ活性材料（AAM）が注目されている。本発表では，処分後の AAM への放射性核種収着挙動の評価に向け，水に浸漬した際の鉱物組成変化を分析した結果を報告する。

キーワード：福島第一原子力発電所，アルカリ活性材料（AAM），鉱物組成，浸漬試験

1. 緒言

福島第一原子力発電所の事故処理に伴って発生する放射性廃棄物は，事故処理時に混入した物質や汚染水処理で使用した物質など，既存の放射性廃棄物とは異なる物質が共存している。これらの物質を含む廃棄物を固化処理する上では，複数の固化手法を検討することが重要であり，その候補材料の一つとしてアルカリ活性材料（AAM）が注目されている。処分後に廃棄体から放出された放射性核種が廃棄体マトリクスへ収着・遅延される可能性の検討のため，本研究ではメタカオリンまたはメタカオリン－高炉スラグ(BFS)混合物に NaOH 及び水ガラスを添加して合成した AAM の浸漬試験を行った。この試験により，浸漬前後における AAM の鉱物組成変化を分析するとともに，収着対象として想定可能な鉱物相を確認したので報告する。

2. 実験

浸漬試験の液相は 0.05 M NaCl 溶液とし，AAM 試料は既報[1]に基づく原料配合により合成されたメタカオリン系 AAM 及びメタカオリン－BFS 系 AAM を使用した。これらを粉砕した試料を常温にて液固比 100 mL/g で浸漬し，pH を追跡しながら浸漬 3, 7, 14, 28 日後に減圧ろ過にて固液分離した。液相は ICP-MS 等による元素分析を行った。固相は常温で減圧乾燥した後，走査型電子顕微鏡－エネルギー分散型 X 線分光法(SEM-EDS)，X 線回折（XRD）及び示差熱重量分析（TG-DTA）による固相分析を行った。これらの分析結果より浸漬前後で生じる AAM の鉱物組成変化を考察した。

3. 結果と考察

AAM の浸漬前後における鉱物組成変化の分析の一例として，樹脂包埋後表面研磨した試料粒子の SEM-EDS の結果を示す。メタカオリン系 AAM（図 1 及び表 1）では，未浸漬試料と比較して浸漬後 28 日試料の Na/Al が低下する現象が観察された。液相の Na 濃度の上昇も確認されたことから，この変化は未反応原料（NaOH 及び水ガラス）由来のナトリウムが液相へ溶出したためと考えられる。これらの粒子のベース相は，XRD と TG-DTA の結果から主に Sodium aluminosilicate hydrate(NASH)と推定された。一方，メタカオリン-BFS 系 AAM（図 2 及び表 2）では，浸漬後 28 日試料では未反応 BFS 相が溶解し，その周辺に Ca/Si 及び Ca/Al モル比が大きくばらつく BFS 反応相が新たに観察された。この AAM のベース相はメタカオリン系 AAM のそれとは異なり Ca を含有しており，XRD と TG-DTA の結果から NASH と Calcium aluminosilicate hydrate(CASH)からなる相と推定された。分析の結果，どちらの系統の AAM も，浸漬後においてベース相が消失することなく保たれているため，これらのベース相が放射性核種の収着対象となる鉱物相として想定できる。

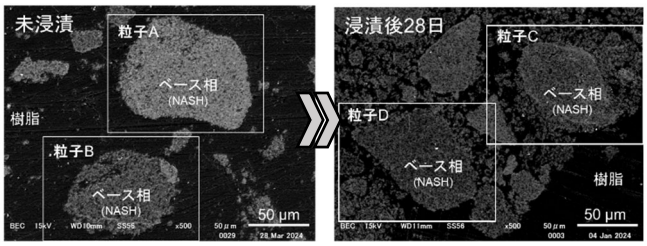


図１　メタカオリン系 AAM の SEM 像（反射電子像）

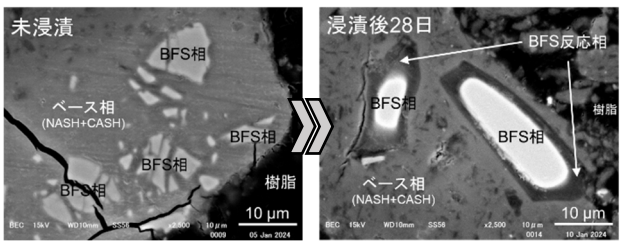


図２　メタカオリン-BFS 系 AAM の SEM 像(反射電子像)

表１　図１の各粒子の元素モル比（MAP 分析）

浸漬期間	粒子	モル比		
		Si/Al	Na/Si	Na/Al
未浸漬	A	1.78	0.61	1.09
	B	1.83	0.46	0.84
28日	C	1.74	0.42	0.73
	D	1.76	0.35	0.62

表２　図２の SEM 像における各相の元素モル比（スポット分析）

浸漬期間	相	モル比 %								測定点数
		Si/Al	CV %	Ca/Si	CV %	Ca/Al	CV %	Na/Al	CV %	
未浸漬	BFS相	2.37±0.11	4.8	1.23±0.07	5.6	2.91±0.30	10.3	0.04±0.02	49.1	3
	ベース相	1.91±0.05	2.7	0.22±0.02	8.9	0.42±0.04	10.6	0.14±0.03	21.6	14
28日	BFS相	2.26±0.13	5.7	1.30±0.04	2.9	2.93±0.11	3.8	0.02±0.01	33.8	5
	ベース相	1.88±0.03	1.5	0.20±0.01	3.0	0.38±0.02	4.3	0.29±0.11	37.8	7
	BFS反応相	1.66±0.08	4.6	0.26±0.10	39.2	0.44±0.17	38.6	0.26±0.07	28.5	7

モル比 %：平均値±標準偏差，CV %：誤差 = 標準偏差÷平均値×100

謝辞 本研究は，1F 廃棄物処分検討に関する基礎的データに資するため，経済産業省の令和 4 年度開始「廃炉・汚染水・処理水対策事業費補助金(固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発)」によって実施したものである。

参考文献

[1] IRID, 「平成 28 年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金 固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発」，及び「平成 29 年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金 固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発（先行的処理手法及び分析手法に関する研究開発）」（処理に係る検討）平成 30 年度実施分成果報告，令和元年 7 月

*Jun Kato[1], Kenso Fujiwara[1], Takamitsu Ishidera[1], Takeshi Ohsugi[1], Taro Ishii[2], Yoshinori Yajima[2], Yuji Ohuchi[3], Mitsuru Kubota[3], Shin Notoya[1]
[1]JAEA, [2]Nihon Axis Co.Ltd., [3]Inspection Development Co. Ltd.

低レベル放射性廃棄物に含まれる有機物の搬出に向けた検討について

Study on the transportation of organic substances contained in low-level radioactive waste

*本山 光志[1]，福田 和大[2]，北村 正志[2]，中面谷 浩樹[2]
[1]日揮株式会社，[2]関西電力株式会社

天然ゴム、油・グリース等の有機物を埋設処分するために分配係数への影響について検討を行った。
キーワード：低レベル放射性廃棄物、分配係数、埋設処分、天然ゴム、油・グリース

1. 緒言

原子力発電所から発生する低レベル放射性廃棄物のうち、一部の固体状の有機物は、埋設処分するに当たり、長期的な分解等により、埋設施設バリア材の分配係数に影響を与える懸念があるため、現在、充填固化体の対象とはされていない。このため、天然ゴム、油・グリース等の有機物を埋設処分するために、埋設環境での分配係数への影響について検討を行ってきた。この結果、埋設処分が可能な見通しを得ることができたため、本報告では、この検討結果について報告する。

2. 固体状の有機物の処分に向けた対策に関する検討結果

固体状（一部溶液状）の有機物による分配係数への影響は、下記の液相と固相を用いて分配係数試験を行い、有機物を含まない場合の試験結果と比較して判断した。

・液相：該当する有機物を、セメント系バリア材の間隙水で想定される水溶液に浸漬し、分解を加速するために温度を上げ、一定期間経過した溶液とした（溶液状の有機物はそのまま添加する場合もある）

・固相：埋設施設のセメント系バリア材を模擬したモルタル（粉砕物）とした

埋設上懸念がある固体状の有機物について、これまでの分配係数への影響に対する検討結果の概要を下表に示す。セルロース系天然有機物以外は、分配係数への影響は限定的又はほとんどない状況であり、今後、詳細な評価が必要であるが、埋設処分に対して大きな支障は確認されていない。

有機物	現状と課題	検討と結果	備考
イソプレン系天然有機物（天然ゴムなど）	発電所で充填固化する前に除去して、焼却しているが、発生量が多いなどの理由で、発電所に蓄積している状況にある。	発電所で使用している天然ゴム製品について分配係数への影響を検討した結果、限定的な影響で留まった。 純粋な天然ゴム、イソプレン（溶液）については分配係数への影響は認められなかった。	天然ゴム製品についての分配係数への影響は、埋設施設で考慮されている影響の範囲内にある。
油・グリース	液状のものは拭き取り又は排出して除去しているが、乾燥して固形状になっているものがあり、取扱いが不明である。 油をプラスチックで固体状にしているものがあり、この取扱いが不明である。	発電所で使用しているグリース製品について分配係数への影響を検討した結果、限定的な影響で留まった。 また、タービン油（ほとんど溶解しない）及びシリコン油（比較的溶解した）については、分配係数への影響は認められなかった。	グリース製品についての分配係数への影響は、埋設施設で考慮されている有機物の影響の範囲内にある。
セルロース系天然有機物（紙・布等のウエスなど）	発電所で充填固化する前に除去して、焼却しているが、不燃物が付着していて焼却できないウエスが発生している。	ウエスは分配係数への影響が顕著であるが、これを、過酸化水素水に浸漬して分解すると分配係数への影響はなくなることを確認した。	焼却困難なウエスの分解方法として過酸化水素に浸漬する方向を検討した。
その他（ペンキ、可塑剤）	その他の有機物として、ペンキや可塑剤が存在するので、参考までに検討した。	ペンキ（水性、油性）、有機物製品に使用される可塑剤については、分配係数への影響は認められなかった。	試験した可塑剤は、溶解性のある代表的なものとした。

謝辞

本検討に当たり，有識者としてご助言を頂きました，北海道大学 小崎完先生、東北大学 新堀雄一先生，桐島陽先生，東京大学 斉藤拓巳先生，京都大学 佐々木隆之先生の皆様に，感謝申し上げます。

*Mitsushi Motoyama[1], Kazuhiro Fukuda[2], Masashi Kitamura[2] and Kazuhiro Nakaomoya[2]
[1] JGC Co., [2]The Kansai Electric Power Co.

ふげんにおける六価クロム無害化処理の実施について

Hexavalent Chromium Detoxification Treatment at Fugen

*藤原　航[1]，橋本　和彦[1]，濵田　宣幸[1]，尾﨑　俊之[1]

[1]JAEA

「ふげん」の遮蔽冷却系では冷却水に防錆材としてクロム酸カリウムを添加しており、冷却水中において人体に対して有毒な六価クロムが存在することから遮蔽冷却系を解体するには六価クロムを含有する冷却水の無害化処理が必要である。本件では、ふげんで実施した六価クロム無害化処理の実績等について報告する。

キーワード：ふげん，六価クロム，無害化，還元

1. 緒言

「ふげん」の原子炉建屋において実施する大型機器等の解体撤去では、燃料照射により発生したγ線と中性子線を遮へいする鉄鋼と水を利用した鉄水遮蔽体を冷却するための遮蔽冷却系を解体撤去の対象としている。遮蔽冷却系の冷却水には防錆材として放射線下でも安定しているクロム酸カリウムを添加しており、冷却水中には人体に対して有毒な六価クロム化合物（六価クロム）が存在している。 遮蔽冷却系解体のためには、六価クロムを含有する冷却水の処理が必要であり、ふげんでは東芝が開発したＴＦＰ還元法を用いた六価クロム無害化処理装置（図１）を導入し、無害化処理を実施した。

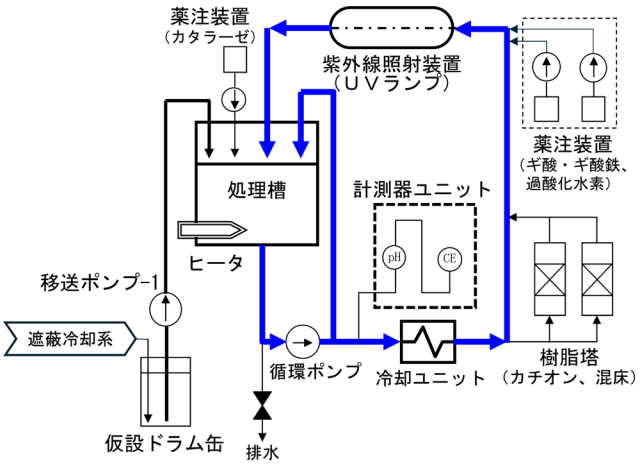


図１　六価クロム無害化処理装置概要図

2. 六価クロム無害化処理の実績

無害化処理では、遮蔽冷却系から抜き出した冷却水を無害化処理装置の処理槽へ移送し、循環ポンプで装置内を循環させた状態のところに pH 調整剤であるギ酸や還元剤である過酸化水素を注入することにより六価クロムを無害な三価クロムへ還元する。還元処理後はイオン樹脂へ通水させることで冷却水中より三価クロムを除去し、水質汚濁防止法で定められた六価クロム濃度及び全クロム濃度が排水基準以下であることを確認して排水した。ふげんでは、処理装置導入後の 2009 年から 2024 年 6 月までに約 80 ㎥の無害化処理を完了しており、この期間中には有害な六価クロムを含む冷却水や処理過程で注入した薬品を含んだ冷却水の漏えい防止対策や処理工程の進捗を判断するための水質分析時間を短縮する等の対策を行い、安全に無害化処理を完了した。無害化処理における二次廃棄物としては、樹脂塔で使用したイオン交換樹脂が 3.8 ㎥発生しており、水切り後に廃棄物容器（ドラム缶）へ封入し、現在は廃棄物貯蔵庫にて貯蔵保管している。この廃樹脂については、今後、ふげんに導入するセメント混練固化装置により廃棄体とし、廃棄施設へ搬出するまでは廃棄物貯蔵庫にて貯蔵保管する予定である。

参考文献

[1] 東芝　遠藤 正見他、廃液中 6 価クロムの処理技術の開発　日本原子力学会 2003 年春の年会　B43

[2] 東芝　遠藤 正見他、廃液中 6 価クロムの処理技術の開発(2)　日本原子力学会 2004 年春の年会　C16

*Wataru Fujiwara[1], Kazuhiko Hashimoto[1], Nobuyuki Hamada[1], Toshiyuki Osaki[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies：203-1 Accelerator (including Medical Use), Synchrotron Radiation, Laser

Fri. Sep 13, 2024 2:45 PM - 4:10 PM JST | Fri. Sep 13, 2024 5:45 AM - 7:10 AM UTC Room A(Recture RoomsA 1F A101)

[3A08-12] Accelerator, Laser

Chair:Fumito Sakamoto(NIT Akita College)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3A08]

RF simulation of a TE211 mode single hybrid cavity linear accelerator

*Shota Ikeda[1], Noriyosu Hayashizaki[1] (1. Tokyo Tech IIR)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3A09]

Impact of fringe fields of quadrupole magnets on the beam size of a 5 MeV deuteron beam at LIPAc

*Jibong Hyun[1], Akihiko Mizuno[1,2], Ken Takayama[3], Kai Masuda[1], Keitaro Kondo[1], Concepcion Oliver[4], Beatriz Branas[4], Nicolas Chauvin[5], Integrated Project Team IFMIF/EVEDA[1,4,5,7,6] (1. QST, 2. JASRI, 3. KEK, 4. CIEMAT, 5. CEA, 6. IFMIF/EVEDA Integrated Project Team, 7. F4E)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3A10]

Effect of Kr gas injection and its simulation/experiment analysis in LIPAc-LEBT

*Tomonobu Itagai[1], Ken Takayama[2], Tomoya Akagi[1], Nicolas Chauvin[3], Luca Bellan[4], Fabio Fabio Cismondi[5], Kai Masuda[1], Hervé Dzitko[5], Yann Carin[5] (1. QST, 2. KEK, 3. CEA, 4. INFN, 5. F4E)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3A11]

Development of Mid-IR cavity enhanced laser absorption spectrometer toward tritiated water analysis

*Erika Takayama[1], Kota Tsuge[1], Daiki Hashimoto[1], Hisashi Abe[2], Norihiko Nishizawa[1], Hideki Tomita[1] (1. Nagoya Univ., 2. AIST)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[3A12]

Development of CW Ti:Sapphire laser for cavity ring-down spectroscopy of radioactive molecule

*Takumi Mochizuki[1], Ryohei Terabayashi[2], Shuichi Hasegawa[2], Kenji Shimazoe[2], Hideki Tomita[1] (1. Nagoya Univ., 2. UTokyo)

4:00 PM - 4:10 PM JST | 7:00 AM - 7:10 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

TE211 モード型複合加速構造単空洞リニアックの電磁場シミュレーション

RF simulation of a TE211 mode single hybrid cavity linear accelerator

*池田 翔太[1]，林崎 規託[1]

[1]東工大研究院

東工大では、TE211 モードが共振モードである 4 ベイン型 RFQ とダブル IH-DTL を単一空洞内に組み込んだ TE211 モード型複合加速構造単空洞リニアック(TE211-SHC)の研究をおこなっている。本発表では TE211-SHC の 3D 電磁場シミュレーションソフトウェアによる空洞形状に対する電磁場特性の計算結果ついて報告する。

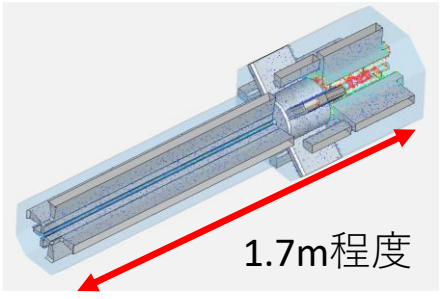
キーワード：線形加速器、陽子ビーム加速

1. 緒言

複合加速構造単空洞（SHC）リニアックは、高周波四重極（RFQ）線形加速器と Interdigital-H モードドリフトチューブ線形加速器（IH-DTL）の加速構造を 1 台の空洞共振器に組み込んだ線形加速器であり、イオン源直後から 2~3 MeV/u までの低エネルギー領域において高い電力効率でビーム加速が可能である。しかし、従来の SHC リニアックは IH 型又は 4 ロッド型の RFQ と IH-DTL を連結していることから、加速モードは基底モードの TE111 となり、共振周波数は重イオン加速に適した数十 MHz 帯-100MHz 程度が電力効率的・構造的な観点から上限値となっている。一方で、陽子ビームを 1 次ビームとして使用する小型加速器中性子源では、コンパクトかつ省電力な加速器が望まれる。そこで、東工大では陽子加速に適した周波数帯(200-500 MHz)で運転可能な TE211 モード型複合加速構造単空洞（TE211 型 SHC）リニアックの原理実証機の研究開発をおこなっている。TE211 型 SHC リニアックは RFQ セクション、DT セクション、その間のマッチングセルから構成される単一の空洞共振器となっている。RFQ セクションは 4 ベイン型 RFQ 線形加速器と同じ構造であり、DT セクションは、ドリフトチューブを交互に上下左右から取り付けた、ダブル IH-DTL の電極構造となっている。そのため、TE211 型 SHC リニアックでは高周波システムが 1 セットで完結し加速器システムがコンパクトかつシンプルになるといった利点が挙げられる。

2. TE211 型 SHC リニアックの電磁場シミュレーション

TE211 型 SHC リニアックの原理実証機の開発にあたり、3 次元電磁場シミュレーションソフトウェアを用いた加速空洞の電磁場特性について解析をおこなった。粒子軌道計算コードを用いて設計したセルパラメータをもとに、3D モデルを構築した。空洞全長は 1.7 m 程度であり、50 mA の陽子ビームを 2.5 MeV まで加速可能な設計となっている。具体的には、各セクションの空洞内径やエンドカットに対する電場分布や共振周波数の解析をおこなった。解析結果から、空洞内径の比率が共進周波数だけでなく、各セクションの電場強度に大きく影響することが確認された。また、エンドカットの大きさは、RFQ セクションにおける各象限の電場強度の比率や、ドリフトチューブのギャップ間の電場強度に影響することがわかった。



TE211 型 SHC リニアック 3 モデル

3. 今後の予定

3 次元電磁場シミュレーションにより得られた知見をもとに、原理実証機の設計を進めていく。

---

*Shota Ikeda[1], Noriyosu Hayashizaki[1]

[1]Tokyo Tech IIR

IFMIF 原型加速器 LIPAc での四極電磁石の漏れ磁場が 5 MeV 重陽子ビームのビームサイズに与える影響

Impact of fringe fields of quadrupole magnets on a 5 MeV deuteron beam at LIPAc

*玄知奉[1]，水野明彦[1,2]，髙山健[3]，増田開[1]，近藤恵太郎[1]，コンチオリバ[4]，ベアトリスブラナス[4]，ニコラショバン[5]，IFMIF/EVEDA Integrated Project Team[1,4-7]

[1]QST, [2]JASRI, [3]KEK, [4]CIEMAT, [5]CEA, [6]F4E [7]IFMIF/EVEDA Integrated Project Team

IFMIF 原型加速器 LIPAc の 5 MeV の重陽子ビームを使用して、ビーム輸送ラインを構成している 5 種類の異なる四極電磁石(quad)に対して漏れ磁場(fringe field: FF)の影響を調べたところ、4 種類の四極電磁石で漏れ磁場の影響が大きいことが分かった。また、ビーム運転においてビームサイズを測定したところ、漏れ磁場を考慮して行ったシミュレーション結果と一致していた。

キーワード：重陽子加速器、四極電磁石、磁場勾配、漏れ磁場

1. 緒言

LIPAc の初期のビーム光学系は、quad の磁場分布がビーム進行方向に矩形である hard-edge (HE) 近似を用いて粒子損失が発生しないように最適化された。しかし、実際のビーム試験では予期していなかった粒子損失が確認され、その粒子損失の原因を特定するために 5 種類の quad の FF の影響を 5 MeV の重陽子ビームを用いて調べたところ、4 種類の quad で FF の影響が大きいことが判明した。さらに、ビームエミッタンスやビームサイズを測定し、quad の FF を考慮したシミュレーション結果と比較したところ一致することが確認された。

2. シミュレーションと測定によるビームサイズの比較

図 1 に 5 MeV/116 mA の重陽子ビームを用いて測定された rms ビームサイズと HE モデルと FF モデルを用いてシミュレーションされた rms ビームサイズを示す。測定された rms ビームサイズは、FF モデルでシミュレーションされたビームサイズと一致している。また、Beamline=3 m (Hori.方向), 5 m (Vert.方向) 付近では、ビームサイズは FF モデルの方が HE モデルよりも特に大きくなっている。この 2 か所は、HE モデルで最適化されたビーム光学系を採用しビーム運転した時に粒子損失が確認された場所と一致していた。

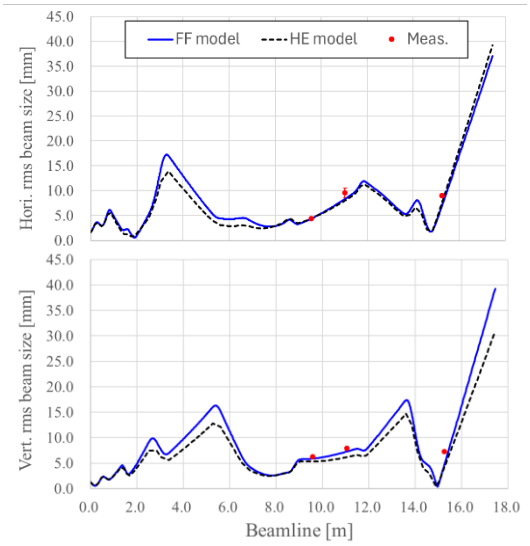


図 1: シミュレーションと測定による rms ビームサイズの比較。上: 水平方向、下:垂直方向。

3. まとめ

5 MeV の重陽子ビームにおいては、quad の fringe field が rms ビームサイズに与える影響は大きいことが判明した。このことから、低エネルギービームを扱う際は、HE モデル近似の手法だけでは、十分にビーム光学系を捉えきれない事が分かった。

---

*Jibong Hyun[1], Akihiko Mizuno[1,2], Ken Takayama[3], Kai Masuda[1], Keitaro Kondo[1], Conchi Oliver[4], Beatriz Branas[4], Nicolas Chauvin[5], IFMIF/EVEDA Integrated Project Team[1,4-7] [1]QST, [2]JASRI, [3]KEK [4]CIEMAT, [5]CEA, [6]F4E, [7]IFMIF/EVEDA Integrated Project Team

LIPAc-LEBT における Kr ガス導入の効果とそれに対するシミュレーション分析
Effect of Kr gas injection and its simulation/experiment analysis in LIPAc-LEBT

*板垣 智信[1]，高山 健[2]，赤木 智哉[1]，ショバン ニコラ[3]，ベラン ルカ[4]，シスモンディ ファビオ[5]，
増田 開[1]，ジッコ エルベ[5]，カリン ヤン[5], and the IFMIF/EVEDA Integrated Project Team[1-5]
[1]QST, [2]KEK, [3]CEA, [4]INFN, [5]F4E

線形 IFMIF プロトタイプ加速器のパルス運転時の低エネルギービーム輸送系における、背景で生成した電子による空間電荷緩和効果を促進すべく備えられた Kr ガス入射機構の試験を行い，ガス流入量に応じてビームパルス立ち上がり時間が変化する事を確認した。

キーワード：イオンビーム，入射器，空間電荷緩和，LIPAc

1. 緒言

線形 IFMIF プロトタイプ加速器(LIPAc)の低エネルギービーム輸送系（LEBT）では、ビームにより背景ガス電離生成電子による空間電荷緩和（SCC）効果[1]を促進しビームパルスの立ち上げを高速化する機構として，外部から Kr ガスを導入する機構が備えられている。2021 - 2024 年度に行われたビーム試験(phase B+)においてこの Kr 導入の効果についても試験を実施し，Kr 導入およびそれによる LEBT 内ガス圧の増加にともなう RFQ 入射ビームパルスの変化を確認した。

2. ビーム試験において観測された Kr 入射の作用

図 1 は 2021 年度に実施した H+ビーム試験において RFQ 入口の CT で観測された Kr ガス流入量およびガス圧に対応したビームパルスである。観測されたビームパルスは二段のステップ状構造をもつやや複雑な形状をしているが，Kr 流入量 0 sccm から 1.88 sccm にかけては流入量を増やすほど二段目ステップの立ち上がりタイミングが早くなった。1.88 sccm 以上の Kr 流入量ではその影響が飽和しビームパルスの変化は小さい。講演においてはさらに 2023 年度に実施したより大電流(70-90 mA, および ~125 mA)での D+ビーム試験(phase B+ stage 2)においても同様の試験を実施した結果および，これらの試験時において典型的となる数ケースの条件を仮定して Particle in cell コード(WARP[2])を用いた多粒子計算により，LEBT 内のビームおよび背景プラズマの時間発展挙動を分析した結果を報告する。

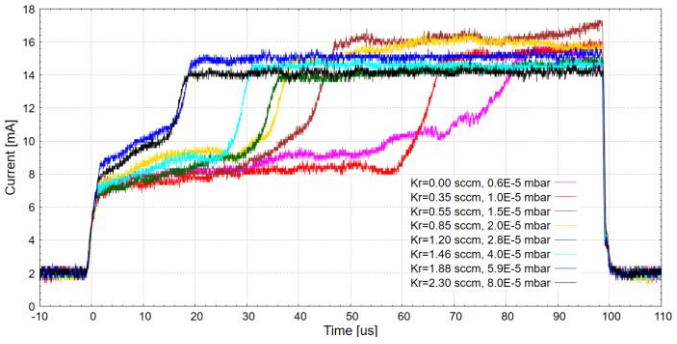


図 1　H+ビーム試験(phase B+, stage 1)で観測された Kr ガス入射に伴う RFQ 入射ビームパルス変化

参考文献

[1] N. Chauvin, et al., Rev. of Sci. Instrum. 83, 02B320 (2012)
[2] David P. Grote, et al., AIP Conf. Proc. 749, 55-58 (2005)

*Tomonobu Itagaki[1], Ken Takayama[2], Tomoya Akagi[1], Nicolas Chauvin[3], Luca Bellan[4], Fabio Cismondi[5], Kai Masuda[1], Hervé Dzitko[5], Yann Carin[5], and the IFMIF/EVEDA Integrated Project Team[1-5]
[1]QST, [2]KEK, [3]CEA, [4]INFN, [5]F4E

トリチウム水分析のための
中赤外キャビティエンハンスト吸収分光システムの開発

Development of Mid-IR cavity enhanced laser absorption spectrometer toward tritiated water analysis

高山 恵理佳[1], 柘植 紘汰[1], 橋本 大輝[1], 西澤 典彦[1], 阿部 恒[2], *富田 英生[1]
[1] 名大, [2] 産総研

迅速・簡便なトリチウム分析手法として、キャビティエンハンストレーザー吸収分光に基づいたトリチウムを含む水の分析システムの開発を行っている。重水を用いた動作確認と分光特性の評価を行った。

キーワード：トリチウム、放射性廃棄物モニタリング、レーザー吸収分光、キャビティリングダウン分光

1. 緒言

トリチウムは半減期 12.3 年の β 壊変核種であり、バイオトレーサー応用や福島第一原子力発電所の廃炉作業において、迅速・簡便なトリチウム分析法が求められている。トリチウム分析には液体シンチレーションカウンティング法が主に用いられているが、低濃度トリチウムの連続分析には測定時間や測定ごとの放射性廃棄物の発生などの課題がある。そこで本研究では、トリチウム濃度を連続的に測定できる手法として、光共振器を用いたレーザー吸収分光法に基づく分析システムの開発を進めている。これまでに、トリチウム水（HTO）の試料導入前処理系の開発などを行ってきた[1]。今回は、中赤外量子カスケードレーザーを用いた分光システムを開発し、重水を用いた性能試験を行った結果を報告する。

2. HTO 分析のための光共振器を用いたレーザー吸収分光システム

Figure 1 に分光システムの概要を示す。微量水試料の前処理・導入系、分光ガスセルと光学系、トリチウム回収系からなる。分析試料のキャリーオーバーを抑制するために、フロースルー測定を前提とした試料前処理・導入系を構築した。なお、本分光システムは名古屋大学アイソトープ研究センター内の管理区域内にて構築された。トリチウム水を導入する前の検討として重水を導入し、Fig. 2 のようなスペクトルを取得した。本発表では、導入試料および不純物の分圧評価について報告する。

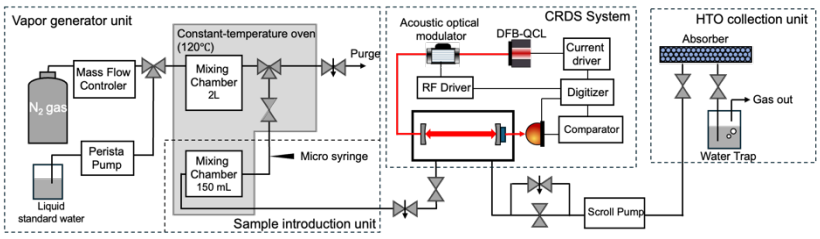


Fig.1 CEAS システムの概要

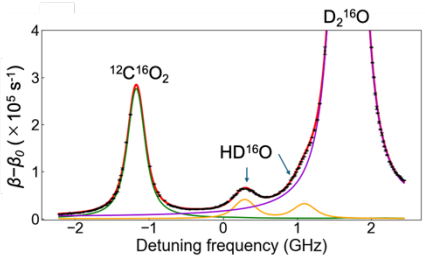


Fig.2 取得したスペクトル

参考文献

[1] K. Iwamoto *et al.*: Proceed. Optica Advanced Photonics Congress 2022, JTu6A.7 (2022).

謝辞 本研究は、JST CREST JPMJCR2104 の支援を受けて行われた。

Erika Takayama[1], Kota Tsuge[1], Daiki Hashimoto[1], Norihiko Nishizawa[1], Hisashi Abe[2], *Hideki Tomita[1]
[1]Nagoya Univ., [2]AIST.

キャビティリングダウン分光による放射性分子分光に向けたレーザー光源の開発

Development of CW Ti:Sapphire laser for cavity ring-down spectroscopy of radioactive molecule

*望月 拓海[1], 寺林 稜平[2], 長谷川 秀一[2], 島添 健次[2], 富田 英生[1]
[1]名古屋大学、[2]東京大学

抄録：放射性 ^{90}SrO 分子の分光パラメータをキャビティリングダウン分光にて取得することを念頭に、半導体直接励起 CW Ti:Sapphire レーザーの波長可変特性の改良を行った。

キーワード：放射性分子、レーザー分光、Sr-90

1. 諸言 同じ種類の分子であっても、それを構成する同位体の組み合わせにより分子のエネルギー準位は僅かに異なる。準位間の僅かなエネルギー差を区別できる狭帯域なレーザーを用いた光吸収・励起に基づく分光学的手法を用いれば、放射性核種を含む分子（放射性分子）を定量可能である。また、放射性分子の分光パラメータは、$^{14}CO_2$ などの一部を除いて十分に調査されておらず、実測や理論モデルの構築が求められている。放射性分子の分光パラメータを取得するには、放射性分子の生成・取り扱いを行う管理区域内において、小型・狭帯域・波長掃引範囲の広い波長可変レーザーを用いて高感度な分光計測を行う必要がある。そこで、放射性 ^{90}SrO 分子を高感度レーザー吸収分光(キャビティリングダウン分光: CRDS)にて分光測定することを念頭に、半導体直接励起 CW Ti:Sapphire レーザーを光源として用いるための特性評価と波長可変特性の改良を行った。

2. CRDS 用光源としての半導体直接励起 CW Ti:Sapphire レーザーの特性評価

半導体直接励起 CW Ti:Sapphire レーザー[1]を用いた SrO の CRDS の概要を Fig. 1 に示す。2 枚の高反射率ミラーで構成される光共振器内に気体状の対象分子を封じ、CW レーザー光を入射させると、入射光の波長と共振器長が共鳴条件を満たした時に共振器内で光が蓄積される。このとき、入射光を光スイッチで遮断すると、共振器からの漏れ出た透過光の強度は指数関数的に減衰する（リングダウン信号）。この減衰率:βは共振器内の光吸収量に比例するため、超高感度な吸収分光が可能となる。SrO 試料のプラズマによるガス化と CRDS 分光系は東大長谷川研究室にて開発された[2]。

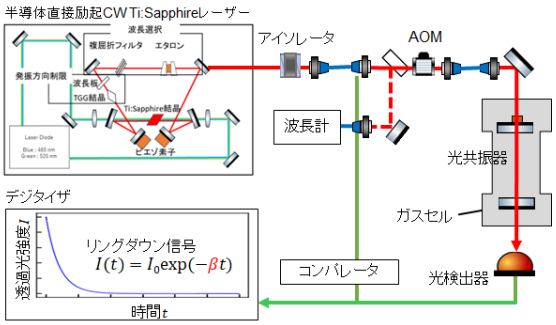


Fig.1 半導体直接励起 CW Ti:Sapphire レーザーを用いた CRDS の概要

半導体直接励起 CW Ti:Sapphire レーザーはリング共振器内部の Ti:Sapphire 結晶を 2 対の青色・緑色半導体レーザーで励起し、複屈折フィルタとエタロンにより波長を選択し発振する。さらに波長板と TGG 結晶により発振方向が一方向に制限される。本光源を用いて安定 SrO 分子の CRDS スペクトルの取得はできたものの、波長可変特性が 20 GHz 程度（Fig.2 黒点参照）に限定され、分光パラメータを取得するための広い波長領域でのスペクトル取得にはいたらなかった。そこで、本 CW Ti:Sapphire レーザーの共振器内の波長板を制御する機構を導入し、波長可変特性の改良を行った。Fig.2 に波長 871.5 nm における波長可変特性を示す。波長板を制御すること（Fig.2 赤点）で 125 GHz 以上の範囲において任意の波長を選択できることが示された。今後、本光源の分子分光に対する適用性を検証し、放射性 ^{90}SrO 分子の分光を行う予定である。

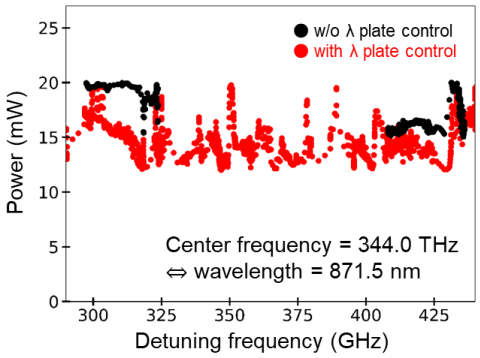


Fig.2 波長可変特性

参考文献

[1] V. Sonnenschein *et al.*, Hyperfine Interactions **241**, 32 (2020). [2] 寺林稜平ほか, 第 84 回応用物理学会秋季学術講演会, 21a-A305-3, (2023).

謝辞 本研究の一部は JSPS 科研費・学術変革領域研究 B 22H05021 の助成を受けて実施されました。

*Takumi Mochizuki[1], Ryohei Terabayashi[2], Shuichi Hasegawa[2], Kenji Shimazoe[2] and Hideki Tomita[1]
[1]Nagoya Univ., [2]Univ. of Tokyo

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

Fri. Sep 13, 2024 2:45 PM - 4:10 PM JST | Fri. Sep 13, 2024 5:45 AM - 7:10 AM UTC Room G(Recture RoomsB 1F B101)

[3G11-15] Molten Chloride Salt Reactors 2

Chair:Shigeki Okamura(JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3G11]

Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor (IV)
(6) Thermophysical Properties Evaluation for Chloride Fuel

*Kyoya Yamashita[1], Yuji Arita[1] (1. Univ. of Fukui)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3G12]

Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor (IV)
(7) Distribution behabior of alkali and alkaline earth elements in molten chloride salt/liquid metal system to construct reprocessing process

*Tsuyoshi Murakami[1], Tadafumi Koyama[1] (1. CRIEPI)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3G13]

Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor (IV)
(8) Research trial about compatibility under Ni ion irradiation on Ni-based alloy with chloride salt

*Daiki Takebayashi[1], Ken-ichi Fukumoto[1], Yuji Arita[1], Ryoya Ishigami[2] (1. Univ. of Fukui, 2. WERC)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3G14]

Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor (IV)
(9) Tests and Analysis of Corrosion Behavior

*Takashi Watanabe[1], Yuta Suzuki[1], Takuya Goto[1] (1. Doshisha Univ.)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[3G15]

Evaluation of the behavior of impurity water dissolved in a molten fluoride salt for developing an MHD electrolytic filter

*Hiroki Shishido[1], Hidetoshi Hashizume[1] (1. Tohoku Univ.)

4:00 PM - 4:10 PM JST | 7:00 AM - 7:10 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー研究（IV）
（6）塩化物燃料物性評価

Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor (IV)

(6) Thermophysical Properties Evaluation for Chloride Fuel

*山下 京也[1], 有田 裕二[1]

[1]福井大学

溶融塩燃料中での FP（核分裂生成物）、CP（腐食生成物）、AP（放射化生成物）の挙動および融解挙動を模擬燃料を用いて評価した。FP、CP、AP は燃料と反応し、ガスや固体を形成することが示唆された。熱分析により３元系模擬燃料の融点を測定した。

キーワード：核燃料、熱物性、溶融塩炉

1. 緒言

溶融塩炉の実用化に向けて、FP 等の挙動や燃料の熱物性値を整理する必要がある。本研究では、熱力学平衡計算によって燃料と FP・CP・AP との反応を評価し、熱分析によって模擬燃料の融点を測定した。

2. 実験概要

熱力学平衡計算ソフト FactSage を使用し、燃料，FP，CP，AP を入力値として、平衡状態で炉内に存在するガス種と固体化合物の種類・質量を計算した。

化学的性質の類似性から（U, Pu）を（La, Ce）で模擬した 2 種類の模擬燃料を使用し、熱分析を実施した。TG-DSC(NETZSCH 製, STA 449 C Jupiter)を用いて、模擬燃料の融点を測定した。なお、大気との反応を考慮し、秤量は Ar 雰囲気の GB 内で行い、DSC 測定は Ar フローで実施した。

3. 結果および考察

熱力学平衡計算の結果、ガス種として UCl_4 が多く揮発することが示唆され、揮発成分の回収機構の設置や燃料組成の再検討が必要だと考えられる。また、固体化合物としては、塩化物、白金属化合物、テルル化合物が燃料中に析出する可能性が示唆された。それらの高融点化合物について、文献調査や実験(DSC, XRD)によって融点を確認した（図 1）。析出物は構造材への浸食や燃料物性の変化を引き起こす恐れがあるため、詳細な影響をコールド試験によって確かめる必要がある。

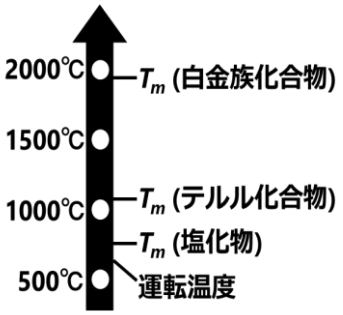


図 1 溶融塩炉の運転温度と高融点化合物の融点の関係

模擬燃料の DSC 測定を実施し、加熱時にみられた吸熱ピークを図 2 に示す。吸熱ピークの開始点を融解温度として評価し、外挿で得た 0℃/min での値を模擬燃料の融点として評価した。La 系模擬燃料、Ce 系模擬燃料の融点はそれぞれ 463.9±0.1℃、497.4±2.2℃であった。

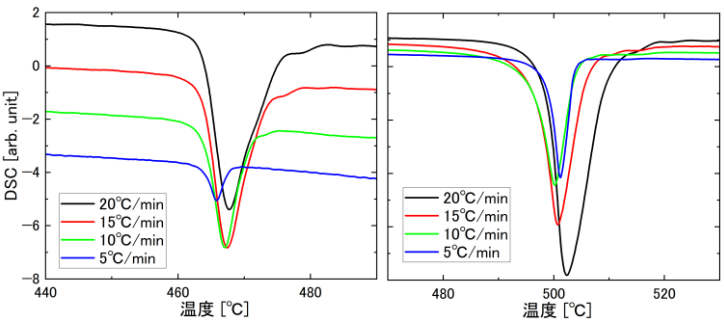


図 2 La 系模擬燃料(左)、Ce 系模擬燃料(右)の吸熱ピーク

謝辞

本研究は、経済産業省の令和 5 年度「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」の一環として、原子力研究開発機構から委託を受けて実施したものである。

*Kyoya Yamashita[1], Yuji Arita[1]

[1]Univ. of Fukui

塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー研究 (IV)
（7）再処理プロセス構築に必要な塩化物溶融塩/液体金属間における アルカリ・アルカリ土類の分配挙動測定

Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor (IV)

(7) Distribution behavior of alkali and alkaline earth elements in molten chloride salt/liquid metal system to construct reprocessing process

*村上　毅[1]，小山　正史[1]

[1]電中研

抄録　塩化物溶融塩燃料の乾式再処理プロセスを設計･評価するためには、アクチノイドや核分裂生成物(FP)の塩化物溶融塩/液体金属間における分配挙動を明らかにする必要がある。本研究では、FP のうちアルカリ元素およびアルカリ土類元素の溶融 NaCl-$CaCl_2$ /液体 Bi 間における分配挙動を測定した。

キーワード：塩化物溶融塩燃料，乾式再処理，アルカリ元素，アルカリ土類元素

1. 緒言

使用済み塩化物溶融塩燃料の乾式再処理は、主工程である還元抽出工程に加え、還元抽出に必要な還元剤の電気化学的回収工程や核分裂生成物(FP)の安定固化工程等からなる[1]。還元抽出工程では、アクチノイドと核分裂生成物(FP)の溶融 NaCl-$CaCl_2$ と液体 Bi の間における分配挙動の違いを利用して、アクチノイドを液体 Bi 中へ回収するとともに FP から分離する。これまでに主要な FP である希土類(La, Ce, Pr, Nd, Gd)の分配挙動[2]は測定したことから、本研究では、アルカリ元素(Cs)およびアルカリ土類元素(Sr)の分配挙動を測定した。さらに、得られた結果を基に乾式再処理プロセスにおける各元素のマスバランスを検討した。

2. 実験

高純度アルゴン雰囲気のグローブボックス内にて、溶融 NaCl-$CaCl_2$-CsCl-$SrCl_2$-$CeCl_3$ 中(823 K)のアルカリ元素およびアルカリ土類元素を液体 Bi 中へ還元抽出する試験を実施した。試験後の溶融塩中および液体 Bi 中の各元素濃度の定量分析結果を基に Na 基準の分離係数(SF)を求めた。これまでに得られている希土類の分配挙動[2]との比較のために、Ce の分離係数も測定した。還元抽出反応($M^{n+} + nNa_{\text{in Bi}} \rightarrow M_{\text{in Bi}} + nNa^{+}$ 又は $2M^{n+} + nCa_{\text{in Bi}} \rightarrow 2M_{\text{in Bi}} + nCa^{2+}$ (M=Ce のとき n=3、M=Sr のとき n=2、M=Cs のとき n=1))を進行させるための還元剤として Na-Ca 合金を液体 Bi 中に添加した。

3. 結果

還元抽出反応により、Cs、Sr および Ce を液体 Bi 中に回収した場合の溶融 NaCl-$CaCl_2$/液体 Bi 間における分配挙動を測定した。得られた分離係数を表 1 に示すように、液体 Bi 中への抽出されやすさは、Ce>Sr>Na>Cs と評価された。得られた結果、これまでに測定した希土類に関する基礎データ[2]、アクチノイドに関する既往の熱力学データ等を基にして、使用済み塩化物溶融塩燃料の乾式再処理プロセスにおけるアクチノイドや FP のマスバランスを評価した。その結果、FP から分離しながら、ほぼすべてのアクチノイドを新燃料塩としてリサイクルできることが確認された。本研究は、経済産業省の令和 5 年度「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」の一環として、日本原子力研究開発機構から委託を受けて実施したものである。

表 1 Na 基準の Sr, Cs, Ce の分離係数(*SF_M)

SF_{Sr}	SF_{Cs}	SF_{Ce}
3.0×10^{-2}	1.8	3.3×10^{-4}

*$SF_M = ((X_{\text{M in salt}})^{1/n} / (X_{\text{M in Bi}})^{1/n}) / (X_{\text{Na in salt}} / X_{\text{Na in Bi}})$。$X_{\text{M in salt}}$ は溶融塩中の元素 M イオン濃度、$X_{\text{M in Bi}}$ は液体 Bi 中の元素 M 濃度である。M=Ce のとき n=3、M=Sr のとき n=2、M=Cs のとき n=1 である。

参考文献

[1] 山脇道夫ら、日本原子力学会誌 ATOMOΣ、63 (2021) 791.、[2] 村上毅ら、日本原子力学会 2023 年秋の大会予稿集 2H06.

*Tsuyoshi Murakami[1] and Tadafumi Koyama[1], [1]CRIEPI

塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー研究 (IV)
（8）塩化物共晶塩と Ni 基合金の Ni イオン照射後腐食試験による照射下共存性研究

Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor (IV)

(8) Research trial about compatibility under ion irradiation on Ni-based alloy with chloride salt

*竹林 大騎[1]，福元 謙一[2]，有田 裕二[2]，石神 龍哉[3]

[1]福井大院工，[2]福井大原子力研，[3]若エネ研

本研究は Ni^{3+}イオン照射を行った Ni 基合金の Hastelloy-C276、Hastelloy-N と塩化物溶融塩の $NaCl\text{-}CaCl_2\text{-}CeCl_3$ 三元系共晶塩の反応試験を行い、反応初期における腐食への照射材中の照射欠陥の影響を調査する目的で行った。

キーワード：溶融塩，イオン照射，腐食，Ni 基合金

1. 緒言

溶融塩炉で使用される溶融塩である塩化物塩と構造材料の腐食挙動に関する知見は少ない。過去、本研究グループの研究にて Hastelloy 合金と $NaCl\text{-}CaCl_2\text{-}CeCl_3$ 塩化物溶融塩の腐食反応過程[1]と腐食反応初期過程において He^+イオン照射による照射欠陥の影響は小さいこと[2]を明らかにした。本研究では、Ni^{3+}イオン照射を用いて反応初期過程における腐食への照射材中の照射欠陥の影響について Ni 基合金に対し塩化物溶融塩環境下で反応試験を行い、反応前後の断面組織観察から高温・溶融塩環境における腐食による照射欠陥の影響について調査した。

2. 実験方法

試料として Ni 基合金の Hastelloy-C276、Hastelloy-N を用いた。試料を短冊状に加工し焼鈍を行い、若狭湾エネルギー研究センターのタンデム加速器を用いて 600℃にて最大損傷量 1.7dpa 相当の Ni^{3+}イオン照射を行った。塩化物塩として $NaCl\text{-}CaCl_2\text{-}CeCl_3$(35-35-30mol%)の三元系共晶塩を使用し、反応試験を 600℃、5h と 10h で行った。反応試験前後に質量測定を行い、FIB により採取した断面組織試料を用いて TEM 観察を行った。

3. 実験結果・考察

5h 反応試験前後の質量測定により、Ni^{3+}イオン照射を行った試料は未照射の試料より質量減少量(mg/cm^2)が約 2 倍大きいことが確認された。表面付近に導入された欠陥が塩との接触面積を増大させたためだと考えられる。反応前照射試料の TEM 観察により 2.0 μ m までのイオン飛程範囲内にて照射欠陥分布に従って格子間型欠陥集合体や転位ループ組織形成が確認された。He^+イオン照射とは異なりボイド形成は観察されなかった。反応試験により表面から 150nm 程度の領域が腐食反応によって失われたことが確認された。反応前後の照射試料の損傷組織観察の比較は当日に報告する。

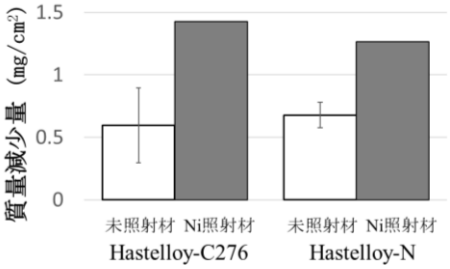


図 1. 600℃×5h 反応試験前後での質量減少量

謝辞：本研究は、経済産業省の令和 5 年度「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」の一環として、原子力研究開発機構から委託を受けて実施したものである。

参考文献

[1] 福元 中川 有田 日本原子力学会 2022 秋の大会 発表番号 2F18

[2] 竹林 福元 有田 石神 日本原子力学会 2023 秋の大会 発表番号 2H07

*Daiki Takebayashi[1] , Ken-ichi Fukumoto[2] , Yuji Arita[2] , Ryoya Ishigami[3]

[1] University of Fukui. , [2] Research Institute of Nuclear Engineering. [3]The Wakasa wan Energy Research Center

塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー研究（IV）
（9）腐食挙動試験及び解析

Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor (IV)

(9) Tests and Analysis of Corrosion Behavior

*渡邉　崇[1]，鈴木　祐太[1]，後藤　琢也[1]

[1]同志社大

塩化物溶融塩中でのハステロイ合金の腐食現象について、FP 成分として想定される 4f 元素から成る塩（$NdCl_3$，$SmCl_3$, $GdCl_3$, $EuCl_3$）が腐食挙動に与える効果を明らかにするために、系統的な腐食挙動解析を電気化学インピーダンス測定や分極測定、および高温ラマン分光分析により行った。

キーワード：溶融塩化物，ハステロイ N，腐食解析，高温ラマン分光分析

1. 緒言

塩化物溶融塩高速炉の運転時に生成される FP 成分が与える腐食挙動への影響を明らかにすることを目的とし、$NdCl_3$、$SmCl_3$、$GdCl_3$、$EuCl_3$ を含む溶融 NaCl-$CaCl_2$ 中での Hastelloy N の腐食挙動試験及び解析を行った。当研究グループで既に報告している分析手法[1]を利用し、材料寿命の迅速診断には電気化学測定とグロー放電発光分析法（GD-OES）を用い、溶融塩中での各種イオンの挙動解析には高温ラマン分光分析を実施した。

2. 実験方法

1 cm 角の Hastelloy N 基板を試験用サンプルとし、塩化物溶融塩中での分極測定を行った。浴は 873 K の溶融 NaCl-$CaCl_2$（50:50 mol%）を用い、$NdCl_3$、$SmCl_3$、$GdCl_3$、$EuCl_3$ を各 0.10 mol%添加していった。分極曲線から得られた腐食電流密度および GD-OES から得られた Hastelloy N 表面の元素組成から各系での腐食速度を評価した。また、溶融状態での溶融塩の構造と腐食挙動の相関について、溶融塩の融体構造を顕微ラマン分光分析により計測した。

3. 結果

各浴組成に対する Hastelloy N の腐食速度を図 1 に示す。NaCl-$CaCl_2$ 中における Hastelloy N の腐食速度が 0.47 mm $year^{-1}$ であるのに対し、添加する FP 含有塩の種類により腐食速度が変化した。特に、$NdCl_3$ が混合された場合では腐食速度の増加量は小さく、一方で $EuCl_3$ が混合された場合において最も腐食速度が増加した。この腐食のしやすさに関する傾向は、交流インピーダンス計測においても同様に見られた。

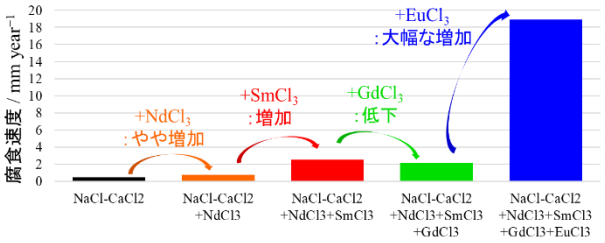


図 1. Hastelloy N の腐食速度

図 2 は、各浴のラマン分光分析結果を示す。最も腐食速度が増加する傾向を示した $EuCl_3$ が混合された系において浴構造が大きく変化する結果が得られた。これは、腐食界面において液相構造の変化が腐食性に影響を与えることを示している。本研究結果は FP を考慮した溶融塩設計が腐食制御に対して重要であることを示唆するものである。

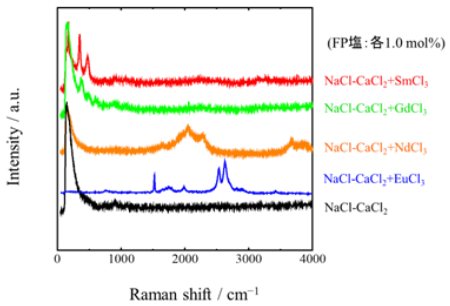


図 2. 高温ラマンスペクトル

[1] Y. Suzuki, T. Watanabe, T. Goto, *Nucl. Eng. Des.*, 415, 112699 (2023).

*Takashi Watanabe[1], Yuta Suzuki[1] and Takuya Goto[1]

[1]Doshisha Univ.

MHD 電解フィルタ開発に向けたフッ化物溶融塩中における溶存水の挙動評価

Evaluation of the behavior of impurity water dissolved in a molten fluoride salt for developing an MHD electrolytic filter

*宍戸 博紀[1]，橋爪 秀利[1]
[1]東北大

磁場中を横切ることで生じる起電力を利用した電解フィルタの開発に向け、電子状態計算に基づいた分子動力学計算により、溶融塩中に溶存する不純物としての水の構造および輸送特性について評価する。

キーワード：電気分解，分子動力学法，密度汎関数理論，腐食，溶融塩炉

1. 背景　溶融塩は第 4 世代原子炉における燃料および冷却材として利用が検討されている[1]。これら工学利用において構造材との共存性は重要な問題であり、溶融塩中に溶存する水分等の不純物が腐食を引き起こす大きな要因といわれている[2]。これを受けて著者らは、外部から磁場を印加し、これを横切ることで生じる起電力により、運転しながら溶融塩中の水分等を電解除去する MHD (Magnetohydrodynamics) 電解フィルタを提案している。当該システムの開発に向けて、電気分解に必要な電位や拡散律速と思われる中での電極反応速度などを評価するために、溶融塩中における不純物の挙動を明らかにする必要がある。以上から本研究では、電子状態計算に基づいた分子動力学 (MD) 計算により、溶融塩中に溶存する不純物としての水の構造および輸送特性について評価する。

2. 数値解析手法　計算対象は原子力利用において一般的な LiF–BeF_2 混合塩（BeF_2 モル比 33%）とする。計算セル中のイオン数は、LiF–BeF_2 が 63 個、水分子が 1 個である。計算においては VASP.6.4.3 を使用した[3]。PAW 型擬ポテンシャルを用い、PBE 交換相関汎関数を使用した。MD 計算は *NVT* アンサンブルにて行い、時間ステップ 0.5 fs とした。MD 計算中の全エネルギーのドリフトは 0.6 meV atom^{-1} ps^{-1} 程度であった。MD 計算結果より平均二乗変位を算出し、アインシュタインの関係式に基づいて自己拡散係数を評価する。

3. 数値解析結果　図 1 に各元素の平均二乗変位を、図 2 に自己拡散係数のアレニウスプロットを示す。水分子の拡散挙動は O 原子の拡散係数として評価する。アレニウスの関係の通り、酸素の拡散係数の対数値は T^{-1} に対して線形性を示しており、さらにその傾き、すなわち活性化エネルギーは他元素よりも大きい結果が得られた。BeF_4^{-2} の連鎖したガラス状の構造に捕捉されながら水は運動するであろうことが予想されたが、それに束縛されずに運動している可能性が示された。

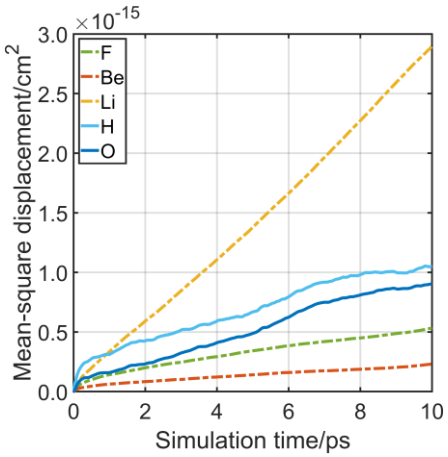


図 1 各元素の平均二乗変位 (973 K)

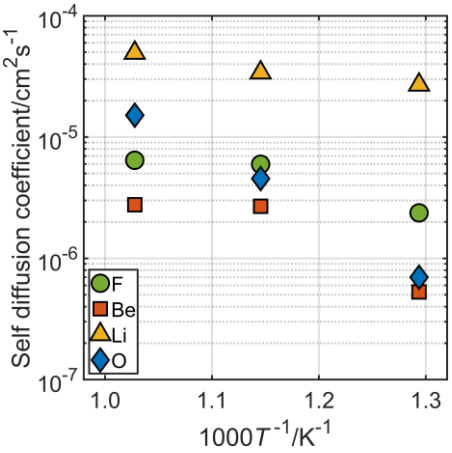


図 2 自己拡散係数の温度依存性

参考文献

[1] R. Scarlat et al., Prog. Nucl. Energy 77 (2014) 406-420.　[2] M. Kondo et al., Fusion Eng. Des. 85 (2010) 1430-1436.
[3] G. Kresse et al., Phys. Rev. B 47 (1993) 558-561.

*Hiroki Shishido[1], Hidetoshi Hashizume[1]
[1]Tohoku Univ.

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies：401-3 Reactor Design, Construction and Examination of Nuclear Power Station, Aseismatic Design, Nuclear Ship

Fri. Sep 13, 2024 2:45 PM - 4:10 PM JST | Fri. Sep 13, 2024 5:45 AM - 7:10 AM UTC Room I(Recture RoomsB 1F B103)

[3I09-13] Reactor Design, Nuclear Power Plant Construction and Seismic Resistance 2

Chair:Yuki Sato(JGC)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3I09]

Study on Damage Detection of Piping Supports Using Response Spectrum with Time Domain Information and Deep Learning

*Takaki Aeba[1], Tsuyoshi Fukasawa[1], Izumi Nakamura[2] (1. TDU, 2. TCU)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3I10]

Concept of a free-power scale BWR with inherent safety: KAMADO-FSR and spectral shift operation

*Tetsuo Matsumura[1], Takanori Kameyama[2] (1. PowerM, 2. Tokai University)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3I11]

Development of High-Temperature and High-Pressure Gas-Liquid Two-Phase Flow Measurement Technology

*Naoki Inoue[1], Yoshiteru Komuro[1], Hiroaki Nakanishi[1], Seiho Utsumi[1], Yoshiyuki Kondo[1], Junichi Takeuchi[1], Satoru Kamohara[1], Takashi Ueno[1] (1. MHI)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3I12]

Study on structural feasibility of BWRX-300 Reactor Building under Japanese severe seismic conditions

*Yutaka Hirota[1], Yusuke Shimizu[1], Yoshitaka Nagayama[1], Hiroyuki Kamio[2], Ryosuke Miyoshi[2], Mamoru Itou[2] (1. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 2. KAJIMA CORPORATION)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[3I13]

Development of Automatic Design System for Equipment Layout, Piping, Air Conditioning Ducts and Cable Trays Using AI

(10) Development of Automatic Design Technology for Equipment Layout in Reactor Building

*Shiro Takahashi[1], Keita Okuyama[1], Toshiyuki Kosuge[2], Tomoyasu Inoue[2], Yoshitaka Nagayama[2] (1. Hitachi, 2. HGNE)

4:00 PM - 4:10 PM JST | 7:00 AM - 7:10 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

経時変化を考慮した応答スペクトルと深層学習を活用した配管支持部の損傷検出に関する検討

Study on Damage Detection of Piping Supports Using Response Spectrum with Time Domain Information and Deep Learning

*饗庭 天暉[1]，深沢 剛司[2]，中村 いずみ[3]
[1]東京電機大学大学院，[2]東京電機大学，[3]東京都市大学

本論文では，著者らが提案する構造ヘルスモニタリング手法の損傷検出精度を配管支持部の損傷を伴う加振試験データを用いて検証した．その結果，本手法により損傷時間を約 0.8 秒の誤差で検出が可能であった．

キーワード：耐震性，構造ヘルスモニタリング，配管サポート

1. 緒言

著者らは時間進展を付与した応答スペクトル（Running 応答スペクトル[1]）を深層学習モデルに入力する構造ヘルスモニタリング手法を提案している[2]．その有効性は解析データを用いて確認しているものの，実構造物のデータを利用した検証が課題となっていた．そこで，本論文では配管支持部の損傷を伴う加振試験のデータを対象に損傷時間の検出精度を検証した．

2. 配管支持部に損傷を伴う試験データによる検証

2-1. 損傷時間の検出手順と試験の概要

損傷の発生時間を以下の手順で推定する．① 入力地震動，構造物の加速度データから Running 応答スペクトルを生成する．② Running 応答スペクトルの 3 次元情報を 3 つの画像データに変換して，これらを各々深層学習モデルに入力する．③ ②で画像データを入力した，3 つの深層学習がアンサブルされたモデルから出力される異常度を用いて損傷の発生時間を推定する．

対象となる加振試験データには，6 つの支持部と 6 つのエルボからなる全長 5 m の配管系（図 1）に最大加速度を 5.4 m/s^2，継続時間を約 100 秒とする地震動を入力することで得られた振動台と付加質量の加速度を用いた[3]．試験では 6 ヶ所の配管支持部のうち，2 ヶ所が破断した．その損傷時間は 56.8 秒である．

2-2. 検証結果

Running 応答スペクトルとその異常度となるヒートマップを各々図 1 に示す．Running 応答スペクトルから 55 秒付近（①）で地震動の加速度（赤紫色）が増大する．これに伴い配管系の応答加速度（黄緑色）が 60 秒付近で 50 m/s^2 以上（②）となる．その後，70 秒から 80 秒にかけて，配管系の固有振動数（③）が低下している．深層学習モデルから出力される異常度から損傷時間を求めた結果，異常発生時間は 56 秒と推定された．その時間と実観測記録との誤差は 0.8 秒となり，十分な精度で損傷の発生時間が検出された．

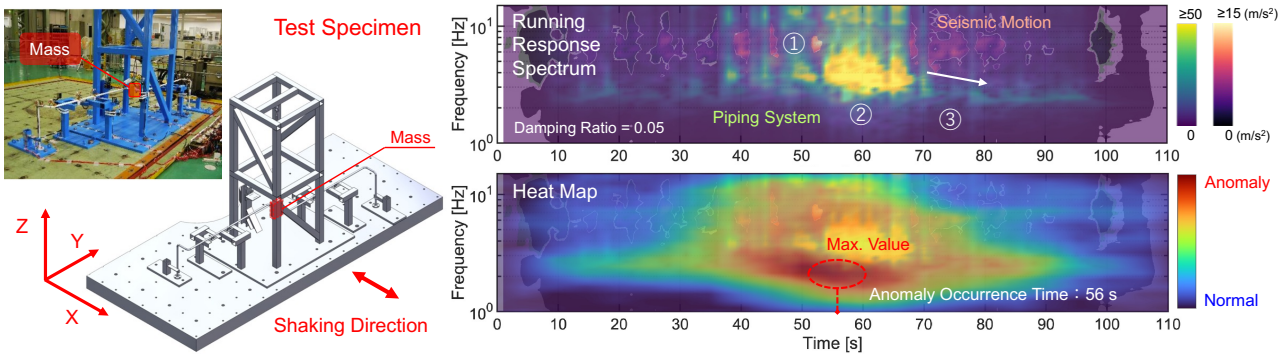


図 1　試験体の概要と損傷発生時刻の推定に用いた Running 応答スペクトル

3. 結論

本論文では，配管支持部の損傷を伴う加振試験の実データを対象に，著者らが提案するヘルスモニタリング手法を検証した．その結果，計測された加速度データから，損傷時間を高精度に推定できる見通しを得た．

謝辞

本研究で使用したデータは文部科学省原子力システム研究開発事業「原子炉構造レジリエンスを向上させる破損の拡大抑制技術の開発（再委託：過大地震に対する破損シーケンス抑制技術）」（課題番号：20353828，研究代表者：笠原直人（東京大学））によるものである．ここに記して謝意を表す．

参考文献

[1] 深沢剛司，他，日本原子力学会 2023 年秋の大会, #2K10.　[2] 饗庭天暉，他，日本原子力学会 2023 年秋の大会, #2K11.
[3] 中村いずみ，笠原直人，日本機械学会 Dynamics and Design Conference 2023, #205.

*Takaki Aeba[1], Tsuyoshi Fukasawa[2] and Izumi Nakamura[3]
[1]Guraduate School of Tokyo Denki Univ., [2]Tokyo Denki Univ. [3]Tokyo City Univ.

固有安全性を有する自由出力規模 BWR : KAMADO-FSR とスペクトラル・シフト運転

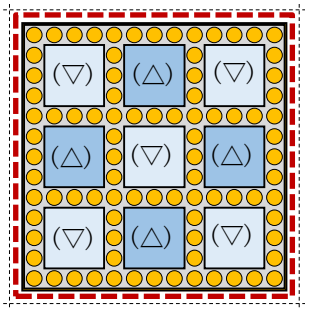
Concept of a free-power scale BWR with inherent safety: KAMADO-FSR and spectral shift operation

*松村 哲夫[1]、亀山 高範[2]
[1]PowerM、[2]東海大

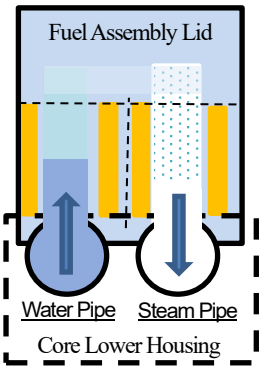
固有安全性と自由出力規模を特徴とする新しい BWR 概念を検討した。中空の SiC ブロック内に現行の燃料ペレットが挿入された燃料集合体が大気圧の原子炉水プールに設置される。燃料集合体の SiC ブロックが圧力境界となるため、圧力容器は不要である。燃料集合体の装荷数を増すことによって出力規模はモジュール化せずに 300 MWe から 1000 MWe まで容易に変更することができ、原子炉への投資とコストを 60%程度に削減できる。SiC ブロックの高熱伝導率と高融点により炉心のドライアウト状態も許容され、燃料集合体間のギャップ水を排除・注入することでスペクトラル・シフト運転が可能となり、サイクル末期の炉心平均反応度で 5% Δk/k 程度の効果が得られる。

キーワード：固有安全，自由出力規模、KAMADO-FSR、SiC、BWR、スペクトラル・シフト

1. 炉心概念　UO_2 燃料ペレットを収めた SiC ブロックからなる燃料集合体は大気圧の原子炉水プールに装荷され、燃料から発生した熱は燃料集合体内の BWR 条件相当の二相流に伝達される。LOCA/LOF 時には、崩壊熱は燃料集合体の表面から原子炉水プール（最終ヒートシンク）に直接放散され、固有安全性を達成する。冷却水は、炉心下部ハウジング内の水管から水ポンプの駆動により上昇流路（△）を通過して加熱されて蒸気となり、下降流路（▽）を通過して炉心下部ハウジング内の蒸気管に到達する（図 1）。SiC ブロックの高熱伝導率により、冷却材がドライアウト状態になっても燃料集合体の冷却は可能であり、冷却材は燃料集合体出口で完全に蒸気（クオリティ $\chi=1$）に変換され、汽水分離器や蒸気乾燥装置が不要になる[1]。有限要素法(LISA)による構造解析を行い、燃料集合体内の最大応力は 34MPa となった。SiC の引っ張り強度（200MPa 以上）から、SiC ブロックの燃料集合体の構造健全性は維持できる。また、燃料集合体の温度解析により、燃料ペレットの最高温度は、通常運転時に 1209K、LOCA/LOF 時に炉心出力の 10%崩壊熱で 942K となり、燃料の健全性は確保できる。



（平面図）



（立面図）

図 1.　燃料集合体の概念.

2. 核特性とスペクトラル・シフト運転　燃料集合体の外側の低温のギャップ水により KAMADO-FSR 燃料集合体と BWR 9×9 燃料集合体（Gd 添加ペレット不使用）の核特性・燃焼特性は同等である(図 2)。ギャップ水を排除する SiC プレート（図 1 内の破線位置）を運転サイクル初期に全挿入し、燃焼とともに徐々に引き抜き、運転サイクル末期に全引抜する（中性子スペクトラル・シフト運転）。本運転により、5 バッチ時の運転サイクル末期（1 サイクル=10.6MWd/kgU, 5 サイクル取出時=52.9 MWd/kgU）の炉心平均の無限増倍係 k_∞ は 1.0398 から 1.0938 へ 5%Δk/k 増加した（図 2）。これにより KAMADO-FSR 炉心は ^{235}U 濃縮度と Gd 添加ペレット数を削減できる。

3. 自由出力規模と経済性

KAMADO-FSR は圧力容器が無く、出力規模の自由度が高いため、原子炉水プールに燃料集合体 40×40 のスペース（約 6m×6m）を用意すれば、最初は 300 MWe の小型原子力発電所として稼働し、燃料集合体の増設により、容易に 1000 MWe まで拡張できる。300 MWe KAMADO-FSR の建設費は圧力容器と能動的安全システムが無いことにより 650 MWe BWR プラントの 61% [2]、1000MWe までスケールアップした場合に建設費を発電量で割った発電コストは 650 MWe BWR プラントの 62%に、それぞれ低減できる。

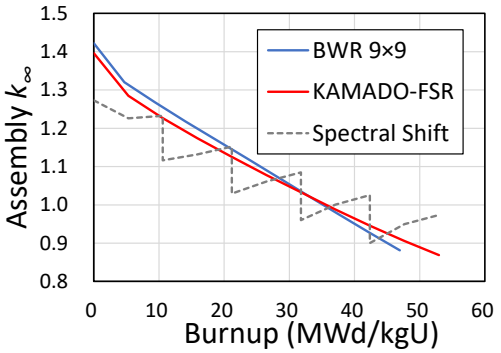


図 2.　集合体無限増倍係数の燃焼度依存性.

参考文献

[1] T. Matsumura, T. Kameyama : KAMADO-FSR (Free Scale Reactor), *NTHAS12* (2022).
[2] Reduction of Capital Costs of Nuclear Power Plants, OECD/NEA-2088 (2000).

* Tetsuo MATSUMURA[1] and Takanori KAMEYAMA[2]
[1] PowerM, [2] Tokai University

高温高圧気液二相流計測技術の開発

Development of High-Temperature and High-Pressure Gas-Liquid Two-Phase Flow Measurement Technology

*井上 直樹[1]，小室 吉輝[1]，中西 紘章[1]，内海 晴輔[1]，近藤 喜之[1]，竹内 淳一[1]， 蒲原 覚[1]，上野 隆司[1]
[1]三菱重工業株式会社

高温高圧二相流下におけるボイド率計測技術は限られており、センサによる計測事例は少ない。本報では、高温高圧二相流への適用と微細気泡検出が可能な電極式プローブの開発状況を報告する。

キーワード：二相流，高温高圧，ボイド率，電極式

1. 緒言

三菱重工が開発中の小型軽水炉は、自然循環方式を採用している。自然循環は炉心とダウンカマの静圧差によって誘起されるため、炉内のボイド率分布を精度よく評価することが重要となる。また、高温高圧環境では沸騰時に微細気泡が生じることが予想されるため、耐熱耐圧と微細気泡の検出の両方を達成する必要がある。本報はこの過酷な仕様を満足するセンサ開発状況を報告するものである。

2. センサ構造

ボイド率計測用に開発した電極式プローブの構造は図 1 に示す通りであるが、耐熱耐圧と微細気泡の検出の両方を成立させるため、様々な工夫がされている。プローブ全体は高温高圧下で耐久可能な材料・構造としつつ、プローブ先端は微小気泡を検出するため微小な電気的に露出した領域を設ける必要がある。その為、プローブ全体を一度コーティングし、先端の極めて微小部分を研磨する方法を用いている。

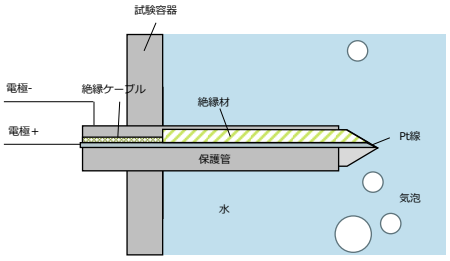


図 1 電極式ボイド計構造図

3. 試験

電極式プローブを対象に耐久性確認試験と検出性確認試験を実施した。耐久性確認試験では、オートクレーブ容器を用いて高温高圧環境（340℃かつ 15MPaA）で長時間保持し、耐久性を確認した。検出性確認試験体系を図.2 に示す。可視化体系では、プローブ先端部の可視化映像とセンサの出力信号を同期させることにより、検出可能な気泡径を確認した。校正試験体系では、センサの出力から求めたボイド率とクイックシャット法で算出したボイド率を比較校正した。検出性確認試験は、常温の空気―水体系に加えて高温高圧環境下での微細気泡を模擬するため、水に界面活性剤を添加した条件で実施した。

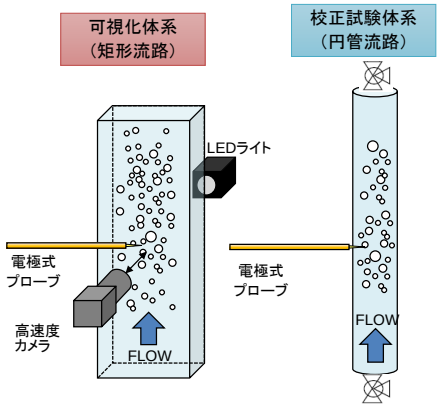


図 2 検出性確認試験体系

4. 結論

プローブの耐久性確認試験では、高温高圧環境へ適用可能であることを確認した。また、気泡検出確認試験では、界面活性剤を添加した常温の空気―水体系にて微細気泡を再現した計測を実施し、計測精度評価を実施した。

*Naoki Inoue[1], Yoshiteru Komuro[1], Hiroaki Nakanishi[1], Seiho Utsumi[1], Yoshiyuki Kondo[1], Junichi Takeuchi[1], Satoru Kamohara[1], Takashi Ueno[1] [1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

高耐震条件における BWRX-300 原子炉建屋の構造成立性に関する検討

Study on structural feasibility of BWRX-300 Reactor Building under Japanese severe seismic conditions

*廣田 豊[1]，清水 雄亮[1]，長山 由孝[1]，神尾 宏幸[2]，三善 亮介[2]，伊藤 衛[2]

[1]日立ＧＥニュークリア・エナジー（株），[2]鹿島建設（株）

小型革新炉である BWRX-300 の原子炉建屋は円筒形や小型の平面等、その形状的特徴から従来の大型炉とは異なる地震応答特性を持つと考えられる。本検討では BWRX-300 の今後の国内導入を見据え、日本の高耐震環境を想定した原子炉建屋の耐震成立性検討を行った。

キーワード：BWRX-300，小型炉，SMR，耐震設計，3 次元 FEM，地盤－建屋相互作用，地震応答，非線形

1. 緒言

BWRX-300 はスケールデメリットを克服しつつ高い経済性を追求するため、受動的安全システムの採用等により従来の BWR から系統構成を大幅に簡素化し、原子炉建屋の小型化を達成している。また外部飛来物や土圧等の外力に対する耐力が期待できる円筒形とし、建屋下部を地中深くに埋め込むことを特徴としている。BWRX-300 は北米市場に向け詳細設計が進められているが、今後の国内導入を見据え、国内原子力サイトに適用される基準地震動を想定した地震応答解析により、原子炉建屋の耐震性検討を行った。

2. 検討内容

本検討における地震動は、多くの国内原子力サイトの基準地震動 Ss を包絡できる水準とし、最大加速度 1300gal の検討用地震動を設定した。建屋は北米向け設計に比べ、厳しい国内地震動を考慮し躯体を増厚した計画とした。図１に示すように建屋は外壁及びコンクリート製格納容器が二重円筒を構成し、それらを床スラブ及び放射状に配置された壁で接続する構造となっている。地盤は地表面から-15m を表層土、以深を岩盤とし、岩盤は硬岩サイトを想定し、せん断波速度を Vs=1200m/s とした。

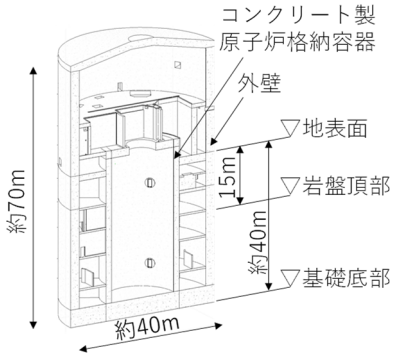


図１ 国内向け原子炉建屋概要

上記を対象に 3 次元 FEM（図 2）による地震応答解析を行った。まず弾性設計用地震動 Sd（Ss の 1/2 倍）に対し、弾性設計の成立性を確認し、その後基準地震動 Ss に対する終局状態を評価した。

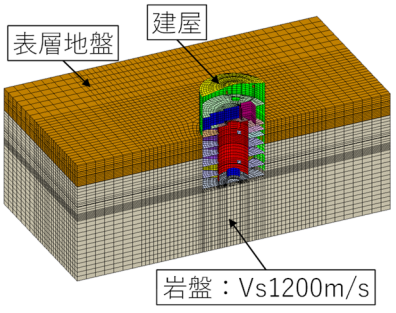


図２ ３次元 FEM

地震応答解析の結果、Sd に対する弾性設計の成立性に加え、Ss に対する応力ひずみ状態（面内せん断ひずみ、鉄筋およびコンクリートの材料ひずみ、面外せん断力）が概ね所定の目標値以下になることが確認できた。また応答変位、層せん断力の分布から、建屋下部の岩盤の拘束効果により、建屋全体で応答が抑制されている状況が把握できた。

3. 結論

地震応答解析の結果、国内の高耐震環境においても建屋の耐震成立性が確保できる見通しを得た。なお本評価モデルのコンクリート物量は、高耐震型の大型炉（ABWR）に対し概ね出力比相当となっている。今回の評価は仮定の地震動及び地盤条件に基づく評価であり、今後は実際のサイト条件に基づく評価が必要となるほか、原子炉格納容器、冷却水プール、外部飛来物等、地震荷重以外の主要荷重に対する構造成立性検討も必要となる。

*Yutaka Hirota[1], Yusuke Shimizu[1], Yoshitaka Nagayama[1], Hiroyuki Kamio[2], Ryosuke Miyoshi[2], Mamoru Ito[2]

[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [2]Kajima Corp.

人工知能を用いた機器レイアウト、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
（10）原子炉建屋内機器の自動配置設計に必要な基本技術の開発

Development of Automatic Design System for Equipment Layout, Piping, Air Conditioning Ducts and Cable Trays Using AI
(10) Development of Automatic Design Technology for Equipment Layout in Reactor Building

*高橋 志郎[1]，小菅 稔幸[2]，井上 智靖[2]，長山 由孝[2]，奥山 圭太[1]
[1]日立，[2]日立 GE

原子力発電所のコスト低減、工程短縮、信頼性向上を目的に、機器、配管、空調ダクト、ケーブルトレイの配置を自動設計するシステムを開発しており、本発表では機器配置に必要な自動設計技術を示す。

キーワード：自動設計、機器配置、配管、人工知能、デジタル設計

1. 緒言

革新軽水炉等の原子力発電所の建設では、高い安全性の追求に伴い、建設コストの増加が懸念される。プラントメーカには、安全性と経済性を両立した合理的な設計が求められる。この要求を実現するため、設計ルールを遵守して、機器と配管を高速で配置設計できる自動設計システムを開発している。ここでは、機器配置に必要な自動設計技術を示す。

2. 機器及び配管の自動配置手順

図 1 に本システムで開発している自動配置手順を示す。CAD で作成した機器には寸法、要素及び接点分布の情報が与えられている。これらの情報を入力に、機器種類を出力にして、機器種毎にクリアランスや、空間設計ルールを自動設定する。また、本システムでは、2 段階に分けて機器を配置する。配管物量最小を考慮して、遺伝的アルゴリズムで機器を概略配置する。次に，クリアランス等の設計ルールを考慮して、繰り返し収束計算で機器を詳細に配置する。そして、整備、搬入空間等の設計ルールを考慮して、物量最小を目標に配管を自動設計する。

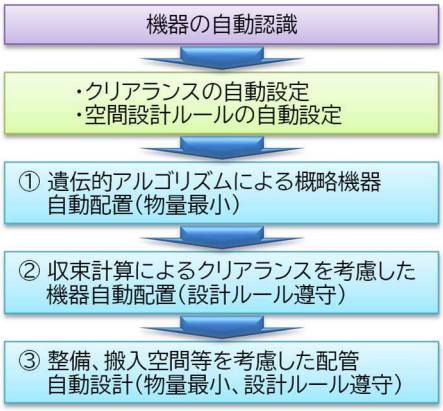


図 1　機器の自動配置手順

3. クリアランスを考慮した機器自動配置設計

機器の整備や操作のため、機器間や、機器-壁間には、所定のクリアランス ***C*** [m]が必要である。図 2 に収束計算による ***C*** を考慮した自動配置結果を示す。***C*** を考慮した自動配置前の上図では（先に実施する遺伝的アルゴリズムによる概略配置では ***C*** を考慮しない）タンク 1 同士や、タンク 1 と壁が干渉し、また、タンク 1 と 2 が近接している。下図に自動配置後の結果を示す。本システムでは、各機器間や機器と壁の距離 ***L*** [m]を計測している。全ての機器の ***L*** が ***C*** を満足するまで (***L-C*≧0**)、***L-C*** を評価関数とした繰り返し収束計算により、機器を移動させた。その結果、図示のように全ての機器の ***L*** は所定の ***C*** を満足できている。

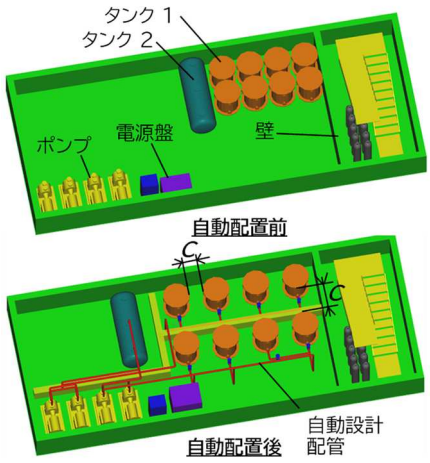


図 2　機器のクリアランスを考慮した機器の自動配置設計

4. 機器周りの空間設計ルールを考慮した配管自動設計

配管も機器の整備及び搬入性を考慮して自動設計する。本システムでは、機器の認識技術をもとに、機器まわりの空間設計ルールを自動で与え、配管設置可否で空間を二値化した。図 3 に示すように、本機能により、タンク 1 の上部や、タンク 2 の周りに、通行禁止領域（半透明水色領域）が自動設定され、禁止領域を避けて配管は自動設計された。一方、本機能の設定が無いと、タンク 1 上部に配管が設置された（右下図）。

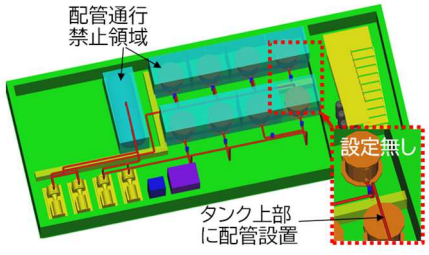


図 3　配管通行禁止領域を考慮した配管自動設計

5. 結論

設計ルールを遵守し、配管物量低減を考慮して、機器と配管の配置を自動設計するシステムを開発できる見込みを得た。

*Shiro Takahashi[1], Toshiyuki Kosuge[2], Tomoyasu Inoue[2], Yoshitaka Nagayama[2] and Keita Okuyama[1]　[1]Hitachi, [2]Hitachi-GE

Oral presentation | I. General Issues：General Issues

Fri. Sep 13, 2024 2:45 PM - 4:10 PM JST | Fri. Sep 13, 2024 5:45 AM - 7:10 AM UTC Room J(Recture RoomsB 1F B104)

[3J10-14] Social Research & Communication 4

Chair:Akihiko Nishimura(JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3J10]

Trends in attitudes toward the use of nuclear power plants

Analysis focusing on demographic profile

*Yoshihiko SHINODA[1] (1. Fukushima Prefecture Center for Enviromental Creation)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3J11]

Examination using dialogue records regarding matters affecting social acceptability

*Yoshihito Takeda[1], Reiko Kuwagaki[2] (1. Faculty of Engineering, Hokkaido University, 2. CRIEPI)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3J12]

Analyzing Reports on Nuclear Energy in Japan Through Topic and Sentiment Analysis

*Yifan Sun[1], Tsuruta Hirofumi[2], Kumagai Masaya[1,2], Ken Kurosaki[1] (1. Kyoto Univ., 2. SAKURA internet Inc.)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3J13]

Non-substantive Responses and Potential Acceptance

*Kaito Masumizu[1], Kazuya Ito[1], Ryuta Takashima[1] (1. TUS)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[3J14]

Consideration in Public Opinion Concerning Nuclear Power Generation in the United States and Europe since 2022

*Shinichi Oiso[1] (1. INSS)

4:00 PM - 4:10 PM JST | 7:00 AM - 7:10 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

原子力発電所の利用に対する賛否態度の動向
人口統計属性に着目した分析

Trends in attitudes toward the use of nuclear power plants
Analysis focusing on demographic profile

*篠田 佳彦[1]
[1]福島県環境創造センター

原子力発電所の利用に対する賛否意識を含む、無作為抽出による全国規模の世論調査を用いて、人口統計属性に着目した分析評価を行い、原発賛否に対する性別や年齢の関係に言及する。

Based on appropriate public opinion polls after the Fukushima disaster, we conducted an analysis focusing on demographic profile and noted the relation of gender and age to attitudes toward the use of nuclear power plants.

キーワード：世論調査、原子力発電所の利用に対する賛否動向、人口統計属性：性別、年齢

1. 緒言

福島事故後の継続調査[1]で賛否態度の動向に対する性別や年齢の影響を評価し、「発見・確認」に資する。

2. 原子力利用態度の変化要因の分析と評価

2-1. 東京大学谷口研究室・朝日新聞社による世論調査[1]

原子力利用に対する質問「5 択選択肢（即時廃止← …どちらとも… →電力源候補の一つ)」を含む政治・経済的な社会意識に関する調査結果と人口統計情報を併せて公開されている個票データを活用する。

2-2. 分析方法

5 段階の Likert scale を模した選択肢（順序尺度）の調査結果を性別や年齢の関係に着目して分析する。

2-3. 分析結果

前報で原発への好意的変化の主影響は 22 年のロシア侵攻などによるエネルギー供給の不安定化懸念と別調査で示した[2]。朝日東大調査では賛成選択肢表現が「候補の一つ」で、多数調査比較で選択が多くなる傾向を確認している[3]。この調査では 22 年以前から賛成度が増え始め、社会情勢から CO_2 対策への期待と思える。

福島事故直後 12 年、5 年から 10 年程度経過した 17 年から 20 年、昨今 23 年と賛否動向を区分できる。反対傾向が強まった事故直後では性別や年齢による差が小さく、その後反対傾向が弱まるとともに差が拡大している。22 年以降、賛成態度が強まり性別や年齢による差が再び縮小していく傾向が見られた。22 年から 23 年において、性別の差においても特異な変化を見せている。政治経済意識と原発賛否の間でポリコリック相関を算出すると経済的な要因と軍事や夫婦別姓などの在り方に対する意識との関係が変化した。いわゆる保守的／リベラル的意見分化が特に女性に生じ、原発賛否に影響している様相を見て取れた。

3. 結論

原発賛否に対する性別・年齢による差を確認し、男女の特徴を示した。差の解明を推し進め、差が意味するもの（差の本質）についての検討を通じて、原発賛否に影響する要因を明らかにしていく。

参考文献

[1] 東京大学谷口研究室・朝日新聞社共同調査、https://www.masaki.j.u-tokyo.ac.jp/utas/utasindex.html
[2] 篠田、世論調査から読み解く原発賛否態度の変化、原子力学会 2024 年春の年会
[3] 篠田、福島第一原子力発電所事故後の原子力利用の動向に関する世論の推移、原子力学会 2023 年春の年会

*Yoshihiko Shinoda[1]
[1]Fukushima Prefectural Center for Environmental Creation

社会受容性に影響を及ぼす事項に関する対話記録を用いた検討

Examination using dialogue records regarding matters affecting social acceptability

*竹田 宜人[1] 桑垣玲子[2]
[1]北海道大学 [2]電中研

本研究は、福島第一原子力発電所事故の除去土壌の最終処分、再利用の社会受容性の研究に関して、既往研究のアンケート調査の結果と実際の対話フォーラムの記録を比較し、その活用を検討したものである。
キーワード：リスクコミュニケーション，対話の記録，社会受容性

1. 背景と目的

社会受容性については、一般市民に対するアンケート調査等を用いた知見（例えば、高田ら（2022、2024）、白井ら（2023））がある。また、環境省が主催する対話フォーラムでは、参加者の意見等が記録・公開されており、活用が提案されている（竹田、2022）。本研究では、既往研究で得られた知見が、実際の対話への参加者の関心事と重なることを仮説として、表-1 を作成し、記録における出現状況を確認することを目的とした。

表-1 除去土壌の最終処分、再利用に関する社会受容性に影響を及ぼす事項と関心事

既往研究から抽出した影響を及ぼす事項	想定される関心事	分類
事故への関心	福島第一原子力発電所事故や東日本大震災	事故
分配・手続きの公平性、不公平	処分場選定に至る手続きや公平性	公平性
リスク認知、社会的便益	地域に対するリスクや便益	リスク・便益
政策への関心、主観的な知識	最終処分等に係わる技術や政策	技術や政策
信頼	環境省など関係機関への信頼	信頼
最終処分への同意	最終処分等への賛否／態度	賛否・態度
世代間	若者への配慮や世代間	世代間
道徳規範、保護価値	法、社会、倫理など ELSI	ELSI

2. 本研究の手法及び結果

対話フォーラムは 2021 年～2023 年にかけて一般市民を対象に都市部で 9 回開催された。自由参加のハイブリッド方式で、その動画は参加者の許可を得て YouTube で公開されている。そこには、意見等を書き込んだ付せんとオンラインの書き込みを転記したメモが貼られた対話ボードが設置された。その画像情報をテキスト化し、KHCoder を用いて言葉の出現頻度や関係を解析し、分類を行った。結果の一部を図-1 に示す。表-1 と比較し、事故、公平性、リスクや便益、賛否・態度、技術や政策、世代間は出現していたが、信頼、ELSI の分類は直接現れず、新たに対話に関する語群を確認した。発表では、対面とオンライン、地域やステークホルダーの立場の違い等にも着目した比較についても報告する。

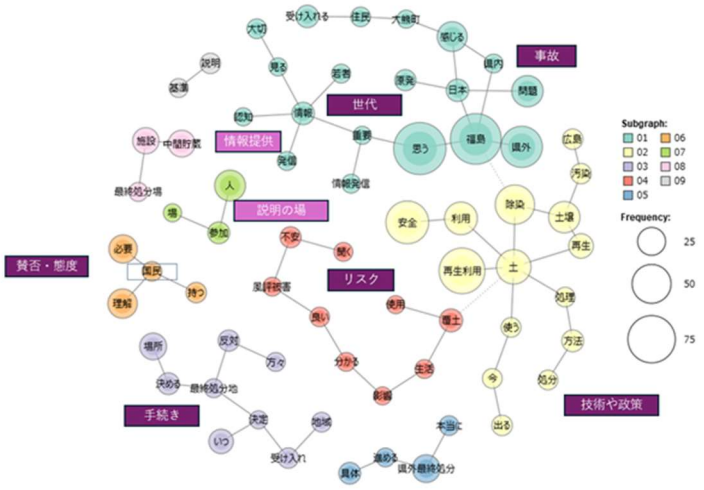


図-1 対話ボード（3～9 回まとめ）の共起ネットワーク

謝辞 環境省「除去土壌等の減容・再生利用技術開発戦略の具体化等に係る調査業務」のご協力を戴いた。

*Yoshihito Takeda[1], Reiko Kuwagaki[2]
[1]Hokkaido Univ., [2]CRIEPI

日本国内における原子力エネルギーに関する報道のトピックと感情分析

Analyzing Reports on Nuclear Energy in Japan Through Topic and Sentiment Analysis

*孫 一帆[1]，鶴田 博文[2]，熊谷 将也[1,2]，黒崎 健[1]

[1]京都大学，[2]さくらインターネット株式会社

福島第一原子力発電所事故後、日本における原子力エネルギーの将来的な発展のためには、公共の感情を理解することが重要である。本研究では、原子力に関する YouTube 動画データを自然言語処理を用いて分析し、主要なトピックを特定し、関連するコメントに対して感情分析を実施した。

キーワード：原子力，オンラインメディア，トピックモデリング，感情分析，言語モデル

1. 緒言

日本のエネルギーミックスにおいて重要な部分を占める原子力の円滑な発展には、政府と市民の効果的なコミュニケーションが必要である。これまで、世論調査は国民の感情を評価する効果的な方法であったが、用意された選択肢しか使えないことや、微妙な意見を捉えにくいという限界がある。そこで、本研究ではインタラクティブな YouTube の動画データとコメントを用いて、世論調査の補完的な手法の妥当性を探索する。

2. データ分析

2-1. データ取集

2024 年 4 月 1 日までに、「福島第一原発」や「原子力発電」に関連する動画を対象として、日本の主要放送局の公式チャンネルから合計 3,084 本の動画を収集した。各動画のデータには、メタデータ(例：Like 数)、ビデオのタイトル、概要、コメント、および自動生成された字幕が含まれている。タイトル、概要、字幕のテキストを Sudachi[1]を用いて単語をトークン化し、全テキストデータで 30,290 のユニークな単語トークンの中から、具体的で意味のある名詞 4,957 語のみを選別した（図 1 に示している）。

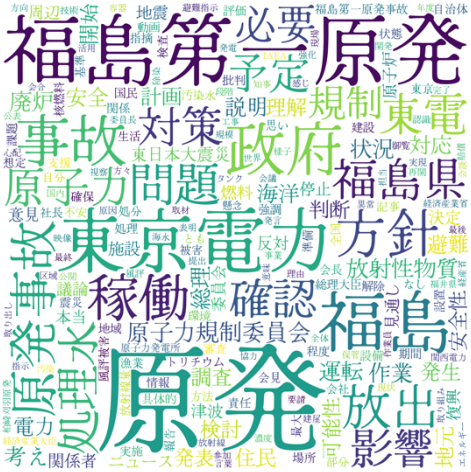


図 1 作成したワードクラウド

2-2. トピックモデリング

各動画について、テキストの Bag-of-Words 表現を作成し、潜在ディリクレ配分法（LDA）を用いてトピックモデリングを実施した。LDA により合計 11 のトピックが抽出され、各トピックに割り当てられた最も頻出する単語に基づいて、これら 11 のトピックが「処理水放出」「IAEA 視察」「地震・津波観測」「廃炉・デブリ処理」「使用済み核燃料・中間貯蔵施設建設」「最終処分場調査」「柏崎刈羽原発審査」「復興への思い」「賠償・費用」「原発稼働・運転期間」「原子力政策・電力」に関連していることが判明した。

2-3. 感情分析

各トピックについて、その関連コメントの感情を日本語評価極性辞書と大規模言語モデル(BERT と GPT)を用いて評価した。これらのモデルの性能についての詳細は学会にて発表する予定である。

3. 結論

本研究は、原子力分野における自然言語処理が大量のテキストデータを解析する有用性を強調し、日本における原子力に対する人々の感情を理解するための新しい分析アプローチを提案する。

参考文献

[1] Takaoka *et al*., Sudachi: a Japanese Tokenizer for Business, 2018.

---

*Yifan Sun[1], Hirofumi Tsuruta[2], Masaya Kumagai[1,2] and Ken Kurosaki[1]

[1]Kyoto Univ., [2]SAKURA internet Inc.

非実質的回答と潜在的受容性

Non-substantive Responses and Potential Acceptance

*升水 海登[1]，伊藤 和哉[1]，高嶋 隆太[1]

[1]東京理科大学

本研究では，アンケート調査において原子力発電への政策選好をはっきりと示さない“非実質的回答者”を対象に，機械学習等を用いて彼らの特徴と潜在的な受容性を分析する．

キーワード：原子力，世論，社会的受容性，アンケート調査，2 項ロジスティックモデル，機械学習

1. 緒言

原子力発電の社会的受容性ついては，これまでさまざまな研究が行われており，賛成者および反対者の選好決定要因や，原子力発電に関わる社会的イベントの発生に伴う世論の変化，放射性廃棄物処分場建設との関係性など，あらゆる観点から分析が行われている．しかし，日本におけるアンケート調査等で，選好を明らかにしない，またはできない回答者（以下，非実質的回答者と呼ぶ）に着目し，このような回答者が原子力発電に対して実際はどの程度の受容性を持つか（以下，潜在的受容性と呼ぶ）を明らかにした研究はない．本研究では，どのような特徴を持つ回答者が非実質的回答をするのかを分析することで，非実質的回答者の原子力発電に対する潜在的受容性を探る．

2. 分析

本研究では，一般財団法人日本原子力文化財団によって実施された，2023 年度 原子力に関する世論調査を使用し，回答者の特徴を分析した．本調査は訪問調査形式で 2023 年 9 月 30 日～10 月 13 日に実施され，全国 200 地点，15～79 歳の男女 1,200 人を対象に行われたものである．回答者の「原子力発電への政策選好」を目的変数，回答者の持つさまざまな属性を説明変数として，Edwards [1]の用いたロジスティック回帰による分析のほか，機械学習を用いた非実質的回答者の特徴分析やグルーピング，それらの結果に応じた潜在的受容性の推定方法の検討・考察を行った．

3. 結果と考察

機械学習を用いた分析の結果，知識の有無や原子力発電に対して持つ考えなど，政策選好に強く影響する要因を説明変数とすることで，賛成／反対の予測は 9 割以上の精度で可能であった．一方で，非実質的回答者全体としては反対意見に傾倒しうるという傾向はあるものの，非実質的回答者の中にも複数のタイプの回答者が存在し，回答者に非実質回答をさせる要因が多岐にわたることが判明した．

4. 結言

本研究では，機械学習を用いることで，非実質的回答者の，原子力発電に対する潜在的受容性を探った．非実質的回答は中立意見として扱われるほか，分析自体から除外されることも少なくないが，非実質的回答を生む“理由”自体にも，エネルギー世論を探る中で重要となる情報が含まれることが示唆された．回答に直接表れない情報を活用した潜在的受容性の把握こそが，世論の政策決定への有効活用に繋がると考える．

謝辞

本研究は JSPS 科研費 JP23H01640 の助成を受けたものである．

参考文献

[1] Michelle L. Edwards. “Public perceptions of energy policies: Predicting support, opposition, and nonsubstantive responses”. Energy Policy, Volume 117, June 2018, Pages 348-357

---

*Kaito Masumizu[1], Kazuya Ito[1] and Ryuta Takashima[1]

[1]TUS

米欧における原子力発電に対する 2022 年以降の世論の考察

Consideration in Public Opinion Concerning Nuclear Power Generation in the United States and Europe since 2022

*大磯眞一
(株)原子力安全システム研究所

米欧の原子力発電に関する世論について調査し、海外での原子力発電に対する世論動向を分析した。米国においては賛成が反対を上回っているという調査結果となっているが、ロシアによるウクライナ侵攻のあった 2022 年以降の賛成の伸びはそれほど大きくない。欧州については、英国、スウェーデン、フィンランド、チェコにおいて支持が不支持を大きく上回っている。とくに 2022 年以降、支持の増加が著しい。
キーワード：米欧、原子力発電、世論、動向、ロシアによるウクライナ侵攻

１．緒言

福島第一原子力発電所事故後 13 年における原子力発電に対する海外世論について、ネットで公開されており、出所の明らかなものを調査したので報告する。

２．概要

2022 年から 2024 年における米国、英国、スウェーデン、フィンランド、チェコにおける原子力発電に対する世論について情報収集し、結果について考察した。

３．結果

米国は、原子力発電支持が 7 割を超えるという調査（Bisconti Research）がある一方、賛成 55%とする調査結果（Gallup）もある。欧州では、英国は賛成 41%、反対 12%、中立 29%、無回答 18%となっている。スウェーデンは賛成 84%、反対 9%、フィンランドは賛成 68%、反対 6%となっている。チェコは利用を増やすべき 41%、現状維持 39%、減らすべき 13%という結果である。（いずれも 2023 年、スウェーデンのみ 2024 年）

４．考察

米国においては、Gallup 調査では、賛成率が 2022 年の 51%から 2023 年には 55%と増加した。エネルギー価格高騰、気候変動が理由として考えられる。一方、Bisconti Research 調査では、2024 年の賛成率が 77%と非常に高くなっているが、2021 年以降、賛成率に大きな変動はない。米国においては、シェールオイル、シェールガスの生産などもあり、欧州ほどにはエネルギー供給不足の影響を受けていないことが理由として考えられる。

欧州においては、2021 年から 2022 年にかけて、英国、スウェーデン、フィンランド、チェコで原子力発電への賛成率が大きく増加した。ロシアによるウクライナ侵攻が 2022 年 2 月であり、それによるエネルギー需給の逼迫、価格上昇などの影響が大きかったことが考えられる。英国では中立の立場をとる人も多いが、明確に反対の態度を示している人は 2023 年で 12%となっており、気候変動対策で原子力を推進する政府の立場に反対しない人が多いことが考えられる。スウェーデン、フィンランドの場合、欧州原子力学会は、気候変動対策がベースにあるところに、エネルギー価格高騰や、ロシアへのエネルギー依存を減らしエネルギー自給率を上げる必要に迫られたことが、賛成が多数を占める要因としている。チェコでは、地政学的条件等から原子力発電の増加支持が 2021 年 32%から 2022 年 56%へと急増したが、2023 年には 41%と減少しており、急増の反動とみられる。

*Shinichi Oiso
Institute of Nuclear Safety System, Incorporated

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

Fri. Sep 13, 2024 2:45 PM - 4:10 PM JST | Fri. Sep 13, 2024 5:45 AM - 7:10 AM UTC Room N(Recture RoomsB 2F B203)

[3N10-14] MOX Fuel Manufacturing Technology

Chair:Fumihiro Nakamori(CRIEPI)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3N10]

Technological development of the particle size adjustment of recycle powder
(10) Evaluation of erosion resistance against powder impact

*Tomoomi Segawa[1], Hayato Takashima[1], Kazuya Yamamoto[1], Takanori Ono[1], Koichi Kawaguchi[1], Katsunori Ishii[1] (1. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3N11]

Technological development of the particle size adjustment of recycle powder
(11) Classifying property of pneumatic classifier

*Koichi Kawaguchi[1], Tomoomi Segarwa[1], Katsunori Ishii[1], Hayato Takashima[1], Kazuya Yamamoto[1], Takanori Ono[1] (1. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3N12]

MOX pellet manufacturing technology using recycle powder
(1) Optimization of granulation conditions

*Kenta Goto[1], Kiyoto Takato[1], Takanori Ono[1], Hidekazu Ichige[1], Nobuhiro Hatanaka[1], Tatsutoshi Murakami[1] (1. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3N13]

MOX pellet manufacturing technology using recycle powder
(2)Effect of powder particle size on pellet density

*kiyoto takato[1], kenta goto[1], kazuya yamamoto[1], hidekazu ichige[1], nobuhiro hatanaka[1], tatsutoshi murakami[1] (1. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[3N14]

Sintering behavior of microwave de-nitrated or dry-recycled MOX powders

*Shun Hirooka[1], Kohei Hayashizaki[1], Hideaki Ohwada[2], Takeo Sunaoshi[2], Tetsuya Tamura[2], Kosuke Saito[1] (1. JAEA, 2. Inspection Development)

4:00 PM - 4:10 PM JST | 7:00 AM - 7:10 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

乾式回収粉の粒度調整技術開発
（10）粉体衝突に対する耐摩耗性評価

Technological development of the particle size adjustment of recycle powder

(10) Evaluation of erosion resistance against powder impact

*瀬川 智臣[1]，髙島 颯人[1]，山本 和也[1]，小野 高徳[1]，川口 浩一[1]，石井 克典[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

本研究では，粉砕処理時の粉体衝突に対する材料の耐摩耗性評価を目的とし，脆性材料および展性材料を用いて，粉体衝突状態を模擬し，アルミナ粉体の噴射量と衝突角度が摩耗量に及ぼす影響を確認した．

キーワード：乾式リサイクル，粉体衝突，耐摩耗性，脆性材料，展性材料

1. 緒言

原子力機構では，規格外 MOX 燃料ペレットを粉砕した乾回粉を原料として再利用する乾式リサイクル技術開発の一環として，乾式リサイクル設備の設計検討を進めている[1]．当該設備においては，高い安全性および耐久性が求められるため，粉砕処理時の粉体衝突に対する材料の耐摩耗性が重要となる．材料の耐摩耗性に関して，脆性材料においては脆性破壊，展性材料においては切削作用による摩耗が大きく影響する．

本研究では，粉砕処理時の粉体衝突状態を模擬し，脆性材料および展性材料の試験片へアルミナ粉体を噴射し衝突させた際の噴射量と衝突角度をパラメータとした試験を実施し，試験片の摩耗量の評価を行った．

2. 試験方法

脆性材料として，アルミナ(Al_2O_3)，窒化ケイ素(Si_3N_4)，炭化ケイ素(SiC)，炭化タングステン-コバルト(WC-Co)，展性材料として，ステンレス鋼(SUS304)を使用した．各材料の試験片に対して，不定形状のアルミナ粒子を衝突速度約 70 m/s，衝突角度 30°，45°，60°，90° で噴射し，所定の累積噴射量に達する毎に試験片の質量測定を行った．

3. 試験結果および考察

異なる材料における衝突角度依存性を比較するため，初期状態から累積噴射量 1.0 kg までの噴射量当たりの摩耗体積を評価した結果を図 1(a)に示す．摩耗体積は，試験片の質量変化から算出した．

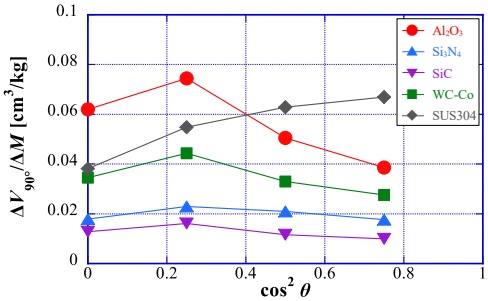
さらに，粒子の運動エネルギーEを次式により，法線方向と接線方向の 2 成分に分離した．

$$E = \frac{1}{2}mv^2 = \frac{1}{2}mv^2\sin^2\theta + \frac{1}{2}mv^2\cos^2\theta \quad (1)$$

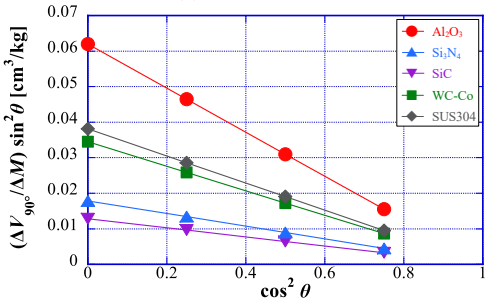
ここで，mは粒子質量，vは粒子速度，θは噴射角度である．法線方向の成分が脆性破壊，接線方向の成分が切削作用に寄与するものと考えられる．法線方向の成分による摩耗は，噴射角度 90° における摩耗$\Delta V_{90°}$を基準に，$\sin^2\theta$に比例するものとして推定した．評価結果を図 1(b)に示す．また，全摩耗量から法線方向の成分による摩耗を差し引いたものを，接線方向の成分による摩耗とした．評価結果を Fig. 1(c)に示す．

脆性材料の場合，噴射角度 90° 未満における摩耗量は，接線方向の成分には依存せず，材料毎に概ね一定となる傾向を示した．一方，展性材料の SUS304 の場合，摩耗量は，接線方向の成分の増加に伴い増大し（図 1(c)），既存知見[2]と整合する結果を得た．

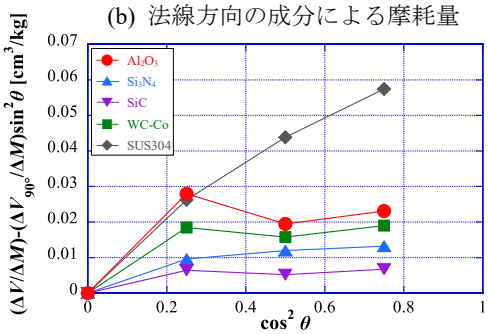
乾式リサイクル設備の設計検討を行う上で，噴射量と衝突角度を考慮し適切な耐摩耗性の材料を選定することが重要と考えられる．



(a) 各材料の摩耗量



(b) 法線方向の成分による摩耗量



(c) 接線方向の成分による摩耗量

図 1 摩耗量の衝突角度依存性

4. 結論

粉体衝突に対する脆性材料および展性材料の耐摩耗性評価を実施し，粉体噴射量と衝突角度が材料の摩耗量に及ぼす影響を確認した．得られた評価結果を今後の乾式リサイクル設備の設計検討に反映する．

参考文献

[1] 山本 和也，他，日本原子力学会 2022 年春の年会，1I09 (2022). [2] A. Suman, et al., Acta Astronautica, 214 (2024) 380–388.

*Tomoomi Segawa[1], Hayato Takashima[1], Kazuya Yamamoto[1], Takanori Ono[1], Koichi Kawaguchi[1] and Katsunori Ishii[1],
[1]Japan Atomic Energy Agency

乾式回収粉の粒度調整技術開発
（11）気流式分級機の分級特性

Technological development of the particle size adjustment of recycle powder

(11) Classifying property of pneumatic classifier

*川口 浩一[1]，瀬川 智臣[1]，石井 克典[1]，髙島 颯人[1]，山本 和也[1]，小野 高徳[1]

[1]日本原子力研究開発機構

乾式リサイクルのための微粉砕プロセスにおける粒度調整のための気流式分級機について，粉末供給速度が部分分離効率に及ぼす影響を評価した．部分分離効率に対してシグモイド曲線をフィッティングして得たパラメータは，供給速度に対して一次関数的な変化を示した．

キーワード：乾式リサイクル，粒度調整，気流式分級機，分級点，部分分離効率

1. 緒言

原子力機構では，MOX 燃料製造で発生する燃料スクラップを微粉砕して原料粉末として再利用する乾式リサイクル技術の開発を進めている．乾式リサイクルにより回収される粉末の粒子径は，ペレットの焼結性に影響する重要な特性である．回収粉末の粒子径調整に使用する気流式分級機について，粉末供給速度が分級特性に及ぼす影響を評価した．

2. 試験方法

粒子径 1～500 μm にわたって連続した分布を持つことを目標に調製した酸化鉄粉末および珪砂粉末を模擬粉末とした．粒子径 10 μm 付近で分級されるように分級機を設定し，供給速度 0.25～50 kg/h で粉末を供給して分級した．得られた細粉および粗粉それぞれの収量および粒子径分布を測定し，次式により粒子径区間毎の部分分離効率 $F(i)$を算出した．

$$F_{\mathrm{f}(i)} = \frac{M_{\mathrm{f}} Y_{\mathrm{f}(i)}}{M_{\mathrm{f}} Y_{\mathrm{f}(i)} + M_{\mathrm{c}} Y_{\mathrm{c}(i)}} \quad (1)$$

$$F_{\mathrm{c}(i)} = \frac{M_{\mathrm{c}} Y_{\mathrm{c}(i)}}{M_{\mathrm{f}} Y_{\mathrm{f}(i)} + M_{\mathrm{c}} Y_{\mathrm{c}(i)}} \quad (2)$$

ここで，i は粒子径分布測定の区間に割り当てた番号，M は収量，$Y(i)$は区間 i における粒子径分布密度である．また，添え字の f および c はそれぞれ細粉および粗粉を表す．

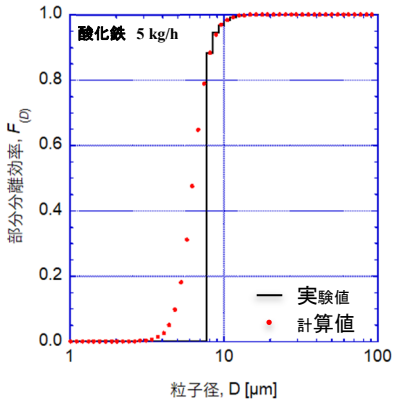


図 1　部分分離効率

3. 結果と考察

得られた分級粉のうち，細粉の割合は 0.5～2%であった．細粉の粒子径範囲は．最小粒子径 8～9 μm，最大粒子径 10～60 μm であり，およそ 10 μm で細粉側と粗粉側の収量が逆転した．供給粉中および粗粉中では検出下限濃度未満となった区間を含む領域で分級が行われた結果，(2)式によって算出した部分分離効率曲線は，図 1 に実線で示すように左右非対称となった．粗粉の部分分離効率が 0.5～0.6 以上の部分を用いて，次に示すシグモイドによるフィッティングを行った．

$$F_{\mathrm{c}(D)} = \frac{1}{1+e^{-a\log(D/D_{\mathrm{c}})}} \quad (3)$$

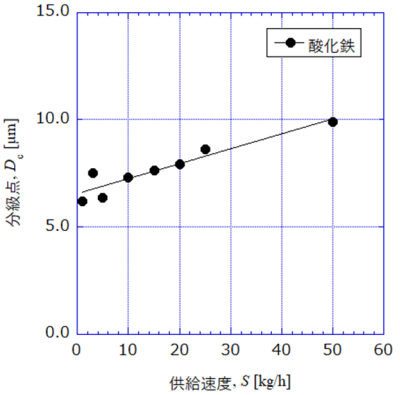


図 2　D_cの供給速度依存性

ここで，粒子径 D は区間の上下限粒子径の幾何平均を用いた．求まるパラメータD_cは分級点，a は分級の鋭さに関係する．フィッティングによる計算値を図 1 にシンボルで示す．図 2 に示すように，D_cは供給速度に対して一次関数的な増加傾向を示した．a についてはその逆数 $1/a$ が一次関数的な増加傾向を示した．

4. 結論

気流式分級粉を用いた試験により収量および粒子径分布を測定し，粉末供給速度が分級特性に及ぼす影響を評価した．本結果は，乾式リサイクル設備の工程予測への適用が期待できる．

*Koichi Kawaguchi[1], Tomoomi Segawa[1], Katsunori Ishii[1], Hayato Takashima[1], Kazuya Yamamoto[1] and Takanori Ono[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

乾式回収粉末を用いた MOX ペレット製造技術
（1）造粒条件の最適化

MOX pellet manufacturing technology using recycle powder
(1) Optimization of granulation conditions

*後藤 健太[1]，髙藤 清人[1]，小野 高徳[1]，市毛 秀和[1]，畑中 延浩[1]，村上 龍敏[1]
[1]日本原子力研究開発機構

プルトニウム燃料技術開発センターでは、核燃料物質の集約化作業の一環として、これまでの製造試験で発生した乾式回収粉末（焼結ペレット等を粉砕したリサイクル粉末）を保管体（過去の燃料製造の残部材を用いて集合体形状としたもの）として安定保管する取り組みを進めている。これまで、乾式回収粉末を主要な原料として MOX ペレットを製造した実績はなく、本取り組みを通じて得られた知見について報告する。
キーワード：MOX ペレット，造粒，乾式回収粉末

1. 背景

高速炉の MOX ペレットは外径が小さいため、成型工程の前処理として、MOX 粉末の造粒処理を行う。造粒処理とは、図 1 に示す通り、MOX 粉末をロータリープレスによりタブレットと呼ばれる円盤状の形に成型した後、これを解砕して顆粒状とすることで粉末の流動性を向上させる処理である。しかし、乾式回収粉末は流動性や成型性が悪いため、良質なタブレットを作ることが難しく、流動性の高い顆粒を作ることに課題があった。

2. 検討内容及び結果

造粒処理の不具合を分析した結果、タブレット成型時に成型ダイスへ粉末が安定して充填できていないことが主な要因の一つとして挙げられた。タブレットの硬度を簡易な硬度計により測定したところ、タブレットの硬度にばらつきが生じていることが分かった。これは、タブレット成型時に、成型ダイスへの粉末充填量が安定せず、タブレットの成型圧力にばらつきが生じたことによるものと考えられた。このため、造粒処理を 2 段階で行うこととし、一段階目で流動性を高めた粉末を、再度、造粒処理にかけることでタブレットの成型圧力のばらつきの低減を図った。この結果、図 2 に示す通り、タブレットの成型圧力が安定し、良質なタブレットが安定して得られるようになった。これにより、流動性の高い顆粒をペレット成型ダイスへ供給し、安定したペレット成型処理を行うことが可能となった。

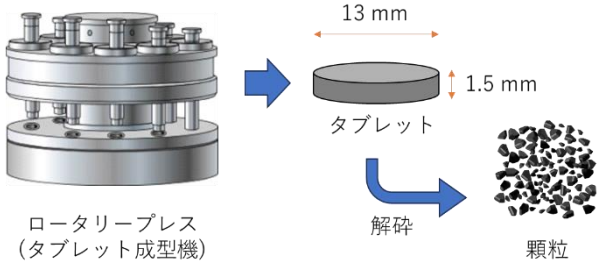


図 1　造粒処理の概要図

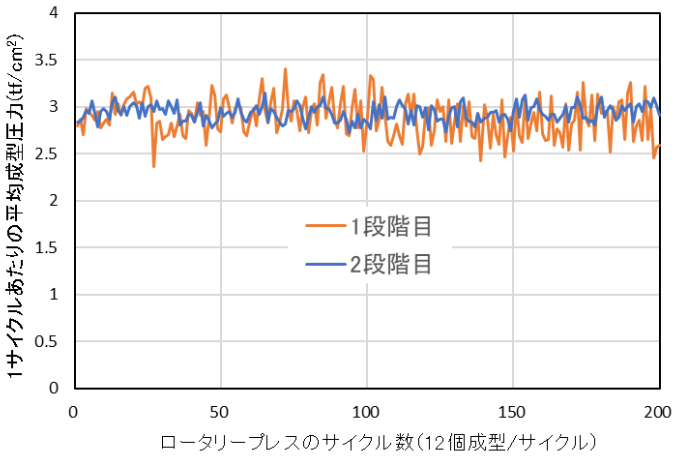


図 2　ロータリープレスにおけるタブレット成型圧力のトレンドグラフ

* Kenta Goto[1], Kiyoto Takato[1], Takanori Ono[1], Hidekazu Ichige[1], Nobuhiro Hatanaka[1] and Tatsutoshi Murakami[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

乾式回収粉末を用いた MOX ペレット製造技術
（2）粉末粒度とペレット密度への影響

MOX pellet manufacturing technology using recycle powder
(2) Effect of powder particle size on pellet density

*髙藤 清人[1]，後藤 健太[1]，山本 和也[1]，市毛 秀和[1]，畑中 延浩[1]，村上 龍敏[1]
[1]日本原子力研究開発機構

プルトニウム燃料技術開発センターでは、核燃料物質の集約化作業の一環として、これまでの製造試験で発生した乾式回収粉末を保管体（過去の燃料製造の残部材を用いて集合体形状としたもの）として安定保管する取り組みを進めている。これまで、乾式回収粉末を主要な原料として MOX ペレットを製造した実績はなく、本取り組みを通じて得られた知見について報告する。

キーワード：MOX ペレット，ペレット密度，乾式回収粉末

1. 背景

乾式回収粉末は、粉末の粒度分布の違いが MOX ペレットの焼結性に影響を及ぼすことが報告されている[1]。様々な粒度分布の乾式回収粉末を原料とする保管体化では、当初、得られた MOX ペレットの焼結密度や外径が安定しないという課題があった。このため、MOX ペレットの品質の安定化を図るため、粉末粒度と焼結密度との関係を評価した。

2. 結果

図 1 に乾式回収粉末の平均粒径と MOX ペレットの焼結密度の理論密度比の関係を示す。全体として、平均粒径が大きいと MOX ペレットの密度が低くなる傾向が見られた。しかし、平均粒径が 3μm を下回る場合でも、焼結ペレットの密度が低下する場合がみられた。これらの粉末の粒度分布を確認したところ、10μm 以上の比較的粗い粒子が含まれていることを確認した。粗い粒子が含まれると焼結時の収縮性の違いによりペレット内に空孔が生じ、その結果、焼結密度が低下したものと推定した。

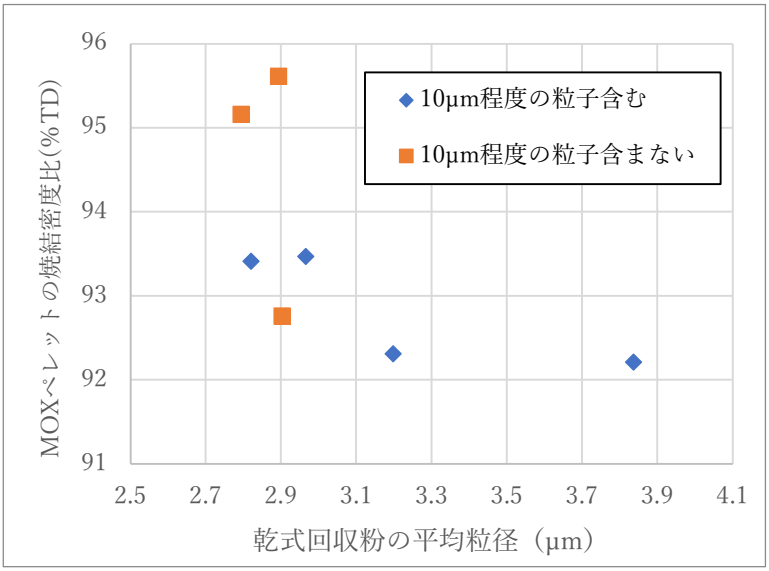


図 1　乾式回収粉の平均粒径と MOX ペレットの焼結密度比

参考文献

[1] 林崎康平，他，日本原子力学会 2023 春の年会 2F14,2023

*Kiyoto Takato[1], Kenta Goto[1], Kazuya Yamamoto[1], Hidekazu Ichige[1], Nobuhiro Hatanaka[1] and Tatsutoshi Murakami[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

マイクロ波加熱脱硝粉末及び乾式回収 MOX 粉末の焼結挙動

Sintering behavior of microwave de-nitrated or dry-recycled MOX powders

*廣岡 瞬[1]，林崎 康平[1]，大和田 英明[2]，砂押 剛雄[2]，田村 哲也[2]，齋藤 浩介[1]

[1]JAEA，[2]検査開発

マイクロ波加熱脱硝 MOX 粉末は平均粒径がサブミクロンと微粉であるのに対して、乾式回収 MOX 粉末は、粒度の調整条件によっては 10μm 以上の粒子を多く含む粗い粉末となる。これらの粉末について、熱膨張計及び DSC による焼結試験、並びにペレットの SEM 観察を行い、緻密化の挙動を比較評価した。

キーワード：MOX，焼結，熱膨張計，DSC，SEM

1. 緒言

高速炉用 MOX 燃料の製造に用いられるマイクロ波加熱脱硝 MOX 粉末（MH 粉）や乾式回収 MOX 粉末（乾回粉）の焼結挙動を理解するために、これまでに熱膨張計を用いた焼結試験を行い、乾回粉は MH 粉に対して比較的高温で焼結が進み、焼結後は比較的低い密度が得られるデータを得た。本研究ではこれらの焼結挙動についてさらに詳しく調べるため、DSC を用いた焼結試験と、焼結過程の SEM 観察を行った。

2. 試験方法

焼結試験に供したそれぞれの粉末のグリーンペレットの作製は、ダイス径 3 mm、成型圧 400 MPa、保持時間 30 秒の条件とした。DSC による焼結は昇温速度 8℃/min、最高温度 1450℃で実施した。焼結過程の SEM 観察については、各温度で昇温を停止し、ペレットの破断面を観察した。

3. 結果と考察

図 1 に過去に取得した収縮データ（Shrinkage）と今回取得した DSC データ（Heat flow）を示す。DSC データの正のピークは焼結に伴う発熱を意味する。いずれの粉末においても、DSC で得られるピークは収縮が始まる温度（MH 粉：900～1000℃、乾回粉：1400～1500℃）より低い温度で確認された。これは、初期段階の収縮を伴わないネック成長に関連すると考えられる。また、このピークは微粉の MH 粉で顕著であった。

図 2 に示す SEM 像では、いずれの粉末においても 1300℃付近から粉末形状の変化が確認された。1600℃では明確なネッキングや粒成長の様子が見られ、乾回粉においては大きな隙間が生じている様子も確認された。これは成型体における粗大な粒子同士の接触性の低さのためであり、低密度化の原因になっていると考えられる。

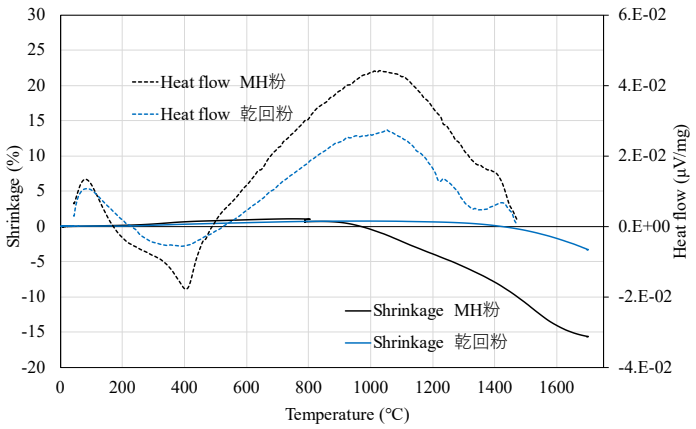


図 1 焼結における収縮データと DSC データ

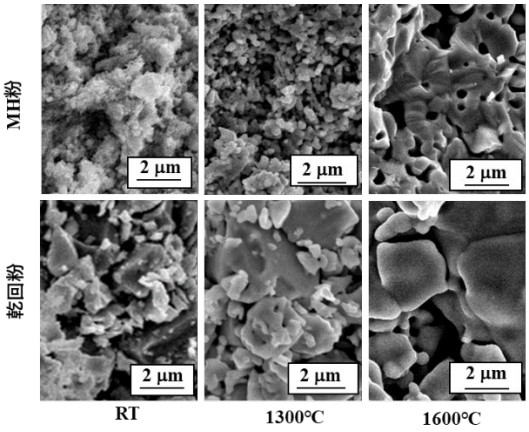


図 2 焼結過程の破断面の SEM

*Shun Hirooka[1], Kohei Hayashizaki[1], Hideaki Ohwada[2], Takeo Sunaoshi[2], Tetsuya Tamura[2], Kosuke Saito[1]

[1]JAEA, [2]Inspection Development Company

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

Fri. Sep 13, 2024 2:45 PM - 4:20 PM JST | Fri. Sep 13, 2024 5:45 AM - 7:20 AM UTC Room E(Recture RoomsA 2F A200)

[3E10-15] Advanced Reactor Safety

Chair:Shota Ueda(CRIEPI)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3E10]

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

(36) Project Overview and Progress until 2023

*Hidemasa Yamano[1], Toshihide Takai[1], Yuki Emura[1], Hideo Higashi[2], Hiroyuki Fukuyama[2], Koji Morita[3], Kinya Nakamura[4], Zeeshan Ahmed[5], Marco Pellegrini[5], Tsuyoshi Nishi[6] (1. JAEA, 2. Tohoku Univ., 3. Kyushu Univ., 4. CRIEPI, 5. Tokyo Univ., 6. Ibaraki Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3E11]

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

(37) Flow and freezing experiments for molten mixture of control rod material-structure material

*Yuki Emura[1], Toshihide Takai[1], Hidemasa Yamano[1] (1. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3E12]

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

(38) Melting behavior analysis of SUS316L containing 30mass%B_4C using ultrahigh-temperature thermal analysis based on blackbody radiation

*Hideo Higashi[1], Makoto Ohtsuka[1], Masayoshi Adachi[1], Hiroyuki Fukuyama[1], Hidemasa Yamano[2] (1. Tohoku UniV., 2. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3E13]

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

(39) Solidification process of SUS316L containing 30mass%B_4C by combination of in-situ observation and rapid cooling with electromagnetic levitation method

*Hiroyuki Fukuyama[1], Hideo Higashi[1], Makoto Ohtsuka[1], Masayoshi Adachi[1], Hidemasa Yamano[2] (1. Tohoku Univ., 2. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[3E14]

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

(40) Eutectic Melting and Relocation Behavior of B4C Pellet-Stainless Steel Using Numerical Approach

*Zeeshan Ahmed[1], Avadhesh Kumar Sharma[1], Marco Pellegrini[1], Yamano Hidemasa[2], Koji Okamoto[1] (1. The University of Tokyo (UTokyo), 2. Japan Atomic Energy Agency)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[3E15]

©Atomic Energy Society of Japan

Research on a passive Vessel Cooling System (VCS) utilizing radiative cooling
Examination of how to integrate the actual VCS with a reactor building

*Kuniyoshi Takamatsu[1], Shumpei Funatani[2] (1. JAEA, 2. Univ. of Yamanashi)

4:15 PM - 4:20 PM JST | 7:15 AM - 7:20 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時の制御棒材の共晶溶融挙動に関する研究 (36) プロジェクト全体概要及び令和５年度までの進捗

Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors
(36) Project Overview and Progress until 2023

*山野秀将[1]，高井俊秀[1]，江村優軌[1]，東英生[2]，福山博之[2]，守田幸路[3]，中村勤也[4]，
Zeeshan Ahmed[5], Marco Pellegrini[5]，西 剛史[6]
[1]原子力機構，[2]東北大学，[3]九州大学，[4]電中研，[5]東京大学，[6]茨城大学

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故評価において制御棒材の炭化ホウ素とステンレス鋼の共晶溶融反応及び移動挙動を模擬できるようにするため、共晶溶融物の熱物性評価、共晶溶融反応・再配置実験、共晶反応メカニズム検討、及び共晶溶融反応に関する物理モデル開発及び実機適用解析を実施する研究プロジェクトを進めている。ここでは、プロジェクト全体概要及び令和５年度までの進捗概要について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉, 炉心損傷事故, 炭化ホウ素, ステンレス鋼, 共晶

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故(CDA)シナリオにおいて、制御棒材（中性子吸収材）である炭化ホウ素(B_4C)とステンレス鋼(SS)の共晶溶融反応及び移動挙動が将来の研究課題として摘出された[1]。B_4C-SS 溶融物の炉心内の再配置は反応度低減に大きな影響を及ぼす[2]。そこで、これまでの CDA 評価では考慮されていなかった B_4C-SS 共晶溶融反応及び移動挙動を実機解析の中で模擬することを目的として、研究プロジェクトを平成 28 年度から進めている[3]。本報では、プロジェクト全体概要を述べるとともに、令和５年度までの進捗概要について報告する。

2. プロジェクト全体概要

平成 28 年度から令和元年度までを第 1 フェーズとして、B_4C-SS 共晶溶融反応を模擬する基本的な物理モデル構築を目的に、熱物性データ取得、共晶溶融反応可視化実験、物理モデル構築を行い、実機評価に適用可能な解析コードのプロトタイプを完成させた。次に、令和 2 年度から令和 6 年度までを第 2 フェーズとして、実機評価の解析精度向上のための物理モデル高度化を目的に、共晶溶融物の熱物性評価、共晶溶融反応・再配置実験、共晶反応メカニズム検討、及び共晶溶融反応に関する物理モデル開発及び実機適用解析を進めており、実機評価に適用可能な解析コードの完成を目標としてプロジェクトを進めている。

3. 令和５年度までの進捗概要

実機条件に近い溶融 SS プール中に B_4C ペレットを浸漬させた共晶溶融反応実験の試験サンプルの材料分析を行い、反応速度データとして整理した。また、解析コードの妥当性確認に資するため、B_4C と SS が均質に溶融させた共晶溶融物の固化試験を行い、侵入距離を測定した。共晶反応メカニズム検討として、30mass% B_4C 含有 SS316L（共晶溶融物）の溶融挙動解析及び急冷法による凝固過程解明を行った。物理モデル高度化として、B_4C 含有率をパラメータとした熱物性モデルを開発して、SIMMER コードへの組み込みを試行するとともに、動作確認解析により溶融プール内の共晶溶融物の移動挙動を模擬することができた。

4. 結言

本研究プロジェクトを概説するとともに、令和５年度までの進捗概要を報告した。今後、物理モデルの高度化を図るとともに、検証データを拡充していき、実機適用性への解析能力向上を図る。

*本報告は、経済産業省からの受託事業である「令和５年度高速炉実証炉開発事業（基盤整備と技術開発）」の一環として実施した成果である。

参考文献

[1] T. Suzuki, et al., JNST, 51,493-513 (2014), [2] 山野ら，動エネシンポ 2016, [3] 山野ら，原学会 2023 秋.

*Hidemasa Yamano[1], Toshihide Takai[1], Yuki Emura[1], Hideo Higashi[2], Hiroyuki Fukuyama[2], Koji Morita[3], Kinya Nakamura[4], Zeeshan Ahmed[5], Marco Pellegrini[5], Tsuyoshi Nishi[6]
[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] Tohoku Univ., [3] Kyushu Univ., [4] CRIEPI, [5] Tokyo Univ., [6] Ibaraki Univ.

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時の制御棒材の共晶溶融挙動に関する研究 (37) 制御棒材－構造材混合溶融物の流動・固化実験

Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors
(37) Flow and freezing experiments for molten mixture of control rod material-structure material

*江村優軌[1]，高井俊秀[1]，山野秀将[1]
[1]原子力機構

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故では、制御棒材の炭化ホウ素と構造材のステンレス鋼が共晶溶融し、炉心領域内外へと再配置される可能性がある。本研究では、これらの混合溶融物が流動し、固化するまでの挙動に関するデータを取得することを目的とした実験を行い、その結果を考察した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，炉心損傷事故，炭化ホウ素，ステンレス鋼，共晶溶融

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷時において、制御棒材の炭化ホウ素（B_4C）は構造材であるステンレス鋼との共晶溶融により、制御棒材本来の融点（2700℃以上）に達する前に流動化する。これらの混合溶融物が凝固によって流動を停止するまでに、炉心内外へと再配置範囲が拡大し、炉心反応度の増減に影響する。そのため、混合溶融物の炉心内外への再配置挙動を適切に評価することは安全評価上の重要な課題である。そこで、本研究では、混合溶融物をステンレス鋼配管内に流下させる試験を実施し、配管内において冷却され、固化・閉塞に至るまでの侵入距離を測定した。

2. 試験条件および試験方法

黒鉛ヒータを用いて、アルミナルツボ内のステンレス鋼（SUS316）および B_4C 粉末を加熱・溶融させた後、プラグ栓を引き抜くことで、混合溶融物を下方に設置したステンレス鋼配管中へ流下した（図 1）。本試験では、ヒータ加熱温度を 1500℃または 1800℃とし、混合溶融物中の B_4C 質量分率（0 mass%、2.5 mass%、5 mass%）および配管内径（ϕ4.0 mm、ϕ6.7 mm）をパラメータとした。

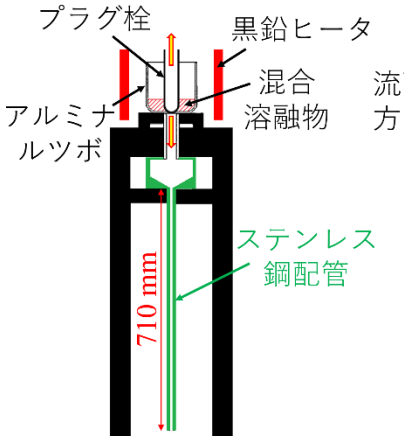


図 1 試験体系



図 2 試験後固化物

3. 試験結果および考察

試験後に配管内から取り出した固化物の一例（1500℃、0 mass%、ϕ6.7 mm）を図 2 に示す。固化物には大きな空孔が認められず、配管内を満たした状態で固化し、閉塞を生じたことを確認した。そのため、配管入口から固化物の先端位置までを侵入距離と定義し、測定した結果、図 2 の試験では約 650 mm であった。また、各試験条件における測定結果との比較から、溶融物の温度が高く、配管内径が大きいほど、侵入距離が大きくなることを確認した。また、B_4C 質量分率に依存した侵入距離の差から、混合溶融物の融点が低いほど、侵入距離が大きくなる傾向を確認した。

4. 結言

ステンレス鋼配管内へ流下した B_4C とステンレス鋼の混合溶融物の侵入距離に関する試験的知見を取得し、温度、B_4C 質量分率、配管内径への依存性について検討した。今後、解析評価コードのモデル検証に資するデータを取得するため、試験パラメータの拡充を図る。

*本報告は、経済産業省からの受託事業である「令和５年度高速炉実証炉開発事業（基盤整備と技術開発）」の一環として実施した成果である。

* Yuki Emura[1], Toshihide Takai[1], Hidemasa Yamano[1]
[1] Japan Atomic Energy Agency

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時の制御棒材の共晶溶融挙動に関する研究 (38) 黒体放射型超高温熱分析法による 30mass%B_4C 含有 SUS316L の溶融挙動

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

(38) Melting behavior analysis of SUS316L containing 30mass%B_4C using ultrahigh-temperature thermal analysis based on blackbody radiation

*東 英生[1]，大塚 誠[1]，安達 正芳[1]，福山 博之[1]，山野 秀将[2]

[1]東北大学多元物質科学研究所，[2]日本原子力研究開発機構

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故における制御棒材（炭化ホウ素：B_4C）と原子炉構造材（ステンレス鋼：SS）の共晶反応メカニズム検討のため、黒体放射型超高温熱分析法を用いて 30mass%B_4C 含有 SUS316L の溶融挙動の解析を行った結果について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，炭化ホウ素，ステンレス鋼，溶融挙動，熱分析法

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時には、制御棒材（B_4C）と原子炉構造材（ステンレス鋼：SUS316L（SS））との共晶反応による複雑な炉心損傷の様相を呈する。この共晶反応メカニズムを分析するためには B_4C-SS 系の溶融挙動や凝固過程の解明が必要であるが、高濃度 B_4C を含有する SS は液相線温度が高く、既存の測定装置での熱分析は困難である。当研究室では、高融点材料の熱分析に向けた黒体放射型超高温熱分析法[1]を開発しており、昨年の本大会において、B_4C-SS 材料へ同熱分析法が適用できることを検証した[2]。本研究では、同手法を用いて、30mass%B_4C 含有 SS の溶融挙動の熱分析を行った結果について報告する。

2. 実験方法

試料には、アーク溶解法で作製した 30mass%B_4C-SS を用いた。試料をセットした黒体孔付 BN 製坩堝を黒鉛製サセプターに入れ、黒体放射型超高温熱分析装置内にセットした後、真空引きし、Ar ガスで置換した。黒鉛製サセプター下部に設置した放射温度計で熱分析装置の温度を制御し、10 K/min で約 2450 K まで昇温後、降温した。黒鉛製サセプター上部に設置した放射温度計で黒体孔からの放射輝度を測定した。なお、上部放射温度計は予め Ni-C、Ru-C の共晶温度で校正し、黒体孔からの放射率は 0.957 であることを確認した。試料溶融時の変態温度は熱分析曲線上に現れる変曲点から評価した。

3. 結果

30mass%B_4C-SS の熱分析曲線には温度上昇時に複数の吸熱ピークが検出された。第一変曲点は 1374 K、第二変曲点は 1787 K、第三変曲点は 1928 K、第四変曲点は 2211 K に現れた。約 2450 K まで昇温したが、試料を完全に溶融することはできなかったため、液相線温度は確認することができなかった。熱分析後、BN 坩堝と試料が反応した様子は確認されなかった。実験前後で（サセプター＋坩堝＋試料）全体の質量は 0.05%減少していた。次の報告（39）で、これらの吸熱ピークが対応する反応について考察する。

*本報告は、経済産業省からの受託事業である「令和 5 年度高速炉に係る共通基盤のための技術開発」の一環として実施した成果である。

参考文献：

[1] H. Fukuyama, *et al*., *Scientific Reports*, (2019) 9:15049. [2] 東ら，日本原子力学会 2023 年秋の大会, [1O03]

---

*Hideo Higashi[1], Makoto Ohtsuka[1], Masayoshi Adachi[1], Hiroyuki Fukuyama[1] and Hidemasa Yamano[2]

[1]Institute of Multidisciplinary Research for Advanced Materials, Tohoku University, [2]Japan Atomic Energy Agency.

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時の制御棒材の共晶溶融挙動に関する研究 （39）電磁浮遊法によるその場観察と急冷法を組み合わせた 30mass%B_4C 含有 SUS316L の凝固過程の解明

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

(39) Solidification process of SUS316L containing 30mass%B_4C by combination of in-situ observation and rapid cooling with electromagnetic levitation method

*福山 博之[1]，東 英生[1]，大塚 誠[1]，安達 正芳[1]，山野 秀将[2]

[1]東北大学多元物質科学研究所，[2]日本原子力研究開発機構

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故における制御棒材（炭化ホウ素：B_4C）と原子炉構造材（ステンレス鋼：SS）の共晶反応メカニズム検討のため、本研究では、電磁浮遊法によるその場観察と急冷法による組織観察を組み合わせ、30mass%B_4C 含有 SUS316L の凝固過程について調査した結果について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、炭化ホウ素、ステンレス鋼、凝固過程、その場観察

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時には、制御棒材（B_4C）と原子炉構造材（ステンレス鋼：SUS316L (SS)）との共晶反応による複雑な炉心損傷の様相を呈する。この共晶反応挙動を模擬するためには、溶融した B_4C-SS 系融体の熱物性値が必要であるため、筆者らは、電磁浮遊法と静磁場を組み合わせて超高温熱物性計測システムを用いて，B_4C-SS 系融体の高温液体物性データを取得してきた[1, 2]。本年度は、昨年度に引き続き、SS-B_4C 系の共晶反応メカニズムを詳細に分析するため、電磁浮遊法によるその場観察と急冷法を用いて 30mass%B_4C 含有 SS 溶融物の凝固挙動について検討した結果について報告する。

2. 実験方法

電磁浮遊装置内に 30mass%B_4C-SS の試料（約 1.2 g）を設置し、装置内を Ar-5%H_2 ガスで置換した後、試料を浮遊させた。浮遊している試料に異なるレーザー出力（470 W、70 W、0 W）で照射し、3 段階の温度に保持した後、急冷凝固させた。本試料は液相線温度が高いため、470 W でも完全には溶融しなかったが、試料の浮遊の様子を高速度カメラで観察した。凝固した試料の表面および断面について SEM-EDX で組織観察および元素分析を行うとともに X 線回折装置で相の同定を行った。

3. 結果

470 W のレーザーを照射し、最も高温で保持した 30mass%B_4C-SS 試料の表面には、初晶のグラファイト相及び共晶反応によって生成したと考えられる B_4C 相が固相として観察・同定された。また、レーザー出力（70 W および 0 W）を照射して保持した試料からは、$(Cr,Fe)_3(B,C)_4$ 相、(Cr,Fe)(B,C)相、(Fe,Cr)(B,C)相、$(Fe,Cr)_2(B,C)$ 相およびメタリックな Ni(Fe, C)相が存在していることが分かった。これらの凝固組織および構成成分の各 2 元系状態図を参考にして凝固過程について考察した結果について報告する。

*本報告は、経済産業省からの受託事業である「令和 5 年度高速炉に係る共通基盤のための技術開発」の一環として実施した成果である。

参考文献：

[1] H. Fukuyama et al, *J. Nucl. Mat.* **554** (2021) 153100, [2] H. Fukuyama et al, *J. Nucl. Mat.*, **568** (2022) 153865.

---

* Hiroyuki Fukuyama[1], Hideo Higashi[1], Makoto Ohtsuka[1], Masayoshi Adachi[1] and Hidemasa Yamano[2]

[1]Institute of Multidisciplinary Research for Advanced Materials, Tohoku University, [2]Japan Atomic Energy Agency.

Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors
(40) Eutectic Melting and Relocation Behavior of B_4C Pellet-Stainless Steel Using Numerical Approach

*Zeeshan Ahmed[1], Avadhesh Kumar Sharma[1], Hidemasa Yamano[2], Marco Pellegrini[1] and Koji Okamoto[1]
[1]Tokyo Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency

Moving Particle Semi-implicit (MPS) method is used to model the eutectic reaction between stainless steel (SS) cladding and boron carbide (B_4C) to a severe accidents scenario. The study measured the boron concentration in the solidified eutectic melt due to B_4C ingress. Increased temperature enhances boron diffusion into SS, causing cladding penetration and melt flow, with a 13% boron concentration rise closely matching experimental results.

Keywords: Severe accident, B_4C, SS, Eutectic reaction, MPS method, Boron concentration

1. Introduction

In Sodium-cooled Fast Reactors (SFRs), eutectic reactions between stainless steel (SS) cladding and boron carbide (B_4C) can cause the failure of control-rod cladding, resulting in B_4C-SS eutectic melt relocation and control-rod breakup. Simulation is essential for assessing boron diffusion and control rod dynamics. Numerical analyses specific to SFRs are limited; existing methods like SIMMER III/IV have limitations. We enhance the Moving Particle Semi-implicit (MPS) method to address this, improving models for surface tension, viscosity, density, and heat transfer. Our simulations reproduce the "candling" phenomenon observed in experiments. This study is intended to enhance understanding of eutectic reactions in SFRs, crucial for reactor safety analysis.

2. MPS methodology and results

In MPS simulations, 2D and 3D cases validated experimental findings and studied boron diffusion in eutectic melt. Busby et al. [1] diffusion rate coefficient enabled B_4C to SS diffusion. 2D simulations mimicked experimental steps with B_4C-SS using symmetry for preliminary analysis and 3D simulations scaled real geometry, both with dummy walls as heat sources. Thermal conditions aligned with experimental settings. Melting SS layers showed boron diffusion, resulting in a 13% rise in boron's atomic composition in the eutectic melt, closely matching a 15% increase observed in SEM/EDS analysis [2]. The boron mass concentration in the eutectic melt increases with temperature, accelerating the diffusion process. However, it's important to note that the modified code achieves slower boron diffusion, thereby reducing the overestimation of boron mass concentration in the eutectic melt and producing results closer to experimental values.

3. Conclusion

Previous studies had difficulty accurately modeling B_4C-SS relocation and the candling effect. Our MPS simulations confirmed the candling and relocation phenomenon, along with B_4C ingress in the solidified eutectic melt, aligning with experimental findings. The enhanced MPS code, with temperature and concentration-dependent thermophysical properties, prevent boron mass overestimation, and closely replicate melt geometry, matching experimental results.

*The present study is the result of "Technical development program on a fast reactor for demonstration" entrusted to the Japan Atomic Energy Agency (JAEA) by the Ministry of Economy, Trade and Industry (METI).

References

[1] Busby et al., *JOM*, *5*, 1463-1468, (1953).

[2] Z.Ahmed et al., *Ceram. Int.,* 50(10), 17665-17680, (2024).

放射冷却を利用した受動的炉容器冷却システムの研究
実装方法の検討

Research on a passive Vessel Cooling System (VCS) utilizing radiative cooling
Examination of how to integrate the actual VCS with a reactor building

*高松 邦吉[1]，舩谷 俊平[2]
[1]JAEA，[2]山梨大

本発表では、高温ガス炉の原子炉建家と一体化した炉容器冷却システム(VCS)の構造概念を提示するとともに、これまでの実験及び解析に基づく性能評価結果を報告する。

キーワード：高温ガス炉，炉容器冷却システム，受動的安全性，輻射

1. 背景と目的　固有の安全性により炉心溶融が生じない設計が可能な高温ガス炉への期待が高まっている。事故時に崩壊熱及び残留熱を除去するため、HTTR では冷却水の強制循環により除熱する能動的な VCS が採用されたが、高温ガス炉の実用化に向けて、動的機器が不要で崩壊熱を受動的に除去できる信頼性の高い冷却設備が求められる。本研究では外的ハザードに対する安全性向上を目的に、水や空気等の流体の駆動に期待することなく、事故時の崩壊熱及び残留熱を受動的に除去可能な、放射冷却を利用した新たな VCS を開発する[1]。

2. 課題と解決策　事故時に VCS に要求される崩壊熱及び残留熱の除熱能力として、過去の研究の検討結果に基づき原子炉熱出力の 0.33%以上の熱量を原子炉圧力容器(RPV)の表面積で割った熱流束以上を除熱できるとした。図 1 に示す VCS は、原子炉建家の周囲を取り囲み、ドーナツ型の断面構造を有しており、放射冷却を用いて除熱する。HTTR の RPV(高さ 13.5 m、直径 5.7 m)を参考に RPV の大きさを高さ 20 m、直径 10.61 m と仮定し、HTTR のサービスエリア相当幅(22.1 m)を参考に VCS 幅(24.2 m)を設定した場合、必要な除熱能力を確保できる VCS 高さを評価した。その際、外気との熱交換面は、建築で一般的に用いられる設計値に基づき、自然対流熱伝達率 18 W/m^2/K、外気温度 40 ℃、輻射率(放射率)0.8 と設定した。表 1 に、評価条件と結果を示す。VCS 高さは、原子炉熱出力 600MWt の場合で、HTTR 原子炉建家高さ(24.2 m)の約 27%に抑えられると評価された。

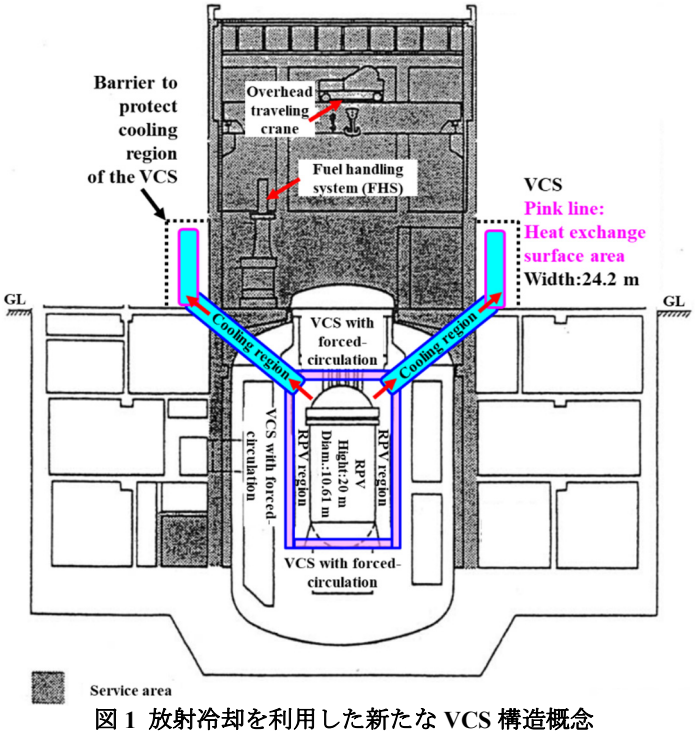


図 1 放射冷却を利用した新たな VCS 構造概念

3. まとめ　水や空気等の流体の駆動に期待するのではなく、事故時の崩壊熱及び残留熱を受動的に除去可能な、放射冷却を利用した新たな VCS の構造概念を提案し、その除熱能力を評価した。

表 1 原子炉熱出力 600MWt に対する必要な VCS 高さ

Reactor thermal power (MWt)	Reactor thermal power × 0.33% = Required heat removal on the RPV (MW)	Required heat flux removal on the RPV (kW/m^2)	Emissivity on the heat exchange surface of the VCS above the ground	Temperature on the heat exchange surface of the VCS above the ground (C^0)	Ambient air temperature (C^0)	Heat transfer coefficient on the heat exchange surface of the VCS above the ground (W/m^2/K)	Calculated heat flux exchange with ambient air (kW/m^2)	Calculated heat exchange surface area of the VCS above the ground (m^2)	Calculated height of the VCS exchanging the heat flux with ambient air above the ground in one of east, west, north and south directions (m)	Height of the reactor building of the HTTR (m)
600	2	3	0.8	100	40	18	1.58	1266.9	6.544	24.2

参考文献 [1] Comparison on Safety Features among HTGR's Reactor Cavity Cooling Systems (RCCSs), Nucl. Eng. Technol. 56, 832–845, (2024).

*Kuniyoshi Takamatsu[1] and Shumpei Funatani[2], [1]JAEA, [2]Yamanashi Univ.

謝辞 本研究は、JSPS 科研費 JP22K04628 の助成を受けたものです。

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

Fri. Sep 13, 2024 2:45 PM - 4:25 PM JST | Fri. Sep 13, 2024 5:45 AM - 7:25 AM UTC Room C(Recture RoomsA 1F A105)

[3C10-15] Dose Estimation

Chair:Yukihisa Sanada(JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3C10]

Study on Evaluation of Radioactivity in Waste for Trench Disposal
(1) Influencing Factors for Radioactivity Evaluation

*Yuko Sato[1], Ryo Inoue[1], Satoru Kawasaki[1], Hirotaka Sakai[1] (1. NRA)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3C11]

Study on Evaluation of Radioactivity in Waste for Trench Disposal
(2) Batch Measurement of Bio-shielding Concrete Blocks at Trench Disposal Facility

*Ryo Inoue[1], Yuko Sato[1], Satoru Kawasaki[1], Hirotaka Sakai [1] (1. NRA)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3C12]

Development of aerial dosimetry system by the scintillator mounted on UAV and quadruped robot

*Ryosuke Takamatsu[1], Naoe Kadota[1], Soji Otsuki[2], Masaji Takahashi[2], Hideomi Arai[3], Tadaaki Yasuoka[4] (1. OBAYASHI, 2. MIRAIGIKEN, 3. KIKUCHISEISAKUSHO, 4. MATSUURADENKOUSYA)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3C13]

Dose evaluation study of PVA-KI gel dosimeter using RGB analysis method (III)

*Takeyoshi Sunagawa[1], Harvel Glenn[2], Sachiko Yoshihashi[3], Chisako Hishiki[1], Yutaro Aoki[1] (1. FUT, 2. Ontario Tech Univ., 3. Nagoya Univ.)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[3C14]

Estimation of radiation source and shields distribution from measured gamma-ray energy spectra using machine learning

*Yuka Kumada[1], Taiyo Sato[1], Tsugiko Takase[1], Masaharu Matsumoto[1], Katsuhiko Yamaguchi[1] (1. Fukushima Univ.)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[3C15]

Estimation of radiation source distribution in fuel debris canisters using machine learning

*Taiyo Sato[1], Yuka Kumada[1], Tsugiko Takase[1], Masaharu Matsumoto[1], Katuhiko Yamaguchi[1] (1. Fukushima University)

4:15 PM - 4:25 PM JST | 7:15 AM - 7:25 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

トレンチ処分対象廃棄体等の放射能評価に関する検討
（1）放射能評価への影響因子に関する検討

Study on Evaluation of Radioactivity in Waste for Trench Disposal
(1) Influencing Factors for Radioactivity Evaluation

*佐藤 由子[1]，井上 亮[1]，川﨑 智[1]，酒井 宏隆[1]
[1]原子力規制庁

今後トレンチ処分の対象として、これまでに実績のない廃棄体等が想定される。本検討では、これらのうちブロック状の生体遮蔽コンクリート及び角型容器に収納したコンクリートガラを対象として、廃棄物の性状が「最大汚染モデル法」による放射能評価値に及ぼす影響を計算機シミュレーションによって評価した。
キーワード：トレンチ処分，放射能評価，廃棄体，影響因子

1. 緒言

今後のトレンチ処分対象として、ブロック状の生体遮蔽コンクリートや、廃棄物を容器に収納したのちに空隙部に砂等を充填した廃棄体等が想定されている。これらの廃棄体等に含まれる放射能を非破壊測定する場合には、廃棄物の汚染分布や容器内における廃棄物の配置状態といった廃棄物の性状が放射能評価値に影響する。本検討では、ブロック状の生体遮蔽コンクリート及び角型容器に収納したコンクリートガラを非破壊測定することを想定し、廃棄物の性状が「最大汚染モデル法[1]」による放射能評価値に及ぼす影響を計算機シミュレーションによって評価するとともに、その適用性を確認した。

2. 計算条件

評価対象は、放射化汚染を想定して ^{60}Co による層状の体積汚染分布を与えた 0.9 m×0.7 m×0.9 m のブロック状コンクリートとした。図 1 に示すように、評価対象の周囲でガンマ線を測定することを想定し、シミュレーション上の測定結果から最大汚染モデル法を用いて放射能を評価した。当該方法は、廃棄物の存在領域の密度を均一とみなし、仮想的に分割した小領域からの応答関数を用いて、ガンマ線測定値に合うように、応答関数の小さい小領域から順番に小領域に存在しうる最大放射能を既知情報とした制約条件を設定して廃棄物全体の放射能を保守的に評価する方法である。ガンマ線測定値及び応答関数は、3 次元ガンマ線遮蔽計算プログラムの Pre/GAM-D[2]で計算した。

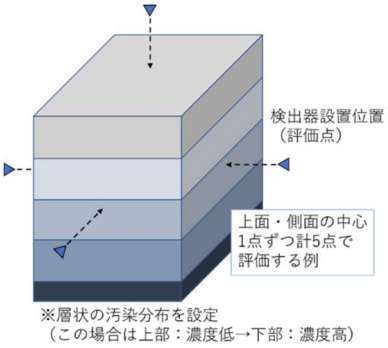


図 1 ブロック状コンクリートの評価条件（一例）

3. 結果と考察

ブロック状コンクリートに対して、最大汚染モデル法における小領域数（仮想的に分割した領域の数）を変化させた結果の一例を図 2 に示す。小領域数を、縦、横、高さ方向それぞれに均等に n 分割（n＝3~10 の整数）した n^3 と設定した場合の放射能評価値と放射能設定値の比から、汚染分布を与えた評価対象に対しても最大汚染モデルで保守的な評価ができること、小領域数が増加すると放射能評価値と放射能設定値の比はほぼ一定となり小領域数の影響が小さくなることを確認した。

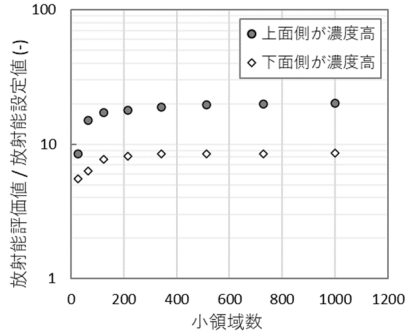


図 2 ブロック状コンクリートの測定結果（一例）

また、発表では、ブロック状コンクリートの汚染分布の影響の詳細及び鋼鉄製の角型容器にコンクリートガラを模したコンクリートブロックを複数収めた対象物に対する検討結果についても報告する。

参考文献

[1]吉居大樹，川﨑智　γ線によるウランクリアランス対象物中のウラン量測定方法に関する検討，日本原子力学会 2016 年春の年会
[2]伊藤忠テクノソリューションズ株式会社,Pre/GAM-D,https://www.engineering-eye.com/PREGAMD/, 2024.6.11 現在

*Yuko Sato[1], Ryo Inoue[1], Satoru Kawasaki[1]and Hirotaka Sakai[1]
[1] Nuclear Regulation Authority (NRA)

トレンチ処分対象廃棄体等の放射能評価に関する検討
(2) トレンチ処分施設における生体遮蔽コンクリートの一括測定

Study on Evaluation of Radioactivity in Waste for Trench Disposal

(2) Batch Measurement of Bio-shielding Concrete Blocks at Trench Disposal Facility

*井上 亮[1]，佐藤 由子[1]，川﨑 智[1]，酒井 宏隆[1]

[1]原子力規制庁

今後のトレンチ処分対象として、これまでに実績のない廃棄体等が想定される。本検討では、これらのうち、生体遮蔽コンクリートを多数トレンチ処分施設に定置した状態でそれらの放射能を一括測定する場合を想定し、「最大汚染モデル法」の適用可能性を計算機シミュレーションで検討した。

キーワード：トレンチ処分，放射能評価，生体遮蔽コンクリート，一括測定

1. 緒言

今後のトレンチ処分対象の廃棄体等の 1 つとして、ブロック状の生体遮蔽コンクリートが想定されている。廃棄体等に含まれる放射能を非破壊測定する場合には、廃棄物の汚染分布等の廃棄物の性状が放射能評価値に影響する。本検討では、トレンチ処分施設に定置した多数の生体遮蔽コンクリートの合計放射能を一括測定することを想定し、その汚染分布が「最大汚染モデル法[1]」による放射能評価値に及ぼす影響を検討した。

2. 計算条件

評価対象は、放射化汚染を想定した層状の ^{60}Co による体積汚染分布を与えた(シリーズ発表の(1)の図 1 参照)0.9 m×0.7 m×0.9 m ブロック状コンクリートが平面上に 15 個×8 個定置された状態を仮定した。図 1 に示すように、当該ブロック群の上部の複数位置でガンマ線を測定することを想定し、シミュレーション上の測定結果から最大汚染モデル法を用いて合計放射能を評価した。当該方法におけるガンマ線測定値及び応答関数は、3 次元ガンマ線遮蔽計算プログラムの Pre/GAM-D[2]で計算した。定置した全てのブロックが同一の放射能を有する場合と、放射能が特異的に高いブロックが 1 個存在した場合(約 10 倍の放射能)とを想定し、放射能が高いブロックの存在が判別できる可能性を、当該ブロックの配置や検出器の設置条件等のパラメータを変動させて、検討した。

3. 結果と考察

検討結果を図 2 に示す。放射能が高いブロックの配置及び検出器の設置条件によっては、全てのブロックの放射能が同一の場合と比較し、約 70%大きな放射能評価値が得られたことから、最大汚染モデルを用いた方法により、放射能が高いブロックの存在を判別できる可能性が示された。

また、発表では、最大汚染モデルにおける小領域の分割数の影響などについても報告する。

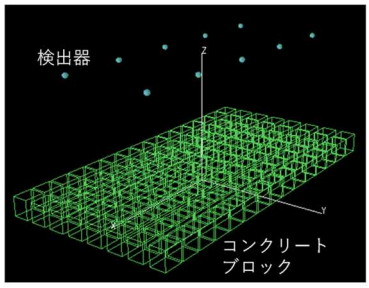


図 1 ブロック状コンクリートの評価条件（一例）

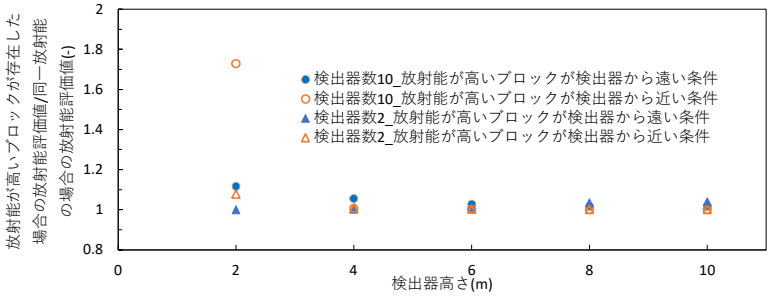


図 2 全てのブロックの放射能が同一の場合と一部のブロックで放射能が高い場合における放射能評価値の比較（一例）

参考文献

[1]吉居大樹，川﨑智　γ 線によるウランクリアランス対象物中のウラン量測定方法に関する検討，日本原子力学会 2016 年春の年会

[2]伊藤忠テクノソリューションズ株式会社,Pre/GAM-D,https://www.engineering-eye.com/PREGAMD/, 2024.6.11 現在

* Ryo Inoue[1], Yuko Sato[1], Satoru Kawasaki[1] and Hirotaka Sakai [1]

[1] Nuclear Regulation Authority (NRA)

UAV および四足歩行ロボットを用いた放射線計測技術の開発

Development of aerial dosimetry system by the scintillator mounted on UAV and quadruped robot

*髙松 亮佑[1]，門田 直恵[1]，大槻 宗司[2]，高橋 正二[2]，荒井 英臣[3]，安岡 忠明[4]

[1]大林組，[2]未来技研，[3]菊池製作所，[4]松浦電弘社

中間貯蔵施設等での省力化された維持管理の実現に向け、ロボティクス技術を用いた放射線計測技術の開発を目的とする。UAV および四足歩行ロボットを停止させずに、連続稼働させて放射線源を検知する実験を行った結果、それぞれ地表面に設置した 1MBq および 0.1MBq の線源を検出することができた。

キーワード：ロボティクス，UAV，四足歩行ロボット，放射線計測

1. 緒言

現代社会では人手不足が深刻化しており、中間貯蔵施設等の維持管理作業においても、省人化の実現が大きな課題である。この課題に対し、ロボティクス技術の効果的な利用が期待されている。本研究では、地表面に異常を想定した線源を設置し､その上部を UAV および四足歩行ロボットが走行することで、検出可能な線源の大きさについて検討を行った。（図 1）



図 1　UAV および四足歩行ロボット

2. 実施内容

2-1. はじめに

本実験は、大熊 3 工区土壌貯蔵施設で行った。検出器は浜松ホトニクス製の CsI シンチレーター（C12137-10）を採用した。また、周辺未除染地域からの線量の影響を低減し、地表面からの放射線を強調して計測するために、鉛遮蔽体を検出器の側面に設置した。

2-2. 実験手順

地表面に設置した線源を中心に、その上部を UAV および四足歩行ロボットに 3 往復走行させ、662KeV の計数率（cps）を測定した。

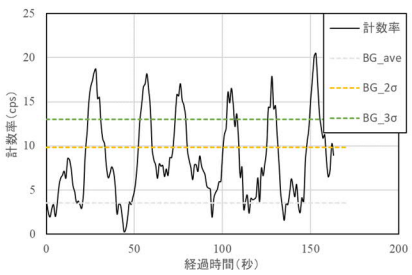


図 2 UAV 計測結果

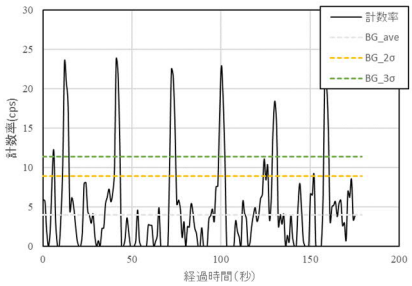


図 3 四足歩行ロボット計測結果

2-3. 結果とまとめ

横軸に走行開始してからの経過時間、縦軸に計数率を設定したグラフを図 2 および図 3 に示す。図 2 は UAV を用いて 1MBq の線源を測定した結果、図 3 は四足歩行ロボットを用いて 0.1MBq の線源を測定した結果である。ともに計数率のピークが 6 ヶ所得られており、線源の特定が可能であるという結果を得た。四足歩行ロボットは UAV に比較して地表面に近いでの測定であるため、小さい線源の特定が可能である。また、UAV に関しては GPS を搭載しているので、GPS により得られた位置情報と計測結果を組み合わせ、図 4 のようにカラーマップを作成することにより、線源の位置を視覚的に特定することも可能である。

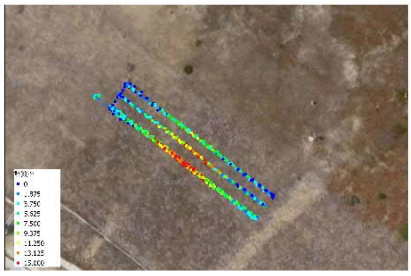


図 4　カラーマップ

---

*Ryosuke Takamatsu[1], Naoe Kadota[1] , Soji-Otsuki[2] , Masaji Takahashi[2], Hideomi Arai[3] and Tadaaki Yasuoka[4]

[1]Obayashi Corp., [2] Miraigiken Corp. , [3] Kikuchi Seisakusho Corp. , [4] Matsuura Denkousya Corp.

RGB 解析法を用いた PVA-KI ゲル線量計の線量評価研究 （Ⅲ）

Study on dose estimation of PVA-KI gel dosimeter using RGB analysis method (Ⅲ)

*砂川 武義[1]，Glenn HARVEL[2]，吉橋 幸子[3]，日紫喜 理子[1]，青木 祐太郎[1]

[1]福井工業大学，[2]オンタリオ工科大学, [3]名古屋大学大学院

放射線を使用したがん治療において、放射線の可視化は正確な線量分布の評価のために必要不可欠な技術である。本研では、青色有機 EL パネルを光源とし、デジタルカメラで PVA-KI ゲルを撮影し、画像を RGB 値に変換し、変換した RGB 値を基に線量評価可能なシステムの構築を試みた。

キーワード：化学線量計、ゲル線量計、線量評価、放射線治療、 RGB 値

1. 緒言

PVA-KI ゲルは、X 線等の放射線照射により約 490nm に吸収極大を持ち赤色に呈色する。490nm における吸光度測定において約 1Gy～20Gy の吸収線量領域で線形性を示すことが知られている [1)]。本研究室では、PVA-KI ゲルを用いた線量分布測定を可能とする、PVA-KI ゲルに特化した線量評価手法の確立を目的に、青色有機 EL パネルとデジタルカメラを用いた線量評価システムの構築を試みた。。

2. 実験

本研究では、KI を 9wt%含む PVA-KI ゲルを対象に、X 線照射を行った。ここで、照射条件は、管電圧 150kV、管電流 20mA、線量率 2Gy/min、2Gy 照射を 10 回行った。本研究で構築した RGB 測定システムは、青色有機 EL パネル（中心発光波長 490nm）とデジタルカメラ（本体：Canon EOS M2、レンズ：Canon EF 50mm F2.5 単焦点マクロ+ ライフサイズコンバーターEF）からなる。PVA- KI ゲルを光路長 1 cm の PMMA 製ディスポセルに封入し、青色有機 EL パネル前に設置し、デジタルカメラで撮影した。画像解析は、RGB 解析ソフトを自作した。さらに、撮影後の試料をファイバーマルチチャンネル小型分光器 (Stellarnet 社製)を使用して光吸収測定を行った。

3. 結果

Fig.1 に PVA-KI ゲルへの X 線照射により赤に呈色した試料をデジタルカメラで撮影し、RGB 解析した B 値の結果を縦軸に、ファイバーマルチチャンネル小型分光器を使用し 490nm における光吸収測定による光カウント数を横軸に示す。B 値と光カウントには相関性が見られ、相関係数は 0.998 であった。この結果は、490nm に中心発光波長を持つ有機 EL パネルとデジタルカメラを組み合わせたシステムにより、PVA-KI ゲルの撮影した画像の RGB 解析により得られた結果が光吸収測定で得られた結果を同等に扱えることを示唆しており、RGB 解析値を用いて Lambert–Beer の法則より吸光度へ変換することが可能であり、画像解析より線量分布を得ることが可能であると考える。詳細は講演時に報告する。

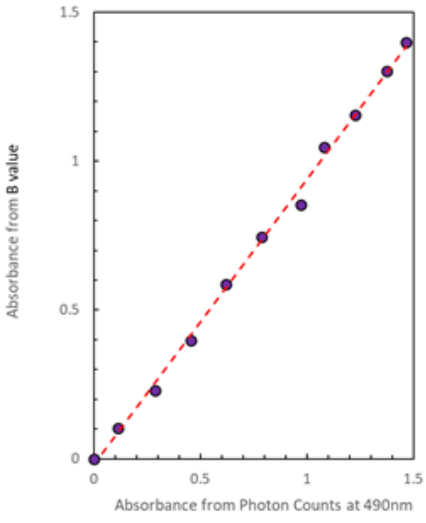


Fig.1

参考文献

1) 砂川ら「PVA-KI ゲル線量計へのγ線照射における in situ 測定研究」福井工業大学研究紀要 第 53 号, p.46-51 (2023)

* Takeyoshi Sunagawa[1], Sachiko Yoshihashi[3], Glenn Harvel[2], Chisako Hishiki[1], Yutaro Aoki[1]

[1] Fukui University of Technology, [2] Ontario Tech Univ., [3] Nagoya University

機械学習を用いた測定γ線エネルギースペクトルからの放射線源および遮蔽体の分布推定

Estimation of radiation source and shields distribution from measured gamma-ray energy spectra using machine learning

*熊田 有華[1]，佐藤 大耀[1]，高瀬 つぎ子[1]，松本 正晴[1]，山口 克彦[1]
[1]福島大学

測定γ線エネルギースペクトルから，機械学習を用いて，遮蔽体が存在する場合の放射線源の分布推定に加え，遮蔽体となる物質の位置を推定する試みを行った。推定結果と解答データ間の平均二乗誤差は低く保たれ，遮蔽体がある場合にも実測データから放射線源及び遮蔽体の分布推定が可能であると示された。

キーワード：機械学習、放射線源分布の推定、γ線エネルギースペクトル、PHITS

1. 序論

機械学習を多段に用いる放射線源分布推定技術が開発され，測定γ線エネルギースペクトルから，遮蔽体がない状況での小規模な二次元平面上の線源を精度良く推定することが可能となった[1]。しかし現実空間では様々な材料によりガンマ線が遮蔽されるため，そのような状況でも位置推定できることが必要とされる。本研究は，NaI スペクトロメーターと放射線源との間に厚さ 5 mm の鉛を配置した小規模な体系を想定し，測定データから放射線源および遮蔽体となる鉛の位置を精度良く出力することを目指した。

2. 研究手法

1 メッシュ：70×70 mm、全体：4×4 メッシュの平面上に ^{137}Cs 線源 0～2 個、^{60}Co 線源 0～1 個を重なりなしでランダムに配置した。遮蔽体となる厚さ 5 mm の鉛板を検出器と線源の間に置き，線源配置面の 3 cm 直上に置いた NaI スペクトロメーター（結晶直径：2 inch）を用いて測定を行った。PHITS[2](ver.3.280)シミュレーションでも同様に放射線源と鉛板と NaI 結晶の位置関係を再現し，得られた計算γ線エネルギースペクトルを放射線源・遮蔽体分布データとセットにして教師あり学習を行い，放射線源分布推定用のニューラルネットワーク（以下 NN）を構築した。続いてシミュレーションと測定間のスペクトル形状を補正するための別の学習済み NN を構築した。これに測定データを入力値として与え，出力された補正後のスペクトルデータから放射線源・遮蔽体分布推定を行い，推定結果と解答データの平均二乗誤差（LOSS）で評価した。

3. 結果

推定結果の一例を図 1 に示す。平均二乗誤差は 3.01×10^{-3} となった。^{137}Cs は周辺にも推定されたが，^{60}Co と鉛の位置は正しく推定された。以上のように，遮蔽体がある場合にも実測データから放射線源分布と遮蔽体分布の推定がある程度可能であることが示された。

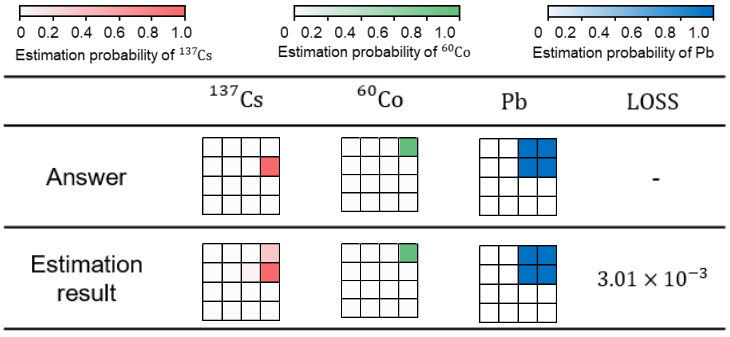


図 1　線源・遮蔽体分布推定結果例と平均二乗誤差

参考文献

[1] 熊田 有華，佐藤 大耀，高瀬 つぎ子，松本 正晴，山口 克彦 (2023)，「γ線エネルギースペクトルを用いた機械学習による放射線源分布推定」『日本原子力学会 2023 年秋の大会』, 2J03
[2] T. Sato, et al., Recent improvements of the Particle and Heavy Ion Transport code System - PHITS version 3.33, J. Nucl. Sci. Technol. 61, 127-135 (2024)

*Yuka Kumada[1], Taiyo Sato[1], Tsugiko Takase[1], Masaharu Matsumoto[1] and Katsuhiko Yamaguchi[1]
[1]Fukushima Univ.

機械学習を用いた燃料デブリ収納缶における放射線源分布推定

Estimation of radiation source distribution in fuel debris canisters using machine learning

*佐藤 大耀[1]，熊田 有華[1]，高瀬 つぎ子[1]，松本 正晴[1]，山口 克彦[1]

[1]福島大学

燃料デブリ収納缶に対して、その中に存在する放射線源の分布を機械学習を用いて推定した。推定にはシミュレーションデータおよび測定データを用い、損失関数により推定精度を検証した。

キーワード：機械学習，放射線，γ線エネルギースペクトル，モンテカルロシュミレーション，燃料デブリ

1. はじめに

原子炉内から燃料デブリを取り出した際に、収容のために必要となる収納缶の安全を確保するためには、内部の物質の分布を知ることが必要になる。本研究では、機械学習を用いて燃料デブリ収納缶を想定した放射線源分布の推定を行った。

2. 研究手法

図 1 のような収納缶モデルを考案した。5 つの青い円形内に、^{137}Cs や ^{60}Co といった放射線源を格納する。これを高さ方向に 15 段重ね、合計 75 メッシュのモデルで PHITS によるシミュレーション計算[1]を行う。また、合わせて以下に述べる測定を行い、検証データを得る。検出器には NaI スペクトロメータを使用し、高さを変えてγ線エネルギースペクトルを取得する。また、検出器を周り 4 方向に配置することで 3 次元的な偏りを学習できる。機械学習ではそれぞれの検出器で得られたエネルギーを入力値、75 メッシュ中に線源の有無を数値化したものを正解データとし、機械学習を行い、放射線源分布の推定を行った。

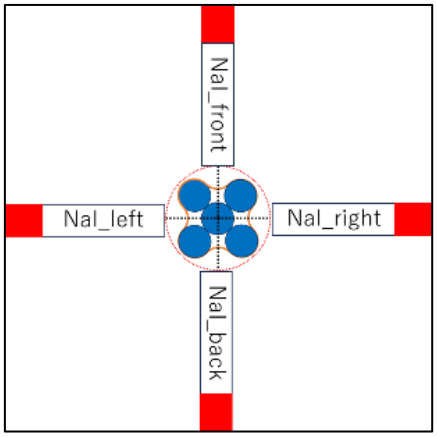


図 1 収納缶モデルの平面図

3. 結果

図 2 は、^{137}Cs を 1 個配置した場合のシミュレーションデータのみを使って学習を行った際に、出力値と正解データの平均二乗誤差による損失関数(Loss)をグラフにしたものである。Loss の値が 10^{-2} 程度まで下がっていることが分かる。

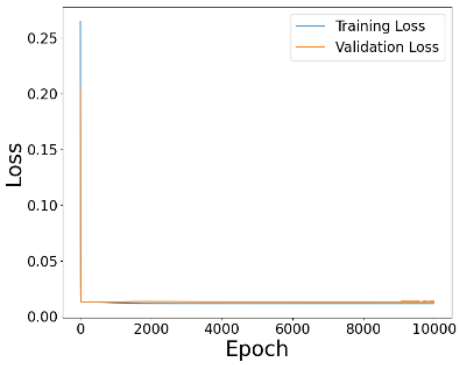


図 2 学習による Loss

参考文献

[1] T.Sato, *et al.* Recent improvements of the Particle and Heavy Ion Transport code System – PHITS version 3.33, J.Nucl. Sci. Technol. 61, 127-135(2024)

*Taiyo Sato[1], Yuka Kumada[1], Tsugiko Takase[1], Masaharu Matsumoto[1], Katsuhiko Yamaguchi[1]

[1]Fukushima Univ.

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

Fri. Sep 13, 2024 3:20 PM - 3:55 PM JST | Fri. Sep 13, 2024 6:20 AM - 6:55 AM UTC Room D(Recture RoomsA 1F A106)

[3D12-13] Research Reactor Upgrading

Chair:Rei Kimura(TOSHIBA ESS)

3:20 PM - 3:35 PM JST | 6:20 AM - 6:35 AM UTC

[3D12]

Study on closed-loop hydrogen thermosiphon flow for JRR-3 cold neutron source

*Sho Tokunaga[1], Takemi Nakamura[1] (1. JAEA)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

[3D13]

Verification of the tables for control rods calibration at NSRR

*Toshiki Agake[1], Yuiko Motome[1], Hiroshi Yanagisawa[1], Tetsuya Kobayashi[1] (1. JAEA)

3:50 PM - 3:55 PM JST | 6:50 AM - 6:55 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

JRR-3 冷中性子源装置における閉ループ水素サーモサイフォン流動の解明

Study on closed-loop hydrogen thermosiphon flow for JRR-3 cold neutron source.

*徳永　翔, 中村　剛実
日本原子力研究開発機構

日本原子力研究開発機構の研究用原子炉 JRR-3 では、冷中性子源装置（CNS）の一部である減速材容器の更新を予定している。RELAP5/MOD3.2 を用いて既存の JRR-3 CNS における閉ループ水素サーモサイフォン流動のメカニズムについて定量的に評価することができた。今後本内容を詳細設計に反映させる。

キーワード：JRR-3、冷中性子、液体水素、流動解析

1. 緒言

減速材容器の高度化のため材質及び構造の変更を予定しており、現在詳細設計を実施している。その設計にあたっては、新たな容器を適用した CNS 系全体の水素の閉ループサーモサイフォン流動について、流動安定性及び容器内のボイド率変動を評価する必要がある。前回の発表[1]では、RELAP5/MOD3.2 による一次元管路網解析を実施し、当該解析コードが評価に使用できることを確認した。今回は、安定性を決定づけるパラメータについて数値で再現して可視化するため、より詳細なモデルを作成して解析を実施し、既存 CNS 設備の流動状態について整理した。

2. 解析方法

過去の流動試験[2]等から、閉ループサーモサイフォン流動は第 1 安定、第 2 安定、不安定の 3 つの流動領域に分類され、それぞれサイフォン流路管内の気液ミクスチャー柱（Mixture）の存在範囲及びコンデンサ液溜部の液体保有率が異なり、これらは充填液体水素量及び発熱量によって決定される。本発表では、当該現象を数値解析で解明するために、コンデンサ下部から液溜部に接続されている均圧孔について正確にモデル化し、Mixture 及び液溜部の流動状態の変化を詳細に評価した。解析条件として、炉外作動試験と同様に充填液体水素量及び発熱量を設定した。解析結果は過去の流動試験結果と比較し、妥当性を評価した。

3. 結果

屋外試験結果の再現解析では、第 1 安定流動領域以外での容器内ボイド率安定性についてよく一致する傾向が見られた。第 1 安定流動領域の再現性については、当該流動は外乱に弱いため不安定流動になりやすく、精度の良い再現が難しいことが本解析により確認された。ただし、当該領域は過去の流動試験等から採用すべき流動領域でないとされており、再現解析において当該領域の再現精度は重視する必要はない。

また、均圧孔での流動状態、液溜部の液体保有率、内管に存在する液柱の存在等を数値で可視化した結果、第 2 安定流動領域内に別の領域として分類できる流動があること、さらに、その領域と第 1 安定流動領域の間に別の流動として分類できる流動があることがわかり、流動のメカニズムの詳細が明らかとなった。

これらの結果より、屋外試験結果を基に、RELAP5/MOD3.2 を用いて閉ループ水素サーモサイフォン現象のメカニズムを定量的に評価することができた。この成果は新型 CNS 設備の設計に用いることができるため、今後詳細設計に反映させる。

参考文献

[1] JRR-3 冷中性子源装置における高性能減速材容器の基本設計（中村、他）, 2024 年春の大会, 日本原子力学会
[2] 熊井他：JRR-3 改造炉の冷中性子源装置のための二重管式閉ループサーモサイフォン実験（Ⅱ）, JAERI-M 89-114, 1989.9

* Sho Tokunaga, Takemi Nakamura
Japan Atomic Energy Agency

NSRR 制御棒校正表の妥当性の検証

Verification of the tables for control rods calibration at NSRR

*安掛　寿紀[1]，求　惟子[1]，柳澤　宏司[1]，小林　哲也[1]

[1]日本原子力研究開発機構

NSRR で実施する定期事業者検査に係る反応度抑制効果確認検査（正ペリオド法、制御棒落下法）において使用している制御棒校正表について、妥当性の検証を行った結果を報告する。

Keywords： NSRR, research reactor, calibration of control rods, positive period method, improved rod drop method

1. 緒言

NSRR の制御棒校正表は、「倍加時間から反応度量を計算した表」と「減衰曲線から反応度量を計算した表」で構成されており、その作成は 1975 年頃に遡る。NSRR は、原子炉燃料の安全性研究を行うための試験研究炉であり、短時間だけ高い出力を発生させるパルス運転が主な運転方式となるため、燃料の燃焼度が極めて低い。燃料の燃焼に伴う燃料交換を要しないことから、1975 年の初臨界以降、炉心構成を変更していない。制御棒校正表のデータを算出するために必要な核特性データに大きな変化がないことから、設置後最初の検査から継続してこの制御棒校正表を用いて反応度抑制効果を確認している。しかしながら、この表には数値の出典や計算に使用したデータ等の記録が十分に示されていなかったため、その妥当性について改めて検証を行った。

2. 検証方法

「倍加時間から反応度量を計算した表」は、正ペリオド法による測定おいて反応度量を求める際に使用しており、1.0 秒から 120.0 秒まで 0.1 秒ごとの倍加時間とその時の反応度量が示されている。検証では、NSRR のパラメータを使用した逆時間方程式により反応度量を算出し、制御棒校正表の値との比較を行った。NSRR の制御棒校正における制御棒の連続引抜きでは、倍加時間が 20 秒から 25 秒の範囲になることから、反応度量の算出は 10 秒から 30 秒の範囲について行った。

「減衰曲線から反応度量を計算した表」は、臨界状態から測定対象制御棒を落下させた際の出力減衰曲線から改良落下法[1]で制御棒価値を求める際に使用しており、1.01 ドルから 10.00 ドルまで 0.01 ドルごとの反応度量に対応する出力値の比が示されている。改良落下法は、1977 年に原子力学会誌ショートノートで報告されており、出力減衰曲線は一点近似の計算コード EXCURS によって求めている。「減衰曲線から反応度量を計算した表」は、ショートノートと同様の手法で解析されたものと考えられるが、解析データが残っていないため、一点炉動特性解析コード EUREKA-2 を用いて、負の反応度を投入した場合の原子炉出力の変化を解析し、得られた減衰曲線の出力値の比を制御棒校正表の値と比較した。

3. 結果

「倍加時間から反応度量を計算した表」については逆時間方程式により、「減衰曲線から反応度量を計算した表」については EUREKA-2 での解析により、精度よく再現することができた。各表の出典が明らかとなり、実用上十分な一致を示したことから、反応度抑制効果の確認にこの制御棒校正表を使用することは妥当であると判断した。

参考文献

[1] 富井ら、制御棒較正における改良落下法、日本原子力学会誌、1977、Vol.19、No.11、pp.763-765

*Toshiki Agake[1], Yuiko Motome[1], Hiroshi Yanagisawa[1] and Tetsuya Kobayashi[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

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

Fri. Sep 13, 2024 3:20 PM - 4:10 PM JST | Fri. Sep 13, 2024 6:20 AM - 7:10 AM UTC Room B(Recture RoomsA 1F A102)

[3B10-12] Fusion Reactor System, Design, Application 2

Chair:Naoko Ashikawa(Kyoto Fusioneering)

3:20 PM - 3:35 PM JST | 6:20 AM - 6:35 AM UTC

[3B10]

Feasibility study on Laser inertial fusion Tritium Production Reactor (LTPR)

*Masatoshi Kondo[1], Kaoru Omiya[4], Kanta Utsumi[4], Tomoyuki Jozaki[2], Yoshitaka Mori[3,5], Kazuki Matsuo[3] (1. Tokyo Tech, ZC, 2. Hiroshima Univ., 3. EX-Fusion, 4. Tokyo Tech,, 5. GPI)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

[3B11]

Study on tritium breeding performance of various liquid metal breeders for laser inertial fusion reactors

*KANTA UTSUMI[1], Kaoru Omiya[1], Masatoshi Kondo[1] (1. Tokyo Tech)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[3B12]

Study on Defense in Depth in Fusion Safety Based on Nuclear Safety

*Yoshiki Yamashita[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1], Takashi Ino[2] (1. Nagoya Univ., 2. Kyoto Fusioneering Ltd.)

4:05 PM - 4:10 PM JST | 7:05 AM - 7:10 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

レーザー核融合プロダクションリアクターの成立性に関する検討

Feasibility study on Laser inertial fusion Tritium Production Reactor (LTPR)

*近藤 正聡[1], 大宮 馨[2], 内海 幹太[2], 城崎 知至[3], 森 芳孝[4,5], 松尾 一輝[4]
[1]東工大 ZC 研, [2]東工大工学院, [3]広島大, [4]EX-Fusion, [5]光産業創成大学院大

レーザー核融合炉は燃料増殖ブランケットの体積を大きく確保できるため、トリチウム(T)プロダクションリアクターとしての適性を有している。T 生産性能を限界まで引き出した液体リチウム鉛合金を燃料増殖材として使用するプロダクションリアクターの概念設計を行った。
キーワード：トリチウム，リチウム鉛合金，レーザー核融合炉，プロダクションリアクター

1. 緒言 核融合炉の燃料であるトリチウム(T)の資源量は極めて限定的である。レーザー核融合炉は、その構造上の特徴から燃料増殖ブランケットの体積を大きく確保できる。そのため、T 増殖性能の優れたブランケットを備える T プロダクションリアクターとしての適性を有している。本研究では、T 生産に特化したレーザー核融合プロダクションリアクター(Laser inertial fusion Tritium Production Reactor (LTPR))の概念設計を行った。T 生産性能を限界まで引き出すために、燃料増殖材として使用する液体リチウム鉛合金(LiPb)の Li と Pb の濃度を調整した。また、重水素(D)を主な燃料として T を生産するリアクター運転シナリオの可能性についても検討した。

2. レーザー核融合プロダクションリアクター(LTPR)の構造と基本性能、研究課題 LTPR では、液体増殖材として ^{6}Li 濃縮をしない LiPb 合金を T 増殖材として用いる。従来研究されてきた LiPb 合金は共晶組成(Li が 15 at%, 融点が 235℃)を有するものであるが、Li 濃度を濃化させることにより、ブランケットの燃料増殖率(TBR)を上昇させることが可能である。この Li エンハンス型液体 LiPb 合金 (Li-enhanced lithium lead alloy: LELLA)を、厚さ 2m 程度のブランケット内に充填し真空容器周辺に配置する。炉の構造の単純化と小型化を目指し、熱交換器や T 回収系などの主要な機器全てを炉容器内に設置するタンク型構造(図 1)とする。第一壁は LELLA による液体壁で覆い、炉容器内側の構造材料には低放射化材料を用いる。また、炉容器の外側の構造材料には LiPb 合金に対して耐食性を示す FeCrAl 合金を用いる。ブランケット厚さが 2m 程度の場合、レーザーポートの直径を 1m と想定しても、ブランケット被覆率は 94%に達する(図 2)。LiPb 合金の大きな比重はリアクターの耐震性の課題に繋がりうる。そのため、耐震性の課題を緩和しうる洋上浮体式構造も視野に入れて検討する。

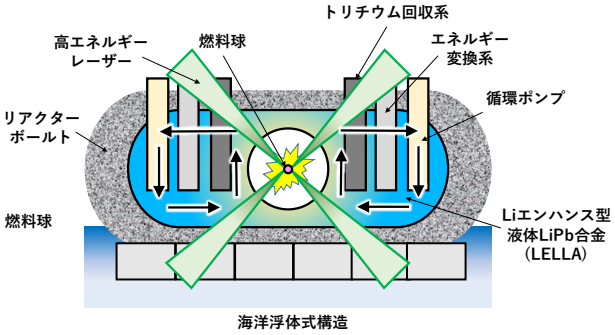


図 1 レーザー核融合プロダクションリアクター(LTPR)

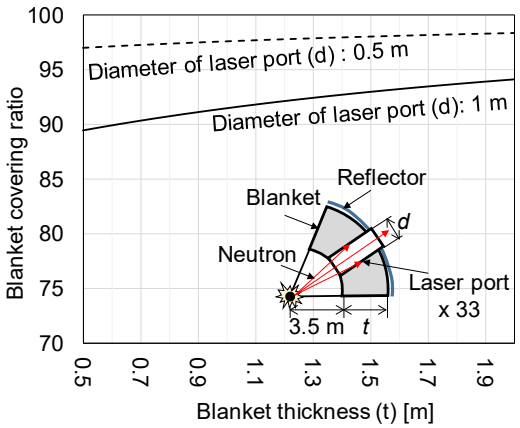


図 2 ブランケット被覆率とブランケット厚さの関係性

T を使用しない初期の運転方法として、D を主たる燃料として T を生産するシナリオを検討した。純粋な D 燃料を用いた核融合反応による中性子発生量は、DT 燃料(D:T=1:1)に比べて$\frac{1}{2\times10^{5}}$と小さい。ブランケットにおいて生産した T を D 燃料へと混合しながら徐々に中性子発生量を増加させていく必要があることが分かった。

DT 燃料を使用する場合、LELLA ブランケット($Li_{25}Pb_{75}$、ブランケット厚さ 2m、被覆率: 94%)による TBR は中性子輸送計算により 1.4 と見積もられた[1]。LTPR の核融合出力を 1GW とすると、T 消費量は約 56 kg/year であり、年間 22.4kg 程度の余剰 T を生産することが可能となる。これは、現在の年間 T 生産量の約 20 倍である。この余剰 T は 600-1000 億円程度の経済的な価値に相当しうるため LTPR は十分な経済性を備えていると期待できる。

参考文献 [1] 内海 幹太, 大宮 馨, 近藤 正聡, レーザー核融合用液体金属ブランケットの燃料増殖性能に関する検討, 日本原子力学会 2024 年秋の大会

*Masatoshi Kondo[1], Kaoru Omiya[2], Kanta Utsumi[2], Tomoyuki Jozaki[3], Yoshitaka Mori[4,5] and Kazuki Matsuo[4].
[1]Tokyo Tech ZC, [2]Tokyo Tech Mech. Dept., [3]Hiroshima Univ., [4]EX-Fusion and [5]GPI.

レーザー核融合炉用液体金属ブランケットの燃料増殖性能に関する検討

Study on tritium breeding performance of various liquid metal breeders for laser inertial fusion reactors

*内海 幹太[1]，大宮　馨[1]，近藤　正聡[2]

[1]東京工業大学工学院機械系，[2]東京工業大学科学技術創成研究院

トリチウム(T)生産に特化した核融合炉液体増殖ブランケットにおいて，燃料増殖材である液体 LiPb の T 増殖に最適な Li 濃度を検討した． Li 濃度を 25 at%まで上昇させることで T 増殖率（TBR）を大きく改善できることがわかった．また，固相温度の低い液体 LiGa などを使用したブランケットの TBR も評価した．

キーワード：レーザー核融合炉，トリチウム増殖率，液体ブランケット，リチウム鉛合金，リチウムガリウム合金，リチウムインジウム合金

1. 緒言 核融合炉の実現に向けた研究開発が活発化する一方で，燃料となるトリチウム(T)の資源量が限定的である．ブランケットの体積を十分に確保できるレーザー核融合炉は，他の核融合炉方式と比較して T 増殖に適している．従来の液体リチウム鉛合金(LiPb)ブランケットに関する設計や要素技術研究の多くは，共晶組成である 16 at%付近の Li 濃度の組成を対象に行われてきた [1]．ただし，T 増殖に特化した条件における LiPb の組成の最適化に関する研究は限定的である．本研究の目的は，LiPb の Li 濃度を調整して T 増殖性能を限界まで上昇させたブランケット概念を検討することである。一方で，融点の低い液体増殖材を使用することで、ブランケット内の最高温度を一定としつつも，系内の温度勾配を大きくすることが可能となり，熱効率の上昇を図ることが可能である．そこで，固相温度が低い液体リチウムガリウム合金(LiGa)や液体リチウムインジウム合金(LiIn)の燃料増殖性能も評価した．

2. 中性子輸送計算 本研究では，中性子輸送コード Particle and Heavy Ion Transport code System（PHITS）ver.3.34 [2]を用いて，レーザー核融合炉体系のブランケットに対する中性子輸送計算を行った．内径が 7 m の球形型のチャンバーを対象とし,計算体系では，液体壁(LiPb)を含む増殖ブランケット(低放射化フェライト鋼 10 at%均等混合)の外側に遮蔽材(50cm)を設置した．燃料増殖材として LiPb を使用し，Li 濃度を 5%、10%、15%、20%、25%の 5 種類とした．^{6}Li 濃縮をしない条件で，LiPb ブランケットの T 増殖率（TBR）を評価した．この他，融点が低い Li_5Ga_{95}（固相温度: 366K)や Li_5In_{95}(融点:429K）を使用したブランケットの TBR も評価した．

3. 結果・考察 図 1(a)に Li-Pb 合金の Li 濃度とローカル TBR の関係性を示す．Li 濃度を上昇させると TBR が上がることがわかった． 図 1(b)にブランケットの厚さとローカル TBR の関係性を示す．レーザーポートを除くブランケット被覆率はレーザーポートの直径が 1m でブランケットの厚さが 2m の場合は 94 %であるため，$Li_{25}Pb_{75}$ ブランケットの TBR はこの被覆率を考慮しても 1.43 となることがわかった．また，ブランケットが薄い場合，遮蔽の有無が TBR に大きな影響を与えることもわかった．LiGa および LiIn のブランケットにおいては、ブランケットの厚さを熱くしても TBR が 1 を超えることはないことが確認された．

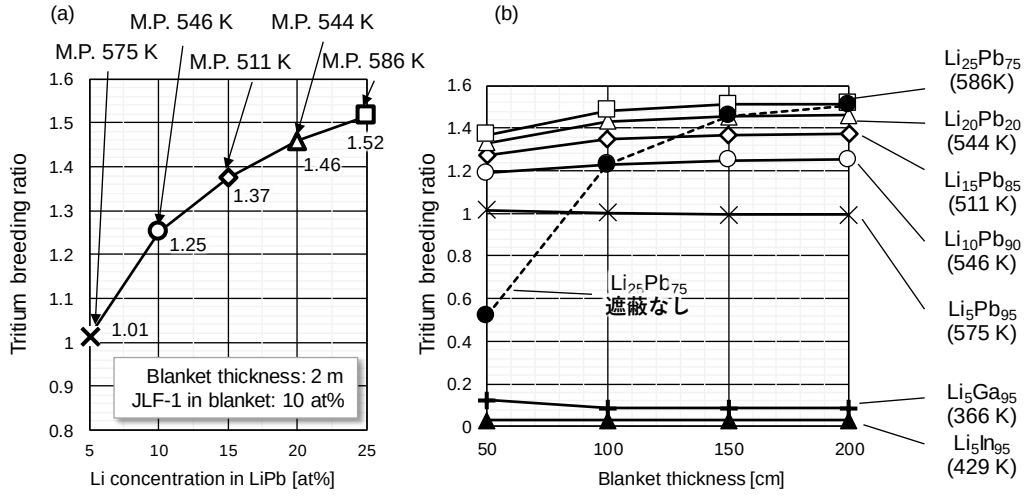


図 1 (a) LiPb ブランケットのローカル TBR と Li 濃度の関係性、
(b) 各種ブランケットのローカル TBR とブランケット厚さの関係性

[1] T. Kulsartov et al., Fusion Eng. Des. 146 (2019) pp.1327-1320.
[2] T. Sato et al., J. Nucl. Sci. Technol. 61 1 (2024) pp.127-135.

*Kanta Utsumi[1], Kaoru Omiya[1] and Masatoshi Kondo[1]
[1]Tokyo Institute of Technology

原子力安全を参考にした核融合安全における深層防護

Study on Defense in Depth in Fusion Safety Based on Nuclear Safety

*山下 芳輝[1]，遠藤 知弘[1]，山本 章夫[1]，井野 孝[2]

[1]名古屋大学，[2]京都フュージョニアリング

核融合安全を体系化することを目的として、原子力安全を参考に核融合安全の考え方を検討している。本検討では、核融合炉施設の安全上の特徴と起こりうる過渡・事故事象のリスクについて整理した。また、その情報に基づいて核融合安全における深層防護の考え方についての検討を行った。

キーワード：核融合安全，深層防護，原子力安全，安全基準

1. 緒言

核融合炉は人と環境に対して放射線の悪影響が生じる可能性があるため、その実用化にあたっては、核融合炉の工学的な成立性だけでなく、施設全体の安全性を確保することが重要であり、核融合の安全確保や規制の体系化が望まれる。本研究では、核融合安全を体系化することを目的とし、原子力安全の考え方を参考にして、基本的な考え方から技術要件までの範囲で核融合安全について整理している。本発表では、核融合炉施設の安全上の特徴と起こりうる過渡・事故事象の影響度（被ばく線量）と頻度（発生確率）について整理し、その情報を参考にして、核融合炉施設の深層防護レベルについて検討した結果を述べる。

2. 核融合炉施設の特徴と事故

核融合炉施設の安全上の特徴として、事故の影響度と頻度を文献調査に基づきリスクマップにまとめた(図 1)。複数の事故シナリオの解析結果を参考にして、各シナリオの影響度と頻度を半定量的に整理した。図中の名称は各事故シナリオ解析結果を略称で示したものであり、詳細は口頭発表にて説明する。

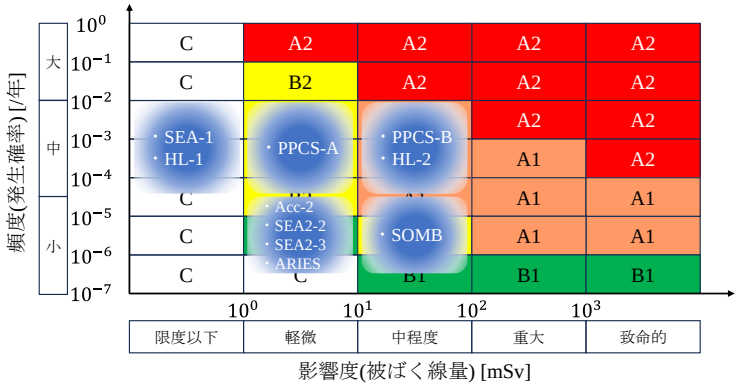


図 1 核融合炉施設の事故のリスクマップ

3. 核融合炉施設における防護レベル

整理した核融合炉施設の特徴と事故シナリオを参考にして、核融合安全における深層防護の考え方について検討した。その結果、原子炉施設と同様に 5 層の防護レベルを設定し、各レベルの目的には原子力安全と同様の内容を設定した(表 1)。

表 1 核融合炉施設における防護レベル

	防護レベル	目的
プラントの当初設計	1	● 通常運転からの逸脱の防止 ● 安全上重要な施設の故障の防止
	2	● 通常運転からの逸脱の検知・制御
	3	● 設計基準で想定する事象の制御
設計基準外	4	● 第3レベルの失敗に起因する事故影響の緩和
緊急時対応	5	● 事故による放射能の放出と高放射線の影響の緩和

4. 今後の検討課題

原子力安全の基本的な技術要件の考え方[1][2]や IAEA 安全基準の安全要件[3]を参考に、核融合炉施設の設計や試運転・運転に必要な基本的な技術要件について整理し、核融合安全における安全要件として整理する予定である。

参考文献

[1] 原子力安全の基本的考え方について 第Ⅱ編 原子力安全確保のための基本的な技術要件と規格基準の体系化の課題について, AESJ-SC-TR007:2014, 日本原子力学会 (2016).

[2] 再処理施設における原子力安全の基本的考え方について, AESJ-SC-TR007:2014, 日本原子力学会 (2017).

[3] *Safety Standards No. SSR-2/1 (Rev. 1) Safety Requirements Safety of Nuclear Power Plants: Design*, STI/PUB/1534, IAEA (2016).

*Yoshiki Yamashita[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] and Takashi Ino[2]

[1]Nagoya Univ., [2]Kyoto Fusioneering Ltd.

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

Fri. Sep 13, 2024 3:35 PM - 4:25 PM JST | Fri. Sep 13, 2024 6:35 AM - 7:25 AM UTC Room H(Recture RoomsB 1F B102)

[3H11-13] Development and Application of Simulation Method

Chair:Masahiko Okumura(JAEA)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

[3H11]

A Fully Explicit GPU-Accelerated DEM-MPH Method for Simulating Debris Bed Formation with Micro Scale Debris

*Ryo Yokoyama[1], Shuichiro Miwa[1], Koji Okamoto[1] (1. Univ.Tokyo)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[3H12]

Theoretical Analysis of Formation Reaction of Main Component Na-P type Zeolite in Geopolymer Crystalline Phase

*Yukari Okada[1], Nobuyuki Sekine[1], Hisashi Mikami[1], Tianlong Jiang[1] (1. Fuji Electric)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[3H13]

Estimation of free energy landscapes of cesium adsorption/diffusion in clay minerals-water systems using classical molecular dynamics simulation

*Atsuki Hiraguchi[1], Xiaojin Zheng[2], Thomas R. Underwood[3], Keita Kobayashi[1], Akiko Yamaguchi[1], Mitsuhiro Itakura[1], Masahiko Machida[1], Kevin M. Rosso[3], Ian C. Bourg[2], Masahiko Okumura[1] (1. JAEA, 2. Princeton Univ., 3. PNNL)

4:20 PM - 4:25 PM JST | 7:20 AM - 7:25 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

マイクロスケールデブリから構成されるデブリベッド挙動解析に向けた GPU 並列完全陽解法型 DEM-MPH 法

A Fully Explicit GPU-Accelerated DEM-MPH Method
for Simulating Debris Bed Formation with Micro Scale Debris

*横山　諒[1]，三輪 修一郎[1]，岡本 孝司[1]
[1]東京大学　原子力専攻

抄録（2～3 行）高速炉 CDA において、マイクロスケールデブリから構成されるデブリベッド挙動を理解することは重要である。本研究では、GPU を用いた新しい陽解法型 DEM-MPH 法を開発する。

キーワード：数値流体力学、シビアアクシデント、デブリベッド、並列化、粒子法

1. 緒言

高速炉事故の CDA シナリオにおいては、急速なクエンチにより微小なデブリが形成され、コアキャッチャー上に堆積すると考えられている。この現象に関する実験的研究はいくつか存在するが[1]、数値計算は計算量が膨大になるため、ほとんど行われていない。代替策として粗視化技術等が提案されているが[2]、粗視化の有効性を確認するには、実粒子スケールでの計算と比較する必要があり、そのためにはマイクロスケールのデブリを直接計算する技術が必要である。そこで、演算処理に優れた GPU を用いた新しい陽解法型 DEM-MPH 法を開発する。本発表では、インハウス DEM の並列化性能、検証・妥当性確認（V&V）、および現在の DEM-MPH 法の開発状況について報告する。

2. 計算手法

本手法では、流体を MPH 法[1]で計算し、固体を DEM 法で計算した。また、時間刻みの大きな不一致を防ぐために、1 次精度オイラー陽解法により速度等を更新した。GPU 並列手法としては、まず CPU 側でデータを生成し、GPU 側へ転送し、外力、DEM、MPH の順番で計算し、出力結果を CPU へ転送するアルゴリズムを採用した。これらのアルゴリズムは NVIDIA 社の HPCSDK 24.1 のコンパイラに適応する形で、OpenAcc を用いて並列プログラムを作成し、データ転送および並列計算を実施した。

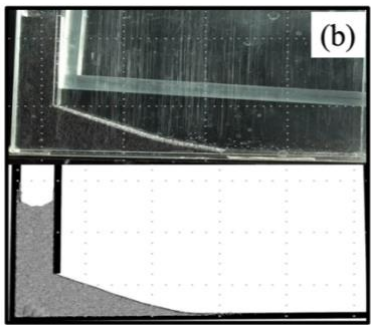


図 1 GPU-DEM validation result

3. 計算結果・結論

初めに GPU-DEM 単一での V&V を実施した。粒子径は 0.4mm であり、総粒子数は 195 万粒子である。安息角が綺麗に再現され、実験との誤差は 20%以内であった。計算速度は 100 倍程度向上した（A100 40GB を使用）。また、最大 1000 万粒子を用いた計算を実施し、現実的な時間で計算が収束することを確認した。次に GPU-DEM-MPH に関して V&V を実施した。既往研究の実験を対象とした[1]。粒子径 5.0mm、2.0mm である。定性的に挙動は類似しており、粒子径が異なることにより、液相の流動挙動等が変化し、最終的なデブリベッド形状が異なることが計算でも確認された。本計算手法のさらなる高度化により、高速炉 CDA 時のデブリベッド形成メカニズムの解明に貢献できることが示唆された。

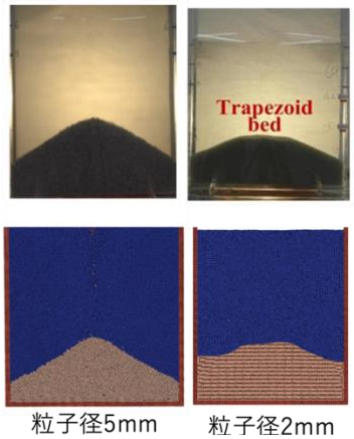


図 2 GPU-DEM-MPH validation results [1]

参考文献

[1] Cheng, S. et al., 2017. Annals of Nuclear Energy, 109, 658–666.
[2] Sakai, M. et al., 2014. Chemical Engineering Journal, 244, 33-43.

*Ryo Yokoyama[1], Shuichiro Miwa[1] and Koji Okamoto[1]
[1]Univ. Tokyo

ジオポリマー結晶相中の主成分 Na-P 型ゼオライトの生成反応に関する理論的解析

Theoretical Analysis of Formation Reaction of Main Component Na-P type Zeolite in Geopolymer Crystalline Phase

*岡田夕佳里[1]、関根伸行[1]、見上寿[1]、姜天龍[1]
[1]富士電機

ジオポリマーは放射性廃棄物処理の固化材として期待されているが、長期的な安全性や反応メカニズムには未解明な点が多い。本研究では、量子化学計算を用いた理論的解析を行い、特にジオポリマー中に形成される結晶相 Na-P 型ゼオライトの生成反応に関する分子構造の解析結果と反応メカニズムについて報告する。

キーワード：ジオポリマー、量子化学計算、ゼオライト、廃棄物処理、平衡定数

1. 緒言

ジオポリマーはアルミノケイ酸塩とアルカリ溶液との反応により形成された無機系縮合体で、環境負荷が低いためセメントの代替材として近年注目されている無機材料である。ジオポリマーはセメントに比べ物理的・化学的に安定で耐久性に優れ、また放射性核種や重金属などの封じ込め性が高いという特長から、放射性廃棄物処理への適用が期待されている。一方で、ジオポリマーの長期的な安全性や外部因子との化学的な反応メカニズムに関しては未知な部分が多く、放射性廃棄物処理への適用懸念が残る。そこで本研究では、量子化学計算による解析の結果、ジオポリマー中に劣化とともに観測される結晶相である Na-P 型ゼオライトの構造解析結果及び推定される反応メカニズムについて報告する。

2. 手法

量子化学計算は Gaussian16 を用い、ジオポリマーの自由エネルギーを計算することで分子構造の安定性を解析した。計算モデルには Na- P 型ゼオライトが取りうる複数の分子構造を適用した。また、量子化学計算には 200℃(473.15K)の海水（NaCl 溶液）を模擬した溶媒モデルを用いた。計算から得られたジオポリマーの自由エネルギー ΔG 及び平衡定数 K を基に理論的解析を行った。

3. 結果・考察

ジオポリマー結晶相中に生成する Na- P 型ゼオライトの推定構造に対して量子化学計算を実施した結果、計算から得られた代表的な分子構造を図 1 に示す。ジオポリマーの初期構造として直鎖構造（図 1 中左）を取ると推測し、その後 Na を介して環化する過程を経て Na を含む環状構造（Na-P 型ゼオライト）へと変化していく様子を再現できた。これによって、ジオポリマー中に生成する結晶相と地下水との反応性、またジオポリマーの寿命予測に必要な反応の 1 つを理解できることが示唆された。

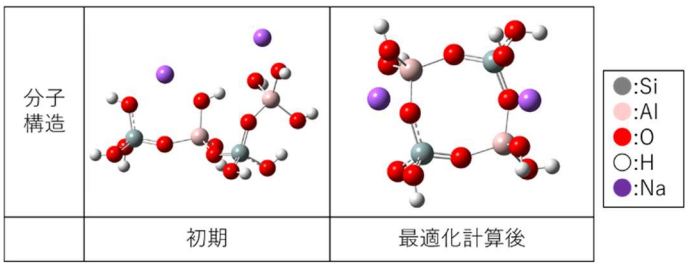


図 1. 量子化学計算から得られた Na- P 型ゼオライト分子構造

*Yukari Okada[1], Nobuyuki Sekine[1], Hisashi Mikami[1], and Tianlong Jiang[1]
[1]Fuji Electric.

分子動力学シミュレーションを用いた粘土鉱物-水系における セシウム吸着拡散現象の自由エネルギー評価

Estimation of free energy landscapes of cesium adsorption/diffusion in clay minerals-water systems using classical molecular dynamics simulation

*平口 敦基[1], Xiaojin Zhen[2], Thomas R. Underwood[3], 小林 恵太[1], 山口 瑛子[1], 板倉 充洋[1], 町田 昌彦[1], Kevin M. Ross[3], Ian C. Bourg[2], 奥村 雅彦[1]

[1]JAEA, [2]Princeton Univ., [3]PNNL

高レベル放射性廃棄物の地層処分において長期間の安全性を評価するためには、緩衝材として用いられる粘土鉱物における放射性核種の移行挙動を理解・評価する必要がある。そのためには、分子スケールシミュレーションによる研究が有効である。本研究では、粘土鉱物-水系での古典分子動力学シミュレーションを実施して粘土鉱物による放射性核種吸着現象の自由エネルギーを評価し、吸着による拡散抑制機構を考察する。

キーワード：分子動力学法，粘土鉱物，放射性セシウム

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物の地層処分では、地表から３００メートル以上深い地下において、放射性廃棄物を生活環境から隔離する。本研究では、地層処分の人工バリアである緩衝材の候補であるベントナイトの主要な粘土鉱物であるモンモリロナイトに焦点を当て、その粘土鉱物と水が共存する環境における放射性核種の移行挙動を古典分子動力学法シミュレーション(MD)によって調べる。

2. 研究手法

最近の並列計算機の発展により、複数の粘土鉱物粒子と水分子の系の大規模 MD が実施され、粘土鉱物のバルクだけでなくエッジを考慮した計算が行われている[1]。本研究では、粘土鉱物によるセシウム拡散抑制機構を調べるために、先行研究[2]で用いられた簡略化されたモデルに注目し、図１のようなモデルを作成した。我々は、セシウム１粒子の拡散において、平均二乗変位の増加の抑制を確認した（図２）。これはセシウムがモンモリロナイトに吸着され、動きにくくなっていることを示している。発表では、より大きな系で拡散係数と自由エネルギー地形を評価し、吸着による拡散抑制機構について議論する。

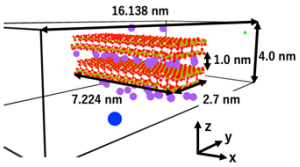


図１：MD 計算のために作成したエッジを持つ Na モンモリロナイト、セシウム（青）、ナトリウム（紫）,塩素（黄緑）。水分子は表示を省略。

3. 結言

本研究では、セシウムがモンモリロナイトに吸着されることが確認された。さらに、粘土鉱物粒子-水系での自由エネルギー地形を求めることでセシウム拡散の有効模型の構築を行うことが可能になり、長時間スケールでのセシウムの拡散と吸着を調べることが可能になることが期待される。

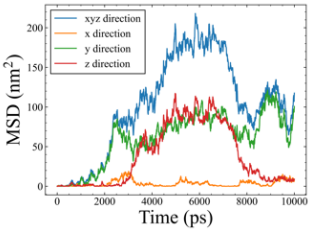


図 ２：Cs^+の xyz 方向（青）、x 方向（橙）、y 方向（緑）の平均二乗変位。

参考文献

[1] T. R. Underwood, I. C. Bourg, J. Phys. Chem. C 2020, 124 (6), 3702−3714.

[2] B. Rotenberg,V. Marry, R. Vuilleumier, N. Malikova, C. Simon, P. Turq, Geochim. Cosmochim. Acta 71 (21) (2007) 5089–5101.

※本研究には、経済産業省資源エネルギー庁の委託事業「令和 6 年度高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業（JPJ007597）【地層処分 安全評価確証技術開発（核種移行総合評価技術開発）】」の成果の一部を使用している。

---

*Atsuki Hiraguchi[1], Xiaojin Zheng[2], Thomas R. Underwood[3], Keita Kobayashi1, Akiko Yamaguchi[1], Mitsuhiro Itakura[1], Masahiko Machida[1], Kevin M. Rosso[3], Ian C. Bourg[2] and Masahiko Okumura[1]　　[1]JAEA, [2]Princeton Univ., [3]PNNL