Wed. Sep 11, 2024

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

Wed. Sep 11, 2024 10:00 AM - 10:50 AM JST | Wed. Sep 11, 2024 1:00 AM - 1:50 AM UTC Room K(Recture RoomsB 2F B200)

[1K01-03] Solidification Technology Development

Chair:Junya Sato(JAEA)

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

[1K01]

Development of liquid phase sintering and solidification method for Cs adsorbed mordenite

*Michika Kawaguchi[1], Tsuyoshi Arai[1] (1. Shibaura Inst. of Tech.)

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

[1K02]

Cement solidification/stabilization of ^{137}Cs-adsorbed copper ferrocyanide for final disposal

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

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

[1K03]

A geopolymer for solidification of radioactive waste

(12) Improvement of desorption partition coefficient of chloride ion in geopolymer containing incineration ash

*Eiki ADACHI[1], Nobuyuki SEKINE[1] (1. Fuji electric)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Wed. Sep 11, 2024 10:00 AM - 10:55 AM JST | Wed. Sep 11, 2024 1:00 AM - 1:55 AM UTC Room M(Recture RoomsB 2F B202)

[1M01-03] Cesium Behavior, Hydrogen Generation

Chair:Yoichi Wada(Hitachi)

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

[1M01]

Development of Technologies for Containing, Transportation and Storage of Fuel Debris

(1)Development of Evaluation Method for Hydrogen Generation in Handling of Fuel Debris

*Kazuki Namba[1], Wataru Kawamura[1], Itaru Suzuki[1], Masanori Hatori[1], Ryuji Nagaishi[2], Atsuhiko Terada[2], AUNG THWE THWE[2], Tatsuya Ito[2], Toyonobu Nabemoto[1] (1. Tousou Mirai Technology Co.,Ltd., 2. JAEA)

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

[1M02]

Development of Technologies for Containing, Transportation and Storage of Fuel Debris

(2) Evaluation and Consideration of Hydrogen Behavior in Handling Powder Fuel Debris

*Ryuji Nagaishi[1], Atsuhiko Terada[1], Thwe Thwe Aung[1], Tatsuya Ito[1] (1. JAEA)

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

[1M03]

The reaction between cesium hydroxide and stainless steel oxidation products in a steam environment at 573K-773K

*XIN TAN[1], Tatsuya Suzuki[1], Kenta Murakami[2] (1. Nagaoka Univ. of Tech., 2. UTokyo)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Wed. Sep 11, 2024 10:00 AM - 11:05 AM JST | Wed. Sep 11, 2024 1:00 AM - 2:05 AM UTC Room D(Recture RoomsA 1F A106)

[1D01-04] Cross Section Evaluation

Chair:Kodai Fukuda(JAEA)

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

[1D01]

Comparison of JENDL-4.0 and JENDL-5 in criticality calculation of dry storage cask

*Shunsuke Sato[1], Yasushi Nauchi[1] (1. CRIEPI)

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

[1D02]

Re-evaluation of the thermal neutron scattering law for light water in JENDL-5

*Kenichi TADA[1], Yutaka ABE[2], Tomoaki WATANABE[1] (1. JAEA, 2. Kyoto Univ.)

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

[1D03]

Measurement and evaluation of thermal neutron scattering law under reactor operating condition

(1) Project outline

*Shinsuke Nakayama[1], Atsushi Kimura[1], Bo Thomsen[1] (1. JAEA)

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

[1D04]

Measurement and evaluation of thermal neutron scattering law under reactor operating condition

(2) Experimental plan for thermal neutron scattering law

*Atsushi Kimura[1], Shunsuke Endo[1], Shoji Nakamura[1], Gerard Rovira[1], Shinsuke Nakayama[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Wed. Sep 11, 2024 10:00 AM - 11:10 AM JST | Wed. Sep 11, 2024 1:00 AM - 2:10 AM UTC Room G(Recture RoomsB 1F B101)

[1G01-04] Integrated Nuclear and Renewable Energy Systems

Chair:Yosuke Nishimura(UTokyo)

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

[1G01]

Development of a test plant for integrated nuclear and renewable energy systems
(1) Project overview

*Kosuke Aizawa[1], Yoshiyuki Imai[1], Yu Kamiji[1], Naoaki Akasaka[1], Xing Yan[1], Wataru Sakuma[2], Masanori Tanihira[2], Keita Okamoto[3], Yasutomi Morimoto[3] (1. JAEA, 2. MHI, 3. JGC)

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

[1G02]

Development of a test plant for integrated nuclear and renewable energy systems
(2) Design of the test plant for accident simulation

*Yu Kamiji[1], Kosuke Aizawa[1], Xing L. Yan[1], Ryoichi Kuramoto[2], Yorikata Mizokami[2], Masanori Tanihira[3] (1. JAEA, 2. MHI POWER ENGINEERING, 3. MHI)

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

[1G03]

Development of a test plant for integrated nuclear and renewable energy systems
(3) Development of a safety analysis tool based on the test plant

*Wataru Sakuma[1], Masanori Tanihira[1], Kosuke Aizawa[2], Yoshiyuki Imai[2], Etsuyo Makuuchi[2], Xing L Yan[2] (1. MHI, 2. JAEA)

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

[1G04]

Development of a test plant for integrated nuclear and renewable energy systems
(4) Development of a high-speed communication device

*Keita Okamoto[1], Ryosuke Kakuya[2], Yasutomi Morimoto[1], Naoaki Akasaka[3], Etsuyo Makuuchi[3], Xing L. Yan[3] (1. JGC, 2. JANUS, 3. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：504-1 Isotope Separation, Application of Isotopes, Uranium Enrichment

Wed. Sep 11, 2024 10:00 AM - 11:25 AM JST | Wed. Sep 11, 2024 1:00 AM - 2:25 AM UTC Room N(Recture RoomsB 2F B203)

[1N01-05] Lithium Isotope Separation

Chair:Shuichi Hasegawa(UTokyo)

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

[1N01]

Li-7 Enrichment Technology Development by MCCCE Method

(7) Current Status of Technology Development

*Makoto Hasegawa[1], Mai Fukumori[1], Tetsuya Odagiri[1], Takashi Tsunada[2], Kenya Tanaka[2], Takayo Muramatsu[3], Tadafumi Kishimoto[4] (1. ATOX, 2. PESCO, 3. TEC, 4. Osaka Univ.)

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

[1N02]

Li-7 Enrichment Technology Development by MCCCE Method

(8) Current status of the Li-7 enrichment experiment by a planer type instrument

*Tadafumi Kishimoto[1], Izumi Ogawa[2], Kenji Matsuoka[1], Takao Fukumoto[1], Ryuta Hazama[3], Makoto Hasegawa[4], Mai Fukumori[4], Tomohiko Kawakami[5], Hironobu Shiraishi[5], Takehiko Tsukahara[6] (1. Research Center for Nuclear Physics, Osaka University, 2. Fukui University, 3. Osaka Sangyo University, 4. ATOX CO., LTD, 5. KAKEN CO., LTD, 6. Tokyo Institute of Technology)

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

[1N03]

Li-7 Enrichment Technology Development by MCCCE Method

(9) Examination of applied voltage effects using CFD simulation

*Naoki Horiguchi[1], Hiroyuki Yoshida[1], Yoshihiro Kitatsuji[1], Mai Fukumori[2], Makoto Hasegawa[2], Tadafumi Kishimoto[3] (1. JAEA, 2. ATOX, 3. Osaka Univ.)

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

[1N04]

Applicability assessment of a simulated moving bed process to separation of lithium isotopes (2)

*Takahiko Sugiyama[1], Shun Koumura[1], Shotarou Kato[1] (1. Nagoya Univ.)

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

[1N05]

Evaluation of Selective Coefficient in Candidate Adsorption Systems for Lithium Isotope Separation by Simulated Moving Bed Process.

*Shun Komura[1], Ibuki Aoshima[1], Shotaro Kato[1], Toshimasa Ohashi[1], Takahiko Sugiyama[1] (1. Nagoya Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Wed. Sep 11, 2024 10:00 AM - 11:55 AM JST | Wed. Sep 11, 2024 1:00 AM - 2:55 AM UTC Room C(Recture RoomsA 1F A105)

[1C01-07] Environmental Radiation

Chair:Haruyasu Nagai(JAEA)

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

[1C01]

Study on the new mathematical model considering DNA damage repair in radiation biology.

*Kazuya Nakashima[1], Youichirou Matuo[1], Kikuo Shimizu[2], Yoshinobu Izumi[2] (1. Graduate School of engineering, Univ. of Fukui, 2. Research Institute of Nuclear Engineering, Univ. of Fukui)

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

[1C02]

Construction and Simulation Validation of a Mathematical Model of DNA Double-Strand Breaks

*Shotaro Fujita[1], Fuminobu Sato[1], Yoko Akiyama[1], Yuichiro Manabe[1] (1. Osaka University Graduate School of Engineering Division of Sustainable Energy and Environmental Engineering)

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

[1C03]

Sterilization of mold on Lemon by Soft-electron

*Noriaki Kataoka[1], Kaiji Uchida[1], Daigo Kawahara[1] (1. TIRI)

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

[1C04]

Comparative study of the effects of continuous and divided inhalation of thoron on the severity of colitis in mice

*Takahiro Kataoka[1], Shota Naoe[1], Ayumi Tanaka[1], Reiju Takenaka[1], Fumiya Matoba[1], Norie Kanzaki[2], Akihiro Sakoda[2], Kiyonori Yamaoka[1] (1. Okayama Univ., 2. JAEA)

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

[1C05]

Reduction of Indoor House Dust and Radiocaesium by Repeated Vacuuming in Dwelling Houses in Okuma Town

*Hiroko Yoshida[1], Naohide Shinohara[2] (1. Tohoku Univ., 2. AIST)

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

[1C06]

Evaluation of accumulation efficiency of organically bound tritium in plants using C/H ratio

*Yuhi Satoh[1], Shogo Imada[1], Masaru Nagai[1], Mutsumi Yamagami[1], Takashi Tani[1] (1. Institute for Environmental Sciences)

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

[1C07]

Statistical evaluation of individual external exposure dose of outdoor worker and ambient dose rate at evacuation ordered zones after the Fukushima Daiichi nuclear power station accident

©Atomic Energy Society of Japan

*Motofumi Saisu[1], Tadahiko Ando[1], Keizo Uchiyama[1], Toshihiro Ueno[1], Koichi Takizawa[1], Yuji Endo[1], Kazuya Yoshimura[2], Yukihisa Sanada[2] (1. TEPCO HD, 2. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Wed. Sep 11, 2024 10:00 AM - 11:55 AM JST | Wed. Sep 11, 2024 1:00 AM - 2:55 AM UTC Room L(Recture RoomsB 2F B201)

[1L01-07] Dismantling Technology

Chair:Yukihiro Iguchi(Univ. of Fukui)

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

[1L01]

Remote dismantling method for radiated concrete utilizing concrete crushing by high-pressure liquid nitrogen jet

(1)Outline of dismantling method

*Shohei Sawada[1], Yudai Furuno[1], Osamu Kontani[1], Keita Sano[2], Tomoe Takahashi[2], Ryota Horai[2], Shigeyoshi Yasunaga[2] (1. Kajima Corporation, 2. IHI Corporation)

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

[1L02]

Remote dismantling method for radiated concrete utilizing concrete crushing by high-pressure liquid nitrogen jet

(2)Concrete crushing test

*Yudai Furuno[1], Shohei Sawada[1], Osamu Kontani[1], Keita Sano[2], Tomoe Takahashi[2], Ryota Horai[2], Shigeyoshi Yasunaga[2] (1. KAJIMA, 2. IHI)

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

[1L03]

Research and development of lead block cutting technique for decommissioning nuclear power plants Ⅴ

*Tomohisa Goto[1,3], Glenn Harvel[2], Takeyoshi Sunagawa[1] (1. FUT, 2. Ontario Tech Univ., 3. Taihei Dengyo Ltd.)

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

[1L04]

Demonstration of underwater laser cutting technology for remote dismantling of reactor core

*Soichiro Furuhata[1], Norimasa Mori[1], Hiroki Iwai[1], Masashi Tezuka[1] (1. JAEA)

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

[1L05]

Study of recovery waste from High Active Solid Waste Storage (HASWS) at Tokai Reprocessing Plant

(4) Combination test of ROV and lifter (grab type) (Hull can)

*Yuito Tameta[1], Kyohei Sano[1], Tadashi Akuzawa[1], Kazuki Akiyama[1] (1. JAEA)

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

[1L06]

Study of recovery waste from High Active Solid Waste Storage (HASWS) at Tokai Reprocessing Plant

(5) Combination test of underwater ROV and underwater lifter (grab type)

*Tadashi Akuzawa[1], Yuito Tameta[1], Kyohei Sano[1], Kazuki Akiyama[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[1L07]

©Atomic Energy Society of Japan

Study of recovery waste from High Active Solid Waste Storage (HASWS) at Tokai Reprocessing Plant
(6) Comprehensive test using ROV and lifter

*Kyohei SANO[1], Yuito Tameta[1], Tadashi Akuzawa[1], Kazuki Akiyama[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

Wed. Sep 11, 2024 10:30 AM - 11:55 AM JST | Wed. Sep 11, 2024 1:30 AM - 2:55 AM UTC Room A(Recture RoomsA 1F A101)

[1A01-05] Radiation Detector, Laser Spectroscopy

Chair:Yoshiharu Kitayama(JAEA)

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

[1A01]

Study on a calibration method of beta-ray spectrometer

*Kenichi Watanabe[1], Takumi Ono[2], Hidesuke Itadzu[2] (1. Kyushu Univ., 2. SEIKO EG&G)

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

[1A02]

Characterization of TlBr Gamma Detector Based on Electrical Charge and Cherenkov Light Analysis

*Boyu Feng[1], Moh HAMDAN[1], Keitaro Hitomi[2], Mizuki Uenomachi[3], Mitsuhiro Nogami[2], Hidenori Toyokawa[4], Kenji Shimazoe[1] (1. UTokyo, 2. Tohoku Univ., 3. Tokyo Tech, 4. JASRI)

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

[1A03]

Expansion of a one-chip radiation instrumentation module using a programmable SoC
- Basic design and validation of a random pulse generator -

*Tatsuyuki Maekawa[1] (1. TM RAMS Consulting (P.E. Office))

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

[1A04]

Observation of gadolinium resonance absorption signals using laser plasma with microwave irradiation

*Yoshihiro Iwata[1], Masaki Ohba[1], Masabumi Miyabe[1], Ryohei Terabayashi[2], Shuichi Hasegawa[2] (1. JAEA, 2. UTokyo)

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

[1A05]

Development of isotopic analysis based on high-resolution Doppler-free resonance excitation spectroscopy

*Masabumi Miyabe[1], Yoshihiro Iwata[1], Shuichi Hasegawa[2] (1. JAEA, 2. The University of Tokyo)

©Atomic Energy Society of Japan

Oral presentation | VIII. Non-proliferation, Safeguards and Nuclear Security：801-2 Technology for Non-Proliferation, Safeguards and Nuclear Security

Wed. Sep 11, 2024 10:30 AM - 11:55 AM JST | Wed. Sep 11, 2024 1:30 AM - 2:55 AM UTC Room O(Recture RoomsB 2F B204)

[1O01-05] Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security

Chair:Masato Hori(JAEA)

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

[1O01]

Impact of Uranium-silicide fuels on enhancement of fuel lifetime, nuclear safety and security in large scale LWRs

*Yusuke Mori[1], Hiroshi Sagara[1] (1. Tokyo Tech)

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

[1O02]

The development of detection and reasoning methods for nuclear material theft behaviors based on artificial intelligence and background analysis

*Zhan Li[1], Xingyu Song[1], Shi Chen[1], Kazuyuki Demachi[1] (1. The University of Tokyo)

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

[1O03]

Identification of key signature nuclides to estimate the origin of reprocessed Pu for Nuclear Forensics

*Hayato Sato[1], Hiroshi Sagara[1], Young Chi Han[1], Yoshiki Kimura[2], Kosuke Tanabe[3] (1. Tokyo Tech, 2. JAEA, 3. NRIPS)

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

[1O04]

Numerical Analysis of Photonuclear Reaction Detection using High Energy Gamma-ray from ^{7}Li(p,g)^{8}Be reaction Triggered by Pelletron Accelerator

*Krittanai Kiatkongkaew[1], Hiroshi Sagara[1], Tatsuya Katabuchi[1], Chikako Ishizuka[1], Risa Kunitomo[1] (1. Tokyo Tech)

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

[1O05]

Application of prompt fission gamma rays to nuclear security

Measurements using approved Cf-252 devices with certification labels

*Tomooki Shiba[1], Saki Sugizaki[2], Tomoki Yamaguchi[1] (1. JAEA, 2. E&E Techno Service)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Wed. Sep 11, 2024 10:50 AM - 11:55 AM JST | Wed. Sep 11, 2024 1:50 AM - 2:55 AM UTC Room K(Recture RoomsB 2F B200)

[1K04-07] 1F Waste 1

Chair:Tomofumi Sakuragi(RWMC)

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

[1K04]

Study on estimation of radioactivity concentration of biological shielding at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(1) Technical issues and approach

*Yoshikazu Koma[1], Takashi OKADA[1], Youko TAKAHATAKE[1], Tsutomu ISHIGAMI[2], Takeshi SUGITA[2], Tsutomu OKAMOTO[2], Masaya SEKI[2], Hiroki NEMOTO[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. NAIS Co., Inc.)

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

[1K05]

Study on estimation of radioactivity concentration of biological shielding at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(2) Contribution of activation processes and material composition in concrete

*Tsutomu ISHIGAMI[2], Yoshikazu KOMA[1], Takashi OKADA[1], Youko TAKAHATAKE[1], Takeshi SUGITA[2], Tsutomu OKAMOTO[2], Masaya SEKI[2], Hiroki NEMOTO[2] (1. JAEA, 2. NAIS, Co., Inc.)

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

[1K06]

Study on estimation of radioactivity concentration of biological shielding at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(3) Neutron flux distribution applying variance reduction method

*Masaya SEKI[2], Yoshikazu KOMA[1], Takeshi OKADA[1], Youko TAKAHATAKE[1], Tsutomu ISHIGAMI[2], Takeshi SUGITA[2], Tsutomu OKAMOTO[2], Hiroki NEMOTO[2] (1. JAEA, 2. NAIS, Co., Inc.)

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

[1K07]

Study on estimation of radioactivity concentration of biological shielding at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(4) Uncertainty Factors and Sensitivity Analysis

*Tsutomu Okamoto[2], Yoshikazu Koma[1], Takashi Okada[1], Youko Takahatake[1], Tsutomu Ishigami[2], Takeshi Sugita[2], Masaya Seki[2], Hiroki Nemoto[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Nippon Advanced Information Service)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Wed. Sep 11, 2024 10:55 AM - 12:00 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 1:55 AM - 3:00 AM UTC Room M(Recture RoomsB 2F B202)

[1M04-07] Water chemistry and Corrosion for LWR

Chair:Ryuji Nagaishi(JAEA)

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

[1M04]

Evaluation of KOH as a pH control agent of PWR primary system

(1) Study of pH control method for K-Li environment by column adsorption test on ion exchange resin

*Genki MURAKAMI[1], Yusuke NAKANO[2], Wataru SUGINO[2], Yosuke MUKAI[1], Yuichi SHIMIZU[1], Nobuo ISHIHARA[1] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 2. The Japan Atomic Power Company)

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

[1M05]

Evaluation of KOH as a pH control agent of PWR primary system

(2) Evaluation of the effect of KOH on PWSCC initiation

*Kenta Kakitani[1], Yusuke Nakano[2], Wataru Sugino[2], Kenji Sato[1], Yuichi Shimizu[1] (1. MHI, 2. JAPC)

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

[1M06]

Effects of Oxygen Injection and Platinum Deposition on Flow Accelerated Corrosion of Carbon Steel under Simulated Reactor Water Clean-up System Conditions

(3) FAC rates of carbon steel at 280 ^{o}C with Pt deposition

*Yoichi Wada[1], Toshimasa Ohashi[1], Hikari Murotani[1], Ryosuke Shimizu[2], Makoto Nagase[2], Shinobu Okido[2] (1. Hitachi, 2. Hitachi-GE)

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

[1M07]

Development of chemical decontamination method for carbon steel (2)

Development of decomposition of decontaminants and purification methods

*Yuto Kato[1], Hideyuki Hosokawa[1], Takashi Ohira[2], Shintaro Yanagisawa[2], Masahiko Kazama[3] (1. Hitachi, 2. HGNE, 3. Kurita Water Industries)

©Atomic Energy Society of Japan

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：303-1 Reactor Instrumentation, Instrumentation System, Reactor Control

Wed. Sep 11, 2024 11:00 AM - 11:55 AM JST | Wed. Sep 11, 2024 2:00 AM - 2:55 AM UTC Room B(Recture RoomsA 1F A102)

[1B01-03] Measurement and Control Systems of Nuclear Reactors

Chair:Akio Gofuku(Okayama Prefectural Univ.)

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

[1B01]

Gamma-ray measurement in JRR-3 vertical irradiation capsule using a self-powered detector

*Ryoma Takeda[1], Takazumi Ohmori[1], Kento Mitsui[1], Tomoaki Takeuchi[1], Hiroki Ushijima[1], Yoshinori Matsui[1], Daisuke Nio[1], Yasuichi Endo[1], Yuji Okada[1], Hiroshi Ide[1] (1. JAEA)

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

[1B02]

Early detection of in-core abnormalities in Na-cooled fast reactors based on data-driven acoustic diagnosis

*Yoshitaka Ueki[1], Itsuki Hirako[1], Kosuke Aizawa[2], Kuniaki Ara[1] (1. TUS, 2. JAEA)

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

[1B03]

Implementation of Backup System in PWR Digital Reactor Protection System Considering Software Common Cause Failure Countermeasures

*Masafumi Utsumi[1], Osamu Shibuya[1], Hiroshi Shirasawa[1], Kenta Shimizu[1], Tetsuo Saguchi[1] (1. MHI)

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

Wed. Sep 11, 2024 11:05 AM - 11:55 AM JST | Wed. Sep 11, 2024 2:05 AM - 2:55 AM UTC Room D(Recture RoomsA 1F A106)

[1D05-07] Uncertainty Evaluation Method

Chair:Hiroki Koike(MHI)

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

[1D05]

Uncertainty quantification of prompt neutron decay constant due to thermal neutron scattering law for light water using maximum entropy method

*Yoshinari Harada[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya Univ.)

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

[1D06]

Research on a hybrid data assimilation technique

*Shuhei Maruyama[1,2], Akio Yamamoto[2], Tomohiro Endo[2] (1. JAEA, 2. Nagoya Univ.)

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

[1D07]

Influence of implicit effect for multi-group cross-section perturbation on random-sampling-based uncertainty propagation

*Tatsuya Fujita[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Wed. Sep 11, 2024 11:10 AM - 12:00 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 2:10 AM - 3:00 AM UTC Room G(Recture RoomsB 1F B101)

[1G05-07] High-temperature Gas-cooled Reactors

Chair:Tadakatsu Yodo(MHI)

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

[1G05]

Development of innovative design of HTGRs

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

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

[1G06]

Evaluation of Combustible Gas Explosion Hazard in HTTR Heat Application Test Facility

*Keisuke Morita[1], Takeshi Aoki[1], Atsushi Shimizu[1], Hiroyuki Sato[1], Nariaki Sakaba[1] (1. JAEA)

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

[1G07]

Development of Large-Scale Hydrogen Production Technology Utilizing Very High Temperature

Development of Hot Gas Duct Coupling HTTR with Hydrogen Production Facility

*Kentaro Nagatsuka[1], Naoki Mizuta[1], Keisuke Morita[1], Kaoru Kurahayashi[1], Takanori Yasuda[1], Hiroki Noguchi[1], Yasunobu Nomoto[1], Atsushi Shimizu[1], Hiroyuki Sato[1], Nariaki Sakaba[1] (1. JAEA)

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：504-2 Nuclear Chemistry, Radiochemistry, Analytical Chemistry, Chemistry of Actinide Elements

Wed. Sep 11, 2024 11:25 AM - 12:00 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 2:25 AM - 3:00 AM UTC Room N(Recture RoomsB 2F B203)

[1N06-07] Analytical Technique 1

Chair:Yuma Sekiguchi(CRIEPI)

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

[1N06]

Development of flow injection/online liquid scintillation analysis system for the determination of alpha nuclides in fuel debris

(3) Analysis performance evaluation by measuring plutonium standard solution

*Juri Aoya[1], Kenji Masui[1], Kazushi Horigome[1], Masahiko Yamamoto[1], Shigeo Taguchi[1] (1. JAEA)

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

[1N07]

Development of an HCl-free analytical method for Pu, Am and Cm in radioactive wastes

*Noriyasu Kodaka[1], Yasuyuki Tanaka[1], Takahiro Furuse[1], Kosuke Tanaka[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Wed. Sep 11, 2024 2:45 PM - 3:35 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 5:45 AM - 6:35 AM UTC Room D(Recture RoomsA 1F A106)

[1D08-10] Analysis Code Development

Chair:Motomu Suzuki(CRIEPI)

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

[1D08]

Development of Mitsubishi Three-Dimensional Heterogeneous Transport Calculation Code GALAXY-Z

(9) Burnup Calculation and Whole Core Calculation for High Temperature Gas-cooled Reactor

*Kazuya Yamaji[1], Hiroki Koike[1], Koji Asano[1] (1. MHI)

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

[1D09]

Development of Mitsubishi FBR Nuclear Design Code System GALAXY-H/ENSEMBLE-TRIZ

(12) Reduction of Spatial Homogenization Error by Reaction-Rate-Ratio Preservation for Axial Direction

*Hiroki Koike[1], Masato Yamamoto[1], Koji Asano[1] (1. MHI)

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

[1D10]

Development of Burnup Calculation Code System SWAT-X

(1) Verification of burnup calculation using CRAMO and MVP

*Tomoaki Watanabe[1], Takeo Kikuchi[1], Kenichi Tada[1], Akio Yamamoto[2], Kenya Suyama[1] (1. JAEA, 2. Nagoya Univ.)

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

Wed. Sep 11, 2024 2:45 PM - 3:35 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 5:45 AM - 6:35 AM UTC Room G(Recture RoomsB 1F B101)

[1G08-10] Nuclear Utilization Technologies with Innobative Reactors

Chair:Kosuke Aizawa(JAEA)

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

[1G08]

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

(5) Preliminary core thermal analysis based on MOOSE framework

*Tadakatsu Yodo[1], Shohei Otsuki[1], Takeshi Koike[1] (1. MHI)

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

[1G09]

Evaluation of improvement on electricity selling income with Sodium-Cooled Fast Reactor Coupled to Thermal Energy Storage System

*Kazuya Takano[1], Kyoko Mukaida[1], Hidemasa Yamano[1], Naoto Yasumatsu[2] (1. JAEA, 2. NESI)

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

[1G10]

Burnup Characteristics of Silicide Fueled RFBB with Sodium Coolant

*Toru Obara[1], Odmaa Sambuu[2] (1. Tokyo Tech, 2. NUM)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Wed. Sep 11, 2024 2:45 PM - 3:35 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 5:45 AM - 6:35 AM UTC Room L(Recture RoomsB 2F B201)

[1L08-10] General Remarks on Decommissioning

Chair:Shohei Sawada(KAJIMA)

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

[1L08]

Research on Human Resources Development for Decommissioning to Realize Safe and Smooth Decommissioning

*Masaki Onodera[1], Shintaro Yagi[1], Hironori Kato[1], Junji Eto[1], Masaru Hirata[2], Renaud Klein[2] (1. MRI, 2. Onet Technologies)

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

[1L09]

Importance of Generativity for the Decommissioning Knowledge Management

Focus Group on Plant Operating Knowledge

*Yasuyoshi Taruta[1], Shigeto Kobayashi[2], Takashi Hashimoto[3], Koichi Tomoda[1] (1. JAEA, 2. SCU, 3. JAIST)

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

[1L10]

A Study for the optimization of the decommissioning project of nuclear facilities

(6) Radiation exposure assessment of dismantlement

*Yukihiro IGUCHI[1], Daisuke KAWASAKI[1], Satoshi YANAGIHARA[1], Asei MINE[1], Yuya KOUDA[2], Koichi TOMODA[2] (1. Univ. of Fukui, 2. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Wed. Sep 11, 2024 2:45 PM - 3:50 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 5:45 AM - 6:50 AM UTC Room M(Recture RoomsB 2F B202)

[1M08-11] High-level Radioactive Waste 1

Chair:Yusaku Takubo(NUMO)

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

[1M08]

Parameter Optimization of the Solute Transport Equations from In Situ Tracer Test of the Excavation Damaged Zone

*Koraphat Fairat[1], Masaki Takeda[1], Yusuke Ozaki[1] (1. JAEA)

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

[1M09]

Overview of a full-scale construction experiment of hydraulic plugs for sedimentary rocks at Horonobe Underground Research Laboratory

(1) Plan of the experiment and investigation of the hydraulic properties around the niche

*Shun Kimura[1], Akira Hayano[1], Naomi Sato[1], Tomonori Tamura[1], Keisuke Yagi[2] (1. JAEA, 2. TAISEI)

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

[1M10]

Investigation on Fuel Cycle based on Actinide Management Towards Sustainable Use of Nuclear Energy

(1) Challenges of LWR fuel cycle and Research Overview

*Tomoo Yamamura[1], Takashi Shimada[1,3], Tomohiro Okamura[2], Masahiko Nakase[2], Kenji Takeshita[2], Yuki Konishi[4], Keisuke Nishimura[4], Taisuke Tsukamoto[4], Hitomi Ishida[4], Yasutoshi Ban[5] (1. Kyoto Univ., 2. Tokyo Tech, 3. MFBR, 4. MHI, 5. JAEA)

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

[1M11]

Investigation on Fuel Cycle based on Actinide Management Towards Sustainable Use of Nuclear Energy

(2) Analysis of the necessity and usefulness of MA temporary storage technology for the sustainable nuclear fuel cycle

*Tomohiro Okamura[1], Masahiko Nakase[1], Kenji Takeshita[1], Takashi Shimada[2,4], Yuki Konishi[3], Keisuke Nishimura[3], Hitomi Ishida[3], Tomoo Yamamura[2] (1. Tokyo Tech, 2. Kyoto Univ., 3. MHI, 4. MFBR)

©Atomic Energy Society of Japan

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：504-2 Nuclear Chemistry, Radiochemistry, Analytical Chemistry, Chemistry of Actinide Elements

Wed. Sep 11, 2024 2:45 PM - 3:55 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 5:45 AM - 6:55 AM UTC Room N(Recture RoomsB 2F B203)

[1N08-11] Analytical Technique 2

Chair:Yuji Sasaki(JAEA)

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

[1N08]

Effect of Composition Ratio on Plasma Temperature in Microwave-Assisted Laser-Induced Breakdown Spectroscopy (LIBS)

*Takahhiro Karino[1], Katsuaki Akaoka[1], Ikuo Wakaida[1] (1. JAEA)

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

[1N09]

Analysis of Laser-Induced Breakdown Spectroscopy of Three-Component Samples Using Linear Regression Machine Learning

*Katsuaki Akaoka[1], Takahiro Karino[1], Hironori Ohba[1], Ikuo Wakaida[1] (1. JAEA)

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

[1N10]

Observation of gadolinium isotope spectrum with DC glow discharge plasma cavity ringdown spectroscopy

*Ryohei Terabayashi[1], Shuichi Hasegawa[1] (1. UTokyo)

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

[1N11]

Spatially resolved measurement of Al_2O_3 laser-produced plasma by laser absorption spectroscopy

*Akira Kuwahara[1], Kenta Murakami[2] (1. Shibaura Inst. of Tech., 2. Nagoya Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Wed. Sep 11, 2024 2:45 PM - 4:00 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 5:45 AM - 7:00 AM UTC Room O(Recture RoomsB 2F B204)

[1O06-10] Nuclear Materials 1

Chair:Suzuki Chikashi(JAEA)

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

[1O06]

Development of ultra-high temperature in-situ observation technique for nuclear fuel
(1) Outline of the Project

*YUJI ARITA[1], Kenji Konashi[2], TSUYOSHI YAITA[3], AYUMI ITO[4] (1. Univ. of Fukui, 2. Tohoku Univ., 3. JAEA, 4. Tokyo Tech)

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

[1O07]

Development of ultra-high temperature in-situ observation technique for nuclear fuel
(2) Development of high-temperature heating equipment

*Rikuto Ikuta[1], Yuji Arita[1], Kenji Konashi[2], Keisuke Niino[1], Kyouya Yamashita[1], Yusei Mizuma[1] (1. Univ. of Fukui, 2. Tohoku Univ.)

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

[1O08]

Development of ultra-high temperature in-situ observation technique for nuclear fuel
(3) Development of simultaneous XAFS-XRD measurement system

*Tohru Kobayashi[1], Tsuyoshi Yaita[1], Hajime Tanida[1], Masaaki Kobata[1], Tatsuo Fukuda[1], Ayumi Itoh[2], Kenji Konashi[3], Yuji Arita[4] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Tokyo Institute of Technology, 3. Tohoku University, 4. University of Fukui)

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

[1O09]

Development of ultra-high temperature in-situ observation technique for nuclear fuel
(4) Analysis of transient state during Zr-Y_2O_3 test at high temperatures

*Ayumi Itoh[1], Tuyoshi Yaita[4], Hajime Tanida[4], Thoru Kobayashi[4], Tatsuo Fukuda[4], Masaaki Kobata[4], Kenji Konashi[2], Yuji Arita[3] (1. Tokyo Tech, 2. Tohoku Univ., 3. Fukui Univ., 4. JAEA)

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

[1O10]

Development of ultra-high temperature in-situ observation technique for nuclear fuel
(5) Development of scanning transmission x-ray microscope and its application to the simulated fuel material Zr-Y_2O_3

*Goro Shibata[1], Tsuyoshi Yaita[1,2], Kenji Konashi[3], Kenta Yoshida[3], Yuji Arita[4] (1. JAEA, 2. QST, 3. Tohoku Univ., 4. Univ. of Fukui)

©Atomic Energy Society of Japan

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：303-3 Human-Machine Systems, Advanced Information Processing

Wed. Sep 11, 2024 2:45 PM - 4:25 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 5:45 AM - 7:25 AM UTC Room B(Recture RoomsA 1F A102)

[1B04-09] Human Performance and Safety-II

Chair:Diesuke Karikawa(Tohoku Univ.)

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

[1B04]

Study on Evaluation metrics for Maximizing the Team Performance of the Main Control Room Operation

*KOUJI IWATARE[1], TAKUMI HIROSE[2], YUTAKA IWAKI[2], HARU ANDO[2] (1. BTC, 2. Hitachi)

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

[1B05]

Practical Safety-II-based Initiatives for Voluntary Safety Improvement at Tohoku Electric Power Company.

(1) Continuous Safety-II-based Practical Initiatives

*Makoto Takahashi[1], Takumi Kurakane[3], Masaharu Kitamura[2] (1. Tohoku Univ., 2. Research Institute for Technology Management Strategy, 3. Tohoku-EPCO)

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

[1B06]

Practical Safety-II-based Initiatives for Voluntary Safety Improvement at Tohoku Electric Power Company.

(2) Examples of Initiatives at the Higashidori NPP

*Fuminao Matsumiya[1], Yasuhiro Kimura[1], Takumi Kurakane[1], Makoto Takahashi[2], Masaharu Kitamura[3] (1. Tohoku-EPCO, 2. Tohoku Univ., 3. Research Institute for Technology Management Strategy)

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

[1B07]

Enhancement of Resilience Potentials for Operation of Nuclear Power Plants

(3) Extended Enhancement of Potential to Learn

*Hiroshi Sakuda[1], Makoto Takahashi[2], Masaharu Kitamura[3] (1. INSS, 2. Tohoku Univ., 3. Research Institute for Technology Management Strategy)

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

[1B08]

Enhancement of Resilience Potentials for Operation of Nuclear Power Plants

(4) Enhancement of Potential to Anticipate

*Masaharu Kitamura[1], Makoto Takahashi[3], Hiroshi Sakuda[2] (1. Research Institute for Technology Management Strategy, 2. Institute of Nuclear Safety Systems, 3. Tohoku University)

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

[1B09]

Study on Potential to Learn Concerning Responses to Off-Normal Events

*Yuto Horiuchi[1], Masaharu Kitamura[2], Makoto Takahashi[1] (1. Tohoku Univ., 2. Research Institute for Technology Management Strategy)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Wed. Sep 11, 2024 2:45 PM - 4:40 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 5:45 AM - 7:40 AM UTC Room H(Recture RoomsB 1F B102)

[1H01-07] Numerical Analysis

Chair:Kei Itou(Kyoto Univ.)

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

[1H01]

TRACE code analysis on heat transfer and conduction of reactor pressure vessel affecting pressurized thermal shock

*Riichiro Okawa[1], Masahiro Furuya[2] (1. CRIEPI, 2. CRIEPI & Waseda Univ.)

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

[1H02]

Numerical Simulation of Breakup Characteristics of Sodium Liquid Jet

*Guofu Sun[1], Susumu Yamashita[2], Tomio Okawa[1], Hiroyuki Yoshida[2] (1. UEC, 2. JAEA)

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

[1H03]

Evaluation of the influence of radiation heat transfer models on thermal hydraulics in containment vessel atmospheres

*Akisumi Yamashita[1], Masahiro Ishigaki[1], Satoshi Abe[2], soma shu[2], Yasuteru Sibamoto[2], Toru Nagai[3] (1. Univ. of Fukui, 2. JAEA, 3. Nagoya Univ.)

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

[1H04]

Development of a gas-liquid two-phase flow real-time simulator

*Miki Saito[1], Taizo Kanai[1] (1. CRIEPI)

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

[1H05]

Development of Advanced Neutronics/Thermal-Hydraulics Coupling Simulation System (12) Uncertainty Evaluation in Developed Measurement Method for Gas-Liquid Two-Phase Flow inside a Fuel Bundle Using LDV

*Ayako Ono[1], Kaoru Okamoto[2], Yasushi Makino[2], Shigeo Hosokawa[3], Hiroyuki Yoshida[1] (1. JAEA, 2. NDC, 3. Kansai Univ.)

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

[1H06]

Experiment and CFD analysis of diffusion behavior in density stratified flow

*Tsugumasa Iiyama[1], Takahiro Arai[1], Riichiro Okawa[1], Masahiro Furuya[1] (1. CRIEPI)

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

[1H07]

BF-GAN: Development of an AI-driven Bubbly Flow Image Generation Model Using Bubbly Generative Adversarial Networks

*WEN ZHOU[1], Shuichiro Miwa[1], Koji Okamoto[1] (1. UTokyo)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Wed. Sep 11, 2024 2:45 PM - 4:50 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 5:45 AM - 7:50 AM UTC Room I(Recture RoomsB 1F B103)

[1I01-08] PRA Method 1

Chair:Yasuki Ohtori(TCU)

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

[1I01]

Proposal of evaluation method and its calculation example for site specific missile impact probability

*Takahiro Murakami[1], Kota Fujiwara[1], Yasuo Hattori[1], Yuzuru Eguchi[1] (1. CRIEPI)

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

[1I02]

Preliminary result of tornado wind-speed hazard curve with logic tree considering the uncertainty of tornado counts

*Kota Fujiwara[1], Daisuke Nohara[1], Yasuo Hattori[1], Sho Kawazoe[1], Yuzuru Eguchi[1], Hiromaru Hirakuchi[1] (1. CRIEPI)

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

[1I03]

Omitting effect of switching operation between core cooling and heat removal

*Ryotaro Sato[1] (1. TEPSYS)

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

[1I04]

Development of probabilistic risk assessment method considering multi-hazards

Part 5: Proposal on the classification and modeling methods of multi-hazards

*Byunghyun Choi[1], Hideaki Tsutsumi[2], Akemi Nishida[1], Tsuyoshi Takada[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Total Support System Corporation)

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

[1I05]

Development of probabilistic risk assessment method considering multi-hazards

Part 6: Impact assessment of response correlation for multiple equipment on seismic PRA

*Akemi Nishida[1], Byunghyun Choi[1], Kotaro Kubo[1], Kiyotaka Takito[1], Ken Muramatsu[1], Tsuyoshi Takada[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[1I06]

Development of probabilistic risk assessment method considering multi-hazards

Part 7: Preliminary analysis of seismic and tsunami combined hazard PRA

*Kotaro Kubo[1], Ken Muramatsu[1], Kiyotaka Takito[1], Byunghyun Choi[1], Akemi Nishida[1], Tsuyoshi Takada[1] (1. JAEA)

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

[1I07]

Development of Probabilistic Risk Assessment Methods for multiple tanks and multiple events at the Rokkasho Reprocessing Plant

(3) study of the method to assess reprocessing plant risk (case study to over three tanks)

©Atomic Energy Society of Japan

*Kazumi Takebe[1], Masahiro Yamamoto[1,4], Takashi Kodama[1], Futoshi Tanaka[2], Asei Kawasaki[3], Hidetaka Nagata[2], Isao Hongo[2], Makoto Takahashi[4] (1. JNFL, 2. MHI, 3. MHI NSE, 4. Tohoku Univ.)

4:30 PM - 4:45 PM JST | 7:30 AM - 7:45 AM UTC

[1I08]

Development of Probabilistic Risk Assessment Methods for multiple tanks and multiple events at the Rokkasho Reprocessing Plant

(4) Study of methods for assessment the risk importance with the effects of radiation exposure

*Masahiro Yamamoto[1,4], Kazumi Takebe[1], Takashi Kodama[1], Futoshi Tanaka[2], Asei Kawasaki[3], Hidetaka Nagata[2], Isao Hongo[2], Makoto Takahashi[4] (1. JNFL, 2. MHI, 3. MHI NSE, 4. Tohoku Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Wed. Sep 11, 2024 2:45 PM - 4:50 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 5:45 AM - 7:50 AM UTC Room K(Recture RoomsB 2F B200)

[1K08-15] 1F Waste 2

Chair:Masahiko Nakase(Tokyo Tech)

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

[1K08]

Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(44) Investigation of solidificaiton range for simulated sludge containing ferrocyanide

*Takumi Taniguchi[1], Ryo Kuramochi[1], Ryo Sakamoto[2], Norihisa Osawa[2], Yoshihisa Kaneda[2], Kazuki Matsuzawa[3], Takeshi Yamamoto[3], Ryoichiro Kuroki[1], Takashi Okada[1], Yukihiko Yoshida[1] (1. JAEA, 2. Taiheiyo Consultant, 3. CRIEPI)

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

[1K09]

Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(45) Investigation of simple evaluation methods of hydrogen gas generation for the purpose of establishing a feasibility test method for room temperature solidification

*Koki Shimizu[1], Ryo Kuramochi[1], Mayu Enomoto[1], Saori Matsumoto[1], Takumi Taniguchi[1], Ryoichiro Kuroki[1], Takashi Okada[1], Yukihiko Yoshida[1], Takeshi Osugi[1] (1. JAEA)

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

[1K10]

Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(46) Criteria for material separation in test methods to verify the possibility of solidification

*Yoshihisa HIRAKI[1], Takumi TANIGUCHI[1], Takashi OKADA[1], Yukihiko YOSHIDA[1], Takeshi OSUGI[1] (1. JAEA)

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

[1K11]

Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(47) Study on simple evaluation method of leaching characteristics in low-temperature solidification possibility

*Norihisa OSAWA[1,2], Yoshihisa KANEDA[1], Ryo SAKAMOTO[1,2], Takumi TANIGUCHI[2], Ryoichiro KUROKI[2], Takashi OKADA[2], Yukihiko YOSHIDA[2], Takeshi OSUGI[2] (1. Taiheiyo Consultant, 2. JAEA)

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

[1K12]

Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(48) Study of Unified Leaching Test for Cement, Glass, and Slag Solidified Body

*Yuta Takahashi[1], Saori Matsumoto[1], Takumi Taniguchi[1], Ryoichiro Kuroki[1], Takashi Okada[1], Yukihiko Yoshida[1], Takeshi Osugi[1] (1. JAEA)

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

[1K13]

Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

©Atomic Energy Society of Japan

(49) Evaluation of long-term alteration and acceleration of crystalline phase transformation of room temperature treated materials by efflorescence test

*Saori Matsumoto[1], Ryo Kuramochi[1], Koki Shimizu[1], Junya Sato[1], Takumi Taniguchi[1], Ryoichiro Kuroki[1], Takashi Okada[1], Yukihiko Yoshida[1], Takeshi Osugi[1] (1. JAEA)

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

[1K14]

Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(50) Evaluation of long-term alteration and acceleration of cement or Alkali Activated Materialsolidified body promoted by heating cure and accelerated carbonation

*Ryo SAKAMOTO[1,2], Yoshihisa KANEDA[1], Yutaro KOBAYASHI[1], Kazuko HAGA[1], Takumi TANIGUCHI[2], Ryoichiro KUROKI[2], Takashi OKADA[2], Yukihiko YOSHIDA[2], Takeshi OSUGI[2] (1. Taiheiyo Consultant, 2. JAEA)

4:30 PM - 4:45 PM JST | 7:30 AM - 7:45 AM UTC

[1K15]

Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(51) Crystallization of amorphous phases formed in Alkali Activated Material solidified body (2)

*Yutaro Kobayashi[1], Norihisa Osawa[1,3], Kazuko Haga[1], Yoshihisa Kaneda[1], Chaerun Islam Raudhatul[2,3], Tsutomu Sato[2], Takumi Taniguchi[3], Ryoichiro Kuroki[3], Takashi Okada[3], Yukihiko Yoshida[3] (1. Taiheiyo Consultant, 2. Hokkaido Univ., 3. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Wed. Sep 11, 2024 2:45 PM - 4:55 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 5:45 AM - 7:55 AM UTC Room A(Recture RoomsA 1F A101)

[1A06-13] Contamination Measurement Techniques

Chair:Hideki Tomita(Nagoya Univ.)

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

[1A06]

Development of analysis and estimation techniques to determine the properties of fuel debris

(1)Development of Non-destructive Measurement Method for Fuel Debris

*Shin Takasaki[1], Takahiro Tanaka[1], Keisuke Shimizu[1], Toyonobu Nabemoto[1], Wataru Kawamura[1], Masanori Hatori[1], Itaru Suzuki[1], keisuke okumura[2], yosuke toh[2], taketeru nagatani[2] (1. Tousou Mirai Technology, 2. Japan Atomic Energy Agency)

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

[1A07]

Development of analysis and estimation techniques to determine the properties of fuel debris

(2) Development of active neutron method

*Yosuke Toh[1], Makoto Maeda[1], Masao Komeda[1] (1. JAEA)

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

[1A08]

Development of analysis and estimation techniques to determine the properties of fuel debris

(3) Development of passive neutron technique

*Natsumi Mitsuboshi[1], Taketeru Nagatani[1], Yoshihiro Kosuge[2], Toyofumi Okada[1] (1. JAEA, 2. NESI)

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

[1A09]

Development of analysis and estimation techniques to determine the properties of fuel debris

(4) Development of Muon Scattering Method for Fuel Debris

*naoto Kume[1], yuki nakai[1], kyohei noguchi[1], takuro fujimaki[1], masaki yoda[1], shin takasaki[2], takahiro tanaka[2], toyonobu nabemoto[2] (1. TOSHIBA ENERGY SYSTEMS & SOLUTIONS CORPORATION, 2. Tousou Mirai Technology Co. Ltd.)

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

[1A10]

Study on the Estimation Method of the Contamination Distribution of a Shield Plug Bottom in TEPCO Fukushima Daiichi Power Plant Unit 2

*Ikuo Kanno[1], Keisuke Okumura[1], Taichi Matsumura[1], Eka Sapta Riyana[1], Kenichi Terashima[1], Masahiro Sakamoto[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[1A11]

Verification test of Cooperative Operation Robot system for Radiation Source Exploration: CORRASE

©Atomic Energy Society of Japan

*Mitsuhiro Nogami[1], Yoshiharu Kitayama[2,1], Keitaro Hitomi[1], Baduy Nguyen[1], Yusuke Tamura[1], Ryutaro Kawata[3], Shin-ichiro Kaneko[3], Eiji Takada[3], Tatsuo Torii[4,5] (1. Tohoku Univ., 2. JAEA, 3. NIT Toyama College, 4. Fukushima Univ., 5. Univ. of Fukui)

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

[1A12]

Development of Tungsten Pinhole Collimators for the Portable Gamma-ray Imaging Device GeGI5 and Quantitative Evaluation of Their Effects

*Kiyokazu Tsugane[1], Go Yoshida[1], Hiroshi Matsumura[1], Akihiro Toyoda[1], Hajime Nakamura[1], Kazuyoshi Masumoto[1], Taichi Miura[1] (1. KEK)

4:30 PM - 4:45 PM JST | 7:30 AM - 7:45 AM UTC

[1A13]

Development of a remote alpha/beta detection system and analysis method for alpha/beta classification

*YUKI Morishita[1], hiroko miyamura[1], yuki sato[1], jun matsubara[2], yasue mitsukura[2] (1. JAEA, 2. Keio University)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Wed. Sep 11, 2024 2:45 PM - 4:55 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 5:45 AM - 7:55 AM UTC Room C(Recture RoomsA 1F A105)

[1C08-15] Environmental radiation dose

Chair:Noriaki Kataoka(TIRI)

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

[1C08]

Final disposal of off-site waste outside of Fukushima Prefecture under various treatment and disposal scenarios: a study of disposal models

*Eriko Minari[1], Kazuo Yamada[1], Kazuto Endo[1] (1. NIES)

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

[1C09]

Development and consideration of a method to determine whether molten particles collected in Hiroshima City originated from the atomic bomb

*kei nagone[1], yousuke ishii[1], tamaki matsumura[1], masato morita[1], tetsuo sakamoto[1], satoru endou[2], yasuhito igarashi[3] (1. kogakuin univ., 2. Hiroshima Univ., 3. Kyoto Univ.)

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

[1C10]

Examination of contamination inspection site layout in nuclear emergency by traffic simulation

*Shota Saito[1], Hirokazu Hiraoka[1], Masanori Kimura[1] (1. JAEA)

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

[1C11]

Development of an estimation method of concentration distribution and release amount of radionuclide discharged to the atmosphere using gamma-ray imaging

(6) Estimation of release point

*Haruyasu Nagai[1], Hiromasa Nakayama[1], Daiki Satoh[1], Toru Tanimori[2] (1. JAEA, 2. Kyoto Univ.)

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

[1C12]

Characterization of ^{210}Pb deposition distribution in Asia-Japan based on numerical simulation.

*YU CAI[1], Takeshi Iimoto[1], Hiromi Yamazawa[2] (1. UTokyo, 2. Nagoya Univ.)

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

[1C13]

Analysis of high time resolution observation data of ^{214}Pb wet deposition flux

*Hiromi Yamazawa[1], Hikaru Tsutsui[1] (1. Nagoya Univ.)

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

[1C14]

Study of Stability for Solidied Waste by Geopolymer Type on Disposal

*Masahiro Taniguchi[1], Kazushige Kato[1], Kazuyoshi Hasegawa[2] (1. TAISEI, 2. JER)

4:30 PM - 4:45 PM JST | 7:30 AM - 7:45 AM UTC

[1C15]

©Atomic Energy Society of Japan

Dose contribution of internal irradiation with submersion nuclides

*Kentaro Manabe[1], Shuhei Murota[1], Yuko Murakami[2], Fumiaki Takahashi[1] (1. JAEA, 2. NAIS)

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

Wed. Sep 11, 2024 3:35 PM - 4:45 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 6:35 AM - 7:45 AM UTC Room G(Recture RoomsB 1F B101)

[1G11-14] Space Nuclear Utilization

Chair:Toru Obara(Tokyo Tech)

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

[1G11]

Regulatory status and issues in space nuclear energy
(1)R&D and regulatory status of SMR and micro reactors for terrestrial applications

*Shintaro Yagi[1], Kota kawai[1], Fumiya Sato[1], Daiki Tominaga[1] (1. MRI)

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

[1G12]

Regulatory status and issues in space nuclear energy
(2)Discussions in the U.S. for space nuclear energy

*FUMIYA SATO[1], Kota Kawai[1], Shintaro Yagi[1], Daiki Tominaga[1] (1. MRI)

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

[1G13]

Regulatory status and issues in space nuclear energy
(3)Current status and future issues related to space nuclear energy

*Kota Kawai[1], Fumiya Sato[1], Shintaro Yagi[1], Daiki Tominaga[1] (1. MRI)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[1G14]

Effects and countermeasures of power distribution change by control drum rotation and Xenon override in nuclear thermal rocket core.

*Oki Morita[1], Shinichi Namizono[1] (1. UNIVERSITY OF FUKUI)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Wed. Sep 11, 2024 3:35 PM - 4:55 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 6:35 AM - 7:55 AM UTC Room D(Recture RoomsA 1F A106)

[1D11-15] Analysis Method

Chair:Tatsuya Fujita(JAEA)

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

[1D11]

Study on energy group structure for neutron slowing-down calculations

*Atsushi Kojima[1], Go Chiba[1] (1. Hokkaido univ.)

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

[1D12]

Investigation of quadrature sets mapping algorithm in 1-dimensional SN calculation.

*Junshuang Fan[1], Go Chiba[1] (1. Hokkaido University, Faculty of Engineering, Division of Applied Quantum Science and Engineering)

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

[1D13]

Study on data-driven POD eigenvalue calculation method using fixed source transport calculations

*Shunya Teratani[1], Kosuke Tsujita[2], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya Univ., 2. NEL)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[1D14]

Development of a simple prediction model for number density in nuclide transmutation calculation

*Junki Masuda[1], Go Chiba[1] (1. Hokkaido University)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[1D15]

Study on rationalization of spectrum history correction in light water reactors

*Yuya Inagaki[1], Go Chiba[1], Kento Yamamoto[2], Yasuhiro Kodama[2], Hideaki Hyodo[2], Hiroaki Nagano[2] (1. Hokkaido University, 2. Nuclear Fuel Industries)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Wed. Sep 11, 2024 3:35 PM - 5:00 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 6:35 AM - 8:00 AM UTC Room L(Recture RoomsB 2F B201)

[1L11-15] Inventory Evaluation Technology

Chair:Goro Soejima(JAEA)

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

[1L11]

Decommissioning of Hitachi Training Reactor (HTR)

(1)General overview of the Decommissioning

*Yuko Suzuki[1], Kuniaki Nabatame[2], Tomoharu Hashimoto[2], Ryuichi Tayama[2], Mitsuru Uetake[1], Tomonori Ozawa[1], Hideho Gamo[1] (1. Hitachi, 2. HGNE)

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

[1L12]

Decommissioning of Hitachi Training Reactor (HTR)

(2)Evaluation of radioactivation in HTR

*Kuniaki Nabatame[1], Ryuichi Tayama[1], Yoshihiro Hashimoto[1], Yuko Suzuki[2], Tomonori Ozawa[2] (1. HGNE, 2. Hitachi)

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

[1L13]

Assessment of contamination distribution of “Monju”

(4) Assessment of contamination from corrosion product and activation of fuel handling system

*Shotaro Hanaki[1], Takuma Kinoshita[2], Yotaro Kawaguchi[2], Yasufumi Kishimoto[2], Ryutaro Mashimo[1], Hirokazu Hayashi[1] (1. JAEA, 2. NESI)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[1L14]

Assessment of contamination distribution of “Monju”

(5) Assessment of activation of the fuel washing tank

*Takuma Kinoshita[1], Yotaro Kawaguchi[1], Yasufumi Kishimoto[1], Shotaro Hanaki[2], Ryutaro Mashimo[2], Hirokazu Hayashi[2] (1. NESI, 2. JAEA)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[1L15]

Assessment of contamination distribution of “Monju”

(6) Assessment of activation of the ex-vessel fuel transfer machine

*Yotaro Kawaguchi[1], Takuma Kinoshita[1], Yasufumi Kishimoto[1], Shotaro Hanaki[2], Ryutaro Mashimo[2], Hayashi Hirokazu[2] (1. NESI, 2. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Wed. Sep 11, 2024 3:50 PM - 4:40 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 6:50 AM - 7:40 AM UTC Room M(Recture RoomsB 2F B202)

[1M12-14] High-level Radioactive Waste 2

Chair:Tomohiro Okamura(Tokyo Tech)

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

[1M12]

Development of alternative retrieval technology for PEM method

(1) Outline of technology development

*Masato Kobayashi[1], Mitsunobu Okihara[2], Mitsuo Gohke[2], Takanobu Sakamoto[2], Hiroshi Nemoto[1], Masahiro Kawakubo[1] (1. RWMC, 2. Shimizu)

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

[1M13]

Development of alternative retrieval technology for PEM method

(2) Technical feasibility of opening operation the PEM shell by abrasive water jet

*Mitsuo Gohke[1], Mitsunobu Okihara[1], Takanobu Sakamoto[1], Hiroshi Nemoto[2], Masato Kobayashi[2], Masahiro Kawakubo[2] (1. Shimizu, 2. RWMC)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[1M14]

Development of alternative retrieval technology for PEM method

(3) Technical feasibility of opening operation the PEM shell by wire saw

*Masahiro Kawakubo[1], Mitsunobu Okihara[2], Mitsuo Gohke[2], Takanobu Sakamoto[2], Hiroshi Nemoto[1], Masato Kobayashi[1] (1. RWMC, 2. Shimizu)

©Atomic Energy Society of Japan

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：504-2 Nuclear Chemistry, Radiochemistry, Analytical Chemistry, Chemistry of Actinide Elements

Wed. Sep 11, 2024 3:55 PM - 5:00 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 6:55 AM - 8:00 AM UTC Room N(Recture RoomsB 2F B203)

[1N12-15] Separation Technique

Chair:Akira Kuwahara(Shibaura Inst. of Tech.)

3:55 PM - 4:10 PM JST | 6:55 AM - 7:10 AM UTC

[1N12]

Comparison of utility in chemical process for extractants and masking agents developed in JAEA

*Yuji Sasaki[1], Yasutoshi Ban[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:10 PM - 4:25 PM JST | 7:10 AM - 7:25 AM UTC

[1N13]

Development of astatine-211 dry recovery process by evaporation with aerosol

(3)Overall concept for Practical Application of At-211

*ATSURO HAYAKAWA[1], YASUHIRO SUZUKI[1], MASARU YUHARA[1], KEISUKE TSUKADA[1], HIROSHI OKABE[1], YU YAMASHITA[1], Atsushi Toyoshima[3], Mitsuhiro Fukuda[2], Atsushi S[3,4], TAKASHI NAKANO[2] (1. Toshiba ESS, 2. RCNP, Osaka Univ, 3. IRS, Osaka Univ., 4. Osaka Aoyama Univ.)

4:25 PM - 4:40 PM JST | 7:25 AM - 7:40 AM UTC

[1N14]

Development of astatine-211 dry recovery process by evaporation with aerosol

(4) Acquisition of fundamental data for equipment design

*Masaru Yuhara[1], Hirofumi Okabe[1], Keisuke Tsukada[1], Yasuhiro Suzuki[1], Atsuro Hayakawa[1], Mitsuhiro Fukuda[2], Atsushi Toyoshima[3], Atsushi Shinohara[4,3] (1. TOHISBA ESS, 2. RCNP, Osaka univ., 3. IRS, Osaka Univ., 4. Osaka Aoyama univ.)

4:40 PM - 4:55 PM JST | 7:40 AM - 7:55 AM UTC

[1N15]

Development of astatine-211 dry recovery process by evaporation with aerosol

(5) Numerical analysis of transportation and reaction of aerosol and astatine-211

*Keisuke Tsukada[1], Masaru Yuhara[1], Hirofumi Okabe[1], Yasuhiro Suzuki[1], Atsuro Hayakawa[1] (1. TOSHIBA ENERGY SYSTEMS & SOLUTIONS CORPORATION)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Wed. Sep 11, 2024 4:00 PM - 5:00 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 7:00 AM - 8:00 AM UTC Room O(Recture RoomsB 2F B204)

[1O11-14] Nuclear Materials 2

Chair:YUJI Arita(Univ. of Fukui)

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

[1O11]

X-ray analysis for radioactive particles from Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant using synchrotron radiation at SPring-8

(1) Development of measuring technique

*Hajime Tanida[1], Tohru Kobayashi[1], Masaaki Kobata[1], Shin-ichi Fujimori[1], Yoshihiro Okamoto[1], Tetsuo Okane[1], Tsuyoshi Yaita[1], Toshihiko Satou[2], Shingo Suzuki[3], Koji Maeda[3] (1. JAEA, Materials Sciences Research Center, 2. JAEA, CLADS, 3. JAEA, FMF)

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

[1O12]

X-ray analysis for radioactive particles from Fukushima-Daiichi Nuclear Power Plant using synchrotron radiation at SPring-8

(2) Experimental results

*Tetsuo Okane[1], Tohru Kobayashi[1], Masaaki Kobata[1], Hajime Tanida[1], Shin-ichi Fujimori[1], Yoshihiro Okamoto[1], Tsuyoshi Yaita[1], Yukihiko Satou[1], Shingo Suzuki[1], Koji Maeda[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:30 PM - 4:45 PM JST | 7:30 AM - 7:45 AM UTC

[1O13]

Study of changes in melting behaviour of the UO2-Zircaloy-2 system induced by addition of magnetite at temperatures 2000 and 2100 °C

*Bella Zubekhina[1], Masahide Takano[2], Anton Pshenichnikov[3] (1. JAEA, Fukushima Research and Engineering Institute, Tokai-mura, Ibaraki, Japan, 2. JAEA, Nuclear Science Research Institute, Tokai-mura, Ibaraki, Japan, 3. JAEA, Fukushima Research and Engineering Institute, Tomioka, Fukushima, Japan.)

4:45 PM - 5:00 PM JST | 7:45 AM - 8:00 AM UTC

[1O14]

Evaluation on thermodynamic properties of Cs-B-O compounds using DFT calculations and lattice vibration calculations

*Suzuki Chikashi[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

Thu. Sep 12, 2024

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

Thu. Sep 12, 2024 9:30 AM - 10:20 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 12:30 AM - 1:20 AM UTC Room N(Recture RoomsB 2F B203)

[2N01-03] Evaporation to Dryness

Chair:Kenji Takeshita(Tokyo Tech)

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

[2N01]

Enhancement of Analysis Method for Important Phenomena of Severe Accident at Reprocessing Plant

(D-12) Development of Hygroscopic Aerosol Calculation Model for Two Component Solvent

*Daisuke Fujiwara[1], Hisayuki Kyo[1], Kouya Ganaha[1], Hiroshi Shirai[1], Takashi Kodama[2], Yoshikazu Tamauchi[2], Naoya Satou[2] (1. TEPSYS, 2. JNFL)

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

[2N02]

Enhancement of Analysis Method for Important Phenomena of Severe Accident at Reprocessing Plant

(D-13) Development of Gray Gas Emissivity Correlation for Radiative Heat Transfer Analysis

*Kouya Ganaha[1], Hisayuki Kyo[1], Daisuke Fujiwara[1], Hiroshi Shirai[1], Takashi Kodama[2], Yoshikazu Tamauchi[2], Naoya Satou[2] (1. TEPSYS, 2. JNFL)

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

[2N03]

Study on applicability of zeolite for mitigation of RuO_4 release

(3) Influence of gas flow rate on RuO_4 adsorption to X-type zeolite

*Yuma Sekiguchi[1], Tetsuya Kato[1], Tsuyoshi Usami[1] (1. CRIEPI)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 9:30 AM - 10:35 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 12:30 AM - 1:35 AM UTC Room B(Recture RoomsA 1F A102)

[2B01-04] Lithium

Chair:Shunsuke Kenjo(QST)

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

[2B01]

Enhancement of ^{6}Li enrichemnt performance by asymmetric design of electrodialysis multistage cells

*Keisuke Mukai[1], Kenji Itaka[2], Kiyoto Shin-mura[2], Ryo Ito[3], Ikuma Takahashi[4], Kazuya Sasaki[2] (1. NIFS, 2. Hirosaki Univ., 3. Kyoto Univ., 4. CIT)

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

[2B02]

Metallurgical study on corrosion of 304 stainless steel accelerated by electromigration in liquid metal pool

*Humam -[1], Susumu Hatakeyama[1], Masatoshi Kondo[1] (1. Tokyo Tech)

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

[2B03]

Study on growth behavior of abnormal oxides in FeCrAl alloy tube machined by WEDM process and mitigation methodology

*Ryuhei Muto[1], Takashi Endo[2], Masatoshi Kondo[1] (1. Tokyo Tech, 2. Hokkaido univ.)

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

[2B04]

Study on vanadium alloy corrosion in liquid lithium

*Kazunari Katayama Katayama[1], Shota Katayama[1], Yuuka Mori[1], Rio Arakawa[1], Hiroki Isogawa[1], Takuya Nagasaka[2] (1. Kyushu Univ., 2. NIFS)

©Atomic Energy Society of Japan

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

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

[2E01-04] Hydrogen Behavior

Chair:Hidetoshi Karasawa(JAEA)

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

[2E01]

Study of the applicability of PAR installed in PCV for BWRs

(1) Overall development status

*AKIRA TSUYUKI[1], MOTOSHIGE YAGYU[1], AKIRA YAMADA[1], KOICHI MURAMATSU[1], HIROFUMI OKABE[1], HIROKO ABE[1] (1. TOSHIBA ESS)

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

[2E02]

Study of the applicability of PAR installed in PCV for BWRs

(2) Basic property of PAR in severe accident circumstance

*AKira Yamada[1], Motoshige Yagyu[1], Akira Tsuyuki[1], Koichi Muramatsu[1], Mika Tahara[1], Hirofumi Okabe[1], Hiroko Abe[1], Kazuya Yamada[1], Hitoshi Kubo[2], Yasunori Iwai[3] (1. TOSHIBA ESS, 2. Tanaka Kikinzoku Kogyo, 3. QST)

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

[2E03]

Study of the applicability of PAR installed in PCV for BWRs

(3) Understanding the impact of degradation factors

*Motoshige Yagyu[1], Akira Yamada[1], Akira Tsuyuki[1], Kouichi Muramatsu[1], Mika Tahara[1], Hiroko Abe[1], Kazuya Yamada[1], Hirofumi Okabe[1], Hitoshi Kubo[2], Yasunori Iwai[3] (1. TOSHIBA ESS, 2. Tanaka Kikinzoku Kogyo, 3. QST)

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

[2E04]

Development of Reactor Building and Containment Vessel Thermo-Fluid Dynamics Code, Advance/BAROC

(11) Hydrogen concentration distribution considering leakage from the reactor building

*Fumitomo Onishi[1], Achihiro Hamano[1], Toshiharu Mitsuhashi [1], Atsuo Takahashi[1], Hirotaka Hadachi[1], Hideaki Koike[1], Masanori Naitoh[1] (1. AdvanceSoft)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 9:30 AM - 10:35 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 12:30 AM - 1:35 AM UTC Room G(Recture RoomsB 1F B101)

[2G01-04] Sodium-cooled fast reactor 1

Chair:Masatoshi Kameyama(JAPC)

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

[2G01]

Development of an innovative small sodium-cooled fast reactor

(18) Evaluation for reactor and containment vessel integrity during RVACS independent heat removal

*Keita Endo[1], Takashi Abe[1], Kazuhiro Fujimata[1], Masaaki Hayashi[1], Hirotaka Nakahara[1] (1. HGNE)

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

[2G02]

Development of an innovative small sodium-cooled fast reactor

(19)RVACS cooling of metal fuel debris in the core disruptive accident

*Tomoki Mishima[1], Sho Fuchita[1], Kazuhiro Fujimata[1], Takashi Abe[1], Hirotaka Nakahara[1] (1. HGNE)

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

[2G03]

Development of an innovative small sodium-cooled fast reactor

(20) Early demonstration scenario of MA recycling by metal fuel cycle

*Daisuke Watanabe[1], Sho Fuchita[1], Tomoki Mishima[1], Koji Fujimura[1], Hirotaka Nakahara[1], Tsuyoshi Murakami[2] (1. Hitachi-GE, 2. CRIEPI)

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

[2G04]

Development of an innovative small sodium-cooled fast reactor

(21) Geological disposal of high-level radioactive waste from pyroprocessing

*Tomofumi Sakuragi[1], Hidekazu Asano[1], Shingo Tanaka[1], Miki Harigai[1], Yuma Sekiguchi[2], Daisuke Watanabe[3] (1. RWMC, 2. CRIEPI, 3. HGNE)

©Atomic Energy Society of Japan

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

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

[2D01-05] Subcritical Experiment Analysis

Chair:Kenichi Tada(JAEA)

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

[2D01]

Performance comparison among Feynman-α, Rossi-α and correlation function analyses for subcritical states of UTR-KINKI

*Kenichiro Suga[1], Shoichi Ikeda[1], Atsushi Sakon[1], Sin-ya Hohara[1], Kengo Hashimoto[1] (1. Kindai Univ.)

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

[2D02]

Validation of subcriticality monitoring method under low neutron count rate condition

*Taiyo MORIBE[1], Tomohiro ENDO[1], Akio YAMAMOTO[1], Kenichi WATANABE[2], Junichi H. KANEKO[3] (1. Nagoya Univ., 2. Kyushu Univ., 3. Hokkaido Univ.)

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

[2D03]

Study on autocorrelation method focusing on delayed neutron component
(1) Derivation of theoretical formula

*Tomohiro Endo[1], Ryoga Hirota[1], Akio Yamamoto[1], Junichi H. Kaneko[2] (1. Nagoya Univ., 2. Hokkaido Univ.)

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

[2D04]

Study on autocorrelation method focusing on delayed neutron component
(2) Subcriticality measurement utilizing delayed and prompt neutron decay constants

*Ryoga Hirota[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1], Kenichi Watanabe[2], Junichi H. Kaneko[3] (1. Nagoya Univ., 2. Kyushu Univ., 3. Hokkaido Univ.)

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

[2D05]

Reactivity estimation based on multiple integral linear power equation in quasi-steady state

*Yuichi Yamane[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 9:30 AM - 10:55 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 12:30 AM - 1:55 AM UTC Room F(Recture RoomsA 2F A202)

[2F01-05] Measurement

Chair:Hideaki Otsu(RIKEN)

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

[2F01]

Measurement of neutron capture cross sections of Tc-99 at ANNRI of J-PARC MLF

*Maxwell Clark Maloney[1], Tatsuya Katabuchi[1], Chikako Ishizuka[1], Gengchen Li[1], Jiamo Han[1], Zefeng Shao[1], Gerard Rovira [2], Shunsuke Endo[2], Atsushi Kimura[2], Shoji Nakamura[2] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2F02]

Neutron total and capture cross-section measurements of ^{nat}Er at ANNRI and resolved resonance analysis

*Gerard Rovira Leveroni[1], Atsushi Kimura[1], Shoji Nakamura[1], Shunsuke Endo[1], Osamu Iwamoto[1], Nobuyuki Iwamoto[1], Tatsuya Katabuchi[2] (1. JAEA, 2. Tokyo Tech)

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

[2F03]

Measurements of double-differential cross sections of the Al(p,xp) reaction for 400 MeV - 3 GeV protons

(5) Measurements of proton spectrum of the incident of 3-GeV protons

*Shin-ichiro Meigo[1], Yuji Yamaguchi[1], Hiroki Iwamoto[1] (1. J-PARC/JAEA)

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

[2F04]

Measurement of C Incident Electric Charge Particle Production Double Differential Cross Section

*Hiroya Sotooka[1], Yusuke Uozumi[1], Toshimasa Furuta[1], Yusuke Koba[3], Yuji Yamaguchi[2] (1. Kyushu Univ., 2. JAEA, 3. NIRS)

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

[2F05]

Estimation of energy spectra of light charged particles emitted from muon-nuclear capture reaction on Si using an unfolding technique

*Kentaro Kitafuji[1], Shoichiro Kawase[1], Teppei Kawata[1], Yukinobu Watanabe[1], Megumi Niikura[2], Rurie Mizuno[3], Dai Tomono[4], Katsuhiko Ishida[5], Adrian Hillier[6] (1. Kyushu Univ., 2. RIKEN, 3. UTokyo, 4. Osaka Univ., 5. KEK, 6. RAL)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 9:30 AM - 11:10 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 12:30 AM - 2:10 AM UTC Room H(Recture RoomsB 1F B102)

[2H01-06] Severe Accident

Chair:Riichiro Okawa(CRIEPI)

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

[2H01]

Study on Influence of the RPV Depressurization Timing on the PCV Failure Timing during Severe Accident of the BWR

*Naoki Hattori[1], Akifumi Yamaji[1] (1. Waseda Univ.)

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

[2H02]

Analysis of debris bed formation in BWRs using MELCOR-THERMOS/JBREAK-MSPREAD coupling method

*Wataru Kikuchi[1] (1. Nuclear Regulation Authority, Division of Research for Severe Accident)

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

[2H03]

Evaluation on Reactor Core Degradation and Relocation at Severe Accident

(5) MAAP5 analysis of the core degradation and relocation in the early stage of the TMI-2

*Koji Nishida[1], Seitaro Sakurai[1], Michio Murase[1] (1. INSS)

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

[2H04]

Development of Numerical Simulation Method to Evaluate Heat Transfer of Fuel Debris in Air Cooling

(7) Effect of Porous Internal Structure of Fuel Debris on Thermal Behavior in PCV

*Shinichiro Uesawa[1], Ayako Ono[1], Susumu Yamashita[1], Yoshihiko Sano[2], Hiroyuki Yoshida[1] (1. JAEA, 2. Shizuoka University)

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

[2H05]

Effects of Coolant Temperature and Solid Wall Thermophysical Properties on Quenching Characteristics of High-Temperature Solid Surfaces

*Hiroyuki Umebayashi[1], Tomio Okawa[1] (1. UEC)

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

[2H06]

Natural convection heat transfer characteristics in a one side heated vertical rectangular channel.

*Kazutaka Fujishiro[1], Tetsuaki Takeda[1] (1. Univ. of Yamanashi)

©Atomic Energy Society of Japan

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

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

[2C01-09] Fukushima 1

Chair:Sakae Kinase(JAEA/Ibaraki Univ.)

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

[2C01]

Dose assessment for residents in the residential environment considering the transfer of substances between indoor and outdoor after nuclear accidents

(4) Assessment of the sheltering effect in the early phase of nuclear accident

*Jun Hirouchi[1], Masatoshi Watanabe[2,1], Naho Hayashi[1], Azusa Nagakubo[1], Yasuto Matsui[3], Minoru Yoneda[3], Shogo Takahara[1] (1. JAEA, 2. V.I.C., 3. Kyoto Univ.)

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

[2C02]

Dose assessment for residents in the residential environment considering the transfer of substances between indoor and outdoor after nuclear accidents

(5) Evaluation of resuspension coefficients based on experiments

*Azusa Nagakubo[1], Naho Hayashi[1], Jun Hirouchi[1], Yasuto Matsui[2], Minoru Yoneda[2], Shogo Takahara[1] (1. JAEA, 2. Kyoto Univ.)

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

[2C03]

Dose assessment for residents in the residential environment considering the transfer of substances between indoor and outdoor after nuclear accidents

(6) Dose assessment for staying indoors considering indoor resuspended particles

*Naho Hayashi[1], Azusa Nagakubo[1], Jun Hirouchi[1], Yasuto Matsui[2], Minoru Yoneda[2], Shogo Takahara[1] (1. JAEA, 2. Kyoto Univ.)

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

[2C04]

Development of analysis method for the releasing ALPS treated water

(1)The Fe-55 analysis method for ALPS treated water

*Tatsuya Shoji[1], Naoto Hatanaka[2], Hirokuni Sasaki[1], Masayoshi Goto[1], Masato Ishibashi[1], Hironobu Sato[1], Junichi Suzuki[1], Yuji Akimoto[2] (1. TEPCO HD, 2. Tokyo PT)

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

[2C05]

Development of analysis methods for the releasing ALPS treated water

(2) The Se-79 analysis method for ALPS treated water

*Yuu Ogaswara[1], Yoshinari Oshimi[2], Katsumi Nagasawa[1], Hirokuni Sasaki[1], Masayoshi Goto[1], Masato Ishibashi[1], Junichi Suzuki[1], Yuji Akimoto[2] (1. TEPCO HD, 2. Tokyo PT)

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

[2C06]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(1) Long-term changes in distribution and transfer rate of radiocesium in Fukushima forests

*Hiroaki Kato[1], Yuichi Onda[1], Hao Wang[1] (1. Univ. of Tsukuba)

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

©Atomic Energy Society of Japan

[2C07]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(2) Long-term changes in the depth distribution and downward migration of ^{137}Cs in forest soils

*Junko Takahashi[1], Shunsuke Mishima[1], Yuichi Onda[1] (1. Univ. of Tsukuba)

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

[2C08]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(3) Effect of thinning on soil environment and Cs-137 dynamics in cedar forests

*Shuta Shimada[1], Jyunko Takahashi[1], Yuichi Onda[1] (1. University of Tsukuba)

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

[2C09]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(4) Effect of thinning on the spatial distribution of ^{137}Cs in a cedar forest soils in Minamisoma

*Shunsuke Mishima[1], Junko Takahashi[1], Yuichi Onda[1] (1. Univ. of Tsukuba)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 9:30 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 12:30 AM - 2:55 AM UTC Room I(Recture RoomsB 1F B103)

[2I01-09] PRA Method 2

Chair:Kota Fujiwara(CRIEPI)

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

[2I01]

Development of evaluation methods for simplified evaluation of emergency response

(5) The effect of daughter nuclides produced after reactor shutdown on public exposure

*Kodai WADAYAMA[1], Retsu Kojo[1] (1. NRA)

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

[2I02]

Analysis of Radiation Effects of the Accidents for Simplified PRA at NSRR

*Yuiko Motome[1], Hitoshi Tamaki[1], Masaki Amaya[1], Taisuke Yonomoto[1] (1. JAEA)

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

[2I03]

A Research on Required Time to Convocate Personnel to Establish an Emergency Response Center in Nuclear Power Plant

*SUNGHYON JANG[1], Jinkyun Park[2] (1. Hokkaido University, 2. KAERI)

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

[2I04]

Efficient Creation of Fragility Curves Using AI

*Yu Takano[1], Auron Ryu Wiles[1], Ryoto Kobayashi[1], Yasuki Ohtori[1], Hitoshi Muta[1] (1. TCU)

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

[2I05]

Development of AI surrogate models for seismic risk assessment

Part 2: Study of Training Data

*Ryoto Kobayashi[1], Yu Takano[1], Yasuki Ohtori[1], Hitoshi Muta[1] (1. TCU)

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

[2I06]

Evaluation of Seismic Diversity of SSC system in PRA

Part8 : A study on natural period and damping ratio of floor isolation considering seismic diversity

*Yoshifumi Katayama[1], Yasuki Ohtori[2], Hitoshi Muta[2], Toshiaki Sakai[3] (1. Chuden Engineering Consultants, 2. TCU, 3. CRIEPI)

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

[2I07]

The importance of correlation considerations in seismic risk accident sequence assessment

Part 2 Sensitivity of response correlations to seismic risk

*Hitoshi Muta[1], Yasuki Ohtori[1] (1. Tokyo City University)

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

[2I08]

Research on Seismic Correlation for PRA

Part 6: Validation of Deductive Correlation Coefficient Estimation Method

©Atomic Energy Society of Japan

*Yasuki Ohtori[1], Hitoshi Muta[1], Masato Nakajima[2] (1. TCU, 2. CRIEPI)

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

[2I09]

Effect of ground motion uncertainly on seismic risk in the frame of RI-PB.

*Daichi Ogawa[1], Yasuki Ohtori[1], Hitoshi Muta[1], Toshiaki Sakai[2] (1. TCU, 2. CRIEPI)

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

Thu. Sep 12, 2024 9:45 AM - 10:50 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 12:45 AM - 1:50 AM UTC Room K(Recture RoomsB 2F B200)

[2K01-04] 1F Waste 3

Chair:Yoichi Endo(NFD)

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

[2K01]

Characterization of radioactive samples at Fukushima Daiichi NPS site

(6) ^{129}I analysis of Silver Zeolite in the Multiple Radio-nuclides Removal System

*Yusuke Horiuchi[1], Hiroshi Hinai[1], Yoshikazu Koma[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2K02]

Characterization of radioactive samples at Fukushima Daiichi NPS site

(7)Radionuclide composition of spent adsorbents in the Multiple Radio-nuclides Removal System

*Ayako Nitta[1], Keiichi Ohki[1], Yoshikazu Koma[1] (1. JAEA)

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

[2K03]

Development of α nuclide removal system for treatment of contaminated water at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(2) Influence of water conditions on americium removal by powder adsorbent

*Akira Tsutsumiguchi[1], Kazushige Ishida[1] (1. Hitachi)

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

[2K04]

Reduction and phase separation of Ce-doped zirconolite

*Kohei Hayashizaki[1], Shun Hirooka[1], Kosuke Saito[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 9:45 AM - 10:50 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 12:45 AM - 1:50 AM UTC Room M(Recture RoomsB 2F B202)

[2M01-04] Sorption 1

Chair:Hisao Satoh(JNFL)

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

[2M01]

Efficient Cesium Capture Using Potassium-Metakaolin Geopolymer Matrices

*Mai Dung Do Thi Do Thi[1], Sajedah Yousef Abdul-Qader Moushtaha[1], Tadachika Nakayama[1], Tatsuya Suzuki[1], Hisayuki Suematsu[1] (1. Nagaoka University of Technology)

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

[2M02]

Evaluation of the interaction between flaky biotite and Eu in a saline environment

*Kai Hatano[1], Taiji Chida[1], Tsugumi Seki[1], Yuichi Niibori[1] (1. Tohoku Univ.)

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

[2M03]

Sorption behavior of iodine to Mg–containing C–S–H under the condition saturated with saline groundwater

*Yuta Tanabe[1], Tsugumi Seki[1], Taiji Chida[1], Yuichi Niibori[1] (1. Tohoku Univ.)

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

[2M04]

Sorption and desorption of Cs onto river sediment in wet and wet-dry environments

*Saki Ohira[1], Takuma Sawaguchi[1], Taro Shimada[1], Seiji Takeda[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 9:45 AM - 11:10 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 12:45 AM - 2:10 AM UTC Room O(Recture RoomsB 2F B204)

[2O01-05] Reactor Pressure Vessel Steels 1

Chair:Katsuhiko Fujii(INSS)

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

[2O01]

Neutron irradiation tests of structural materials for nuclear reactors using JRR-3 and WASTEF

(1) An overview of the neutron irradiation test for reactor pressure vessel steels

*Kuniki Hata[1], Yuji Okada[1], Yoosung Ha[1], Hiroki Ushijima[1], Kento Mitsui[1], Takumi Fuyushima[1], Yasuhiro Ishijima[1], Daisuke Nio[1], Masaya Watanabe[1], Jinya Katsuyama[1] (1. JAEA)

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

[2O02]

Neutron irradiation tests of structural materials for nuclear reactors using JRR-3 and WASTEF

(2) Enhanced performance of the JRR-3 vertical irradiation facility

*Kento Mitsui[1], Hiroki Ushijima[1], Reira Ogasawara[1], Yuji Okada[1], Makoto Suzuki[1], Kazuya Kimura[1], Satoshi Ohuchi[1], Daisuke Nio[1], Yasuhiro Ishijima[1], Yasuichi Endo[1] (1. JAEA)

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

[2O03]

Neutron irradiation tests of structural materials for nuclear reactors using JRR-3 and WASTEF

(3)Temperature control technology of the JRR-3 vertical irradiation facility

*Hiroki Ushijima[1], Kento Mitsui[1], Takumi Fuyushima[1], Yuji Okada[1], Yasuichi Endo[1], Yoshinori Matsui[1], Yoosung Ha[1], Kuniki Hata[1], Takemi Nakamura[1] (1. JAEA)

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

[2O04]

Neutron irradiation tests of structural materials for nuclear reactors using JRR-3 and WASTEF

(4) Design and fabrication of vertical irradiation capsule

*Takumi Fuyushima[1], Hiroki Ushijima[1], Kento Mitsui[1], Yasuichi Endo[1], Yoshinori Matsui[1], Yuji Okada[1], Yoosung Ha[1], Kuniki Hata[1], Yasuhiro Ishijima[1], Daisuke Nio[1] (1. JAEA)

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

[2O05]

Neutron irradiation tests of structural materials for nuclear reactors using JRR-3 and WASTEF

(5) Post-irradiation examination of irradiated reactor pressure vessel steels

*Yoosung Ha[1], Kuniki Hata[1], Yuji Okada[1], Hiroki Ushijima[1], Kento Mitsui[1], Takumi Fuyushima[1], Yasuhiro Ishijima[1], Daisuke Nio[1], Masaya Watanabe[1], Susumu Tagami[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 10:00 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 1:00 AM - 2:55 AM UTC Room L(Recture RoomsB 2F B201)

[2L01-07] Technology for Fuel Debris Analysis

Chair:Daisuke Kawasaki(Univ. of Fukui)

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

[2L01]

Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis

(26) Fabrication of simulant fuel debris

*Toru Higuchi[1], Yusuke Miura[1], Atsushi Ouchi[1], Yoichi Endo[1], Kenji Konashi[2], Kazuya Idemitsu[2], Yasuyoshi Nagai[2] (1. NFD, 2. Tohoku Univ.)

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

[2L02]

Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis

(27) Characterization of microstructures in a simulated debris using AC-TEM (II)

*Kenta Yoshida[1], Satoru Matsuo[1], Hiroyuki Kazama[2], Yoshiya Homma[1], Kenji Konashi[1], Yasuyoshi Nagai[1], Yusuke Miura[3], Toru Higuchi[3] (1. Tohoku University, 2. Osaka University, 3. NFD)

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

[2L03]

Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis

(28) Mössbauer and XRD analyses of simulated fuel debris (III)

*Yoshiya Homma[1], Hiroyuki Kazama[2,3], Satoru Matsuo[1], Kenta Yoshida[1], Yusuke Miura[4], Atsushi Ouchi[4], Toru Higuchi[4], Kazuya Idemitsu[1], Kenji Konashi[1], Yasuyoshi Nagai[1] (1. Tohoku Univ., 2. Osaku Univ., 3. JAEA, 4. NFD)

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

[2L04]

Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis

(29) Verification of fuel debris analysis process by using irradiated nuclear fuel

*Takash Onishi[1], Hiroyuki Kazama[1], Chihiro Toyota[1], Yoshihiro Sekio[1], Koji Maeda[1], Fauzia Hanum Ikhwan[2], Tatsuya Suzuki[2], Kenji Konashi[3], Kazuya Idemitsu[3], Yasuyoshi Nagai[3] (1. JAEA, 2. Nagaoka Univ. of Tech., 3. Tohoku Univ.)

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

[2L05]

Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis

(30) Actinide separation by using pyrrolidone resin

*Kazuma Wada[1,2], Hiroyuki Kazama[4,2], Andri Rahma Putra[1], Kazuya Idemitsu[3], Kenji Konashi[3], Chikage Abe[3], Takashi Ohnishi[2], Tatuya Suzuki[1] (1. Nagaoka Univ. of Tech., 2. JAEA, 3. Tohoku Univ., 4. Osaka Univ.)

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

[2L06]

Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis

(31)Mutual separation of lanthanides by extraction chromatography

*Wenzun Luo[1], Putra Rahma Andri[1], Chikage Abe[2], Hiroyuki Kazama[3], Konashi Kenji[2], Suzuki Tatsuya[1] (1. Nagaoka Univ. of Tech., 2. Tohoku Univ., 3. JAEA)

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

[2L07]

©Atomic Energy Society of Japan

Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis
(32) Study of fuel debris stability for geological disposal - Behavior of $(U,Zr,Ca)O_x$ dissolution

*KAZUYA IDEMITSU[1], Yaohiro Inagaki[2], Tatsumi Arima[2], Kenji Konashi[1], Yasuyoshi Nagai[1], Toru Higuchi[3], Atsushi Ouchi[3], Yusuke Miura[3] (1. IMR, Tohoku Univ., 2. Faculty of Eng., Kyushu Univ., 3. NFD)

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

Thu. Sep 12, 2024 10:15 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 1:15 AM - 2:55 AM UTC Room A(Recture RoomsA 1F A101)

[2A01-06] Neutron Measurement

Chair:Kenichi Watanabe(Kyushu Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC
[2A01]
MC simulation of boron-coated straw detectors

*Kaoru Sakasai[1], Tatsuya Nakamura[1], Kentaro Toh[1] (1. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC
[2A02]
Neutron detection characterization of thick film BGaN detector for neutron imaging

*Tatsuhiro Sakurai[1], Ryohei Kudo[1], Kosuke Ando[1], Genichiro Wakabayashi[2], Masahiro Hino[3], Yoshio Honda[4], Hiroshi Amano[4], Yoku Inoue[1], Toru Aoki[5], Takayuki Nakano[1,5] (1. Shizuoka Univ., 2. Kindai Univ., 3. Kyoto Univ., 4. IMaSS Nagoya Univ., 5. R.I.E Shizuoka Univ.)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC
[2A03]
Development of a fast neutron imaging system

*Takanori Mochimaru[1], Tohn Takahashi[1], Mitsuo Koizumi[1], Ikuto Yamaguchi[1], Hirokuni Yamanishi[2], Genichiro Wakabayashi[2] (1. JAEA, 2. Kindai Univ.)

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC
[2A04]
Measurement of neutron energy spectrum by time-of-flight method using silicon carbide (SiC) semiconductor detector

*Kanta Nagai[1], Kenji Shimazoe[1], Moh Hamdan[1], Kei Aoyama[2], Takahito Suzuki[2], Takashi Nakamura[2,3] (1. UTokyo, 2. Fuji Electric, 3. Tohoku Univ.)

11:15 AM - 11:30 AM JST | 2:15 AM - 2:30 AM UTC
[2A05]
Experimental Neutron Depth Distribution for Accelerator-Based BNCT

*Kosei Kamimura[1], Kyosuke Harada[1], Masashi Takada[1], Satoshi Nakamura[2], Kenji Shimada[3], Masaru Nakamura[3], Ryo Fujii[3] (1. National Defense Academy, 2. National Cancer Center, 3. Cancer Intelligence Care Systems Inc.)

11:30 AM - 11:45 AM JST | 2:30 AM - 2:45 AM UTC
[2A06]
Evaluation of neutron detection characteristics using long wavelength neutron for BGaN detectors grown on Si and QST substrate

*Kosuke Ando[1], Masahiro Hino[2], Yoshio Honda[3], Hiroshi Amano[3], Kota Matsumoto[4], Norikazu Ito[4], Taketoshi Tanaka[4], Ken Nakahara[4], Toru Aoki[1], Takayuki Nakano[1] (1. Shizuoka Univ., 2. Kyoto Univ., 3. Nagoya Univ., 4. ROHM Co., Ltd.)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 10:20 AM - 11:10 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 1:20 AM - 2:10 AM UTC Room N(Recture RoomsB 2F B203)

[2N04-06] Decommissioning of Reprocessing Plant, and Transport Package

Chair:Kouya Ganaha(TEPSYS)

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

[2N04]

Flush-out for Tokai Reprocessing Plant decommissioning

(3) Disposal of the low-concentration Pu solution

*Futoshi Yanagibashi[1], Shinichi Nagaoka[1], Hiroyasu Isobe[1], Takeshi Yasuda[1], Yuji Yada[1], Shohei Suzuki[1], Hayate Tokoro[1], Shota Kusaka[1], Keita Shoji[1], Hirotaka Samoto[1] (1. JAEA)

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

[2N05]

Flush-out for Tokai Reprocessing Plant decommissioning

(4) Removal of the U solution

*masayuki ohuchi[1], yoshiyuki kishi[1], hiroyasu isobe[1], takeshi yasuda[1], yuji yada[1], shohei suzuki[1], hayate tokoro[1], shota kusaka[1], keita shoji[1], hirotaka samoto[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2N06]

Delay impact evaluation for wet type spent-fuel transport package

Lid bolt pull-out strength evaluation based on acceleration data

*Kenichi Hakozaki[1] (1. National Maritime Research Institute)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 10:35 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 1:35 AM - 2:55 AM UTC Room B(Recture RoomsA 1F A102)

[2B05-09] Advanced Fusion Material Technology

Chair:Kazunari Katayama(Kyushu Univ.)

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

[2B05]

High temperature oxidation of neutron-irradiated tungsten materials and radioisotope release by oxide sublimation

*Azusa Matsumoto[1], Yuji Hatano[1,2], Teppei Otsuka[3], Makoto Kobayashi[4], Yasuhisa Oya[5], Masashi Shimada[6] (1. Univ. of Toyama, 2. Tohoku Univ., 3. Kindai Univ., 4. NIFS, 5. Shizuoka Univ., 6. INL)

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

[2B06]

Development of Tungsten Boride Cermet for Radiation Shielding Material in Fusion Reactor

*Kaiji Yamamura[1], Yasuyuki ogino[1], Yuki Jimba[1], Hao Yu[1], Sosuke kondo[1], Ryuta Kasada[1] (1. Tohoku Univ.)

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

[2B07]

Mechanical properties and Microstructure of Gas-atomized Cu-Y-Zr and WO_3 ODS-Cu towards the Overcoming of Trade-off between Strength and Conductivity

*Zimo Gao[1], Hao YU[1], Ryuta Kasada[1] (1. Tohoku Univ.)

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

[2B08]

The effect of YSZ addition on material properties of ODS-Cu

*Toshiki Saito[1], Hao Yu[1], Zimo Gao[1], Gibum Kim[2], JongHyeon Park[2], Seongbeen Lee[2], Takuji Oda[2], Ryuta Kasada[1] (1. Tohoku Univ., 2. Seoul National Univ.)

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

[2B09]

Evaluation of strength for F82H by Micro-tensile testing

*Masami Ando[1], Takashi Nozawa[1] (1. QST)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 10:35 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 1:35 AM - 2:55 AM UTC Room E(Recture RoomsA 2F A200)

[2E05-09] FP Behavior

Chair:Kenichiro Nozaki(TEPSYS)

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

[2E05]

Development of Reactor Building and Containment Vessel Thermo-Fluid Dynamics Code, Advance/BAROC

(12) Improvement of FP aerosol deposition model and validation analysis for NSPP aerosol experiment

*Atsuo Takahashi[1], Toshiharu Mitsuhashi [1], Achihiro Hamano[1], Fumitomo Onishi[1], Hirotaka Hadachi[1], Hideaki Koike[1], Masanori Naitoh[1] (1. AdvanceSoft Corporation)

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

[2E06]

Evaluation of FP Behavior Models in SAs

(6) Construction of dataset for chemical reaction kinetics on Cs-I-Ag-In-Cd system

*Shuhei Miwa[1], Hidetoshi Karasawa[1] (1. JAEA)

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

[2E07]

Evaluation of FP Behavior Models in SAs

(7) Evaluation of chemical reactivity for Cs-I-Ag-In-Cd-H2O system

*Hidetoshi Karasawa[1], Shuhei Miwa[1], Chiaki Kino[2] (1. JAEA, 2. IAE)

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

[2E08]

Study on FPs removal effect on the containment penetrations during a severe accident

(4) Experimental study on FP removal effect at the equipment hatch during a severe accident

*Koichi Nakamura[1], Kohei Ono[1], Wei Liu[2], Koji Morita[2] (1. CRIEPI, 2. Kyushu Univ.)

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

[2E09]

Study on FPs removal effect on the containment penetrations during a severe accident

(5) Experimental study on aerosol removal effect in a parallel-plate slit channel

*Tatsuki Hozumi[1], Akihiro Kakoi[1], Koji Morita[1], Wei Liu[1], Kohei Ono[2], Koichi Nakamura[2] (1. Kyushu Univ., 2. CRIEPI)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 10:35 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 1:35 AM - 3:00 AM UTC Room G(Recture RoomsB 1F B101)

[2G05-09] Sodium-cooled fast reactor 2

Chair:Naoto Kasahara(UTokyo)

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

[2G05]

Conceptual design for the sodium-cooled pool-type fast reactor

(1) General plan for the conceptual design and related R&Ds

*Shigenobu Kubo[1], Yoshitaka Chikazawa[1], Atsushi Kato[1], Haruo Mochida[2], Ryo Shimizu[2], Masato Ando[3] (1. JAEA, 2. MFBR, 3. JAPC)

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

[2G06]

Conceptual design for the sodium-cooled pool-type fast reactor

(2)General plan for research and development

*Kenta Ichikawa[1], Kazuhiro Oyama[1], Shigenobu Kubo[2], Shigeki Okamura[2] (1. MFBR, 2. JAEA)

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

[2G07]

Conceptual design for the sodium-cooled pool-type fast reactor

(3) Basic concept of reactor structure

*Shinichiro MATSUBARA[1], Hisatomo Murakami[3], Masao Eto[1], Atsushi Kato[2], Tomohiko Yamamoto[2] (1. MFBR, 2. JAEA, 3. MHI)

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

[2G08]

Conceptual design for the sodium-cooled pool-type fast reactor

(4) Feasibility evaluation of self-actuated shutdown system

*Kyohei Sasa[1], Minako Tokizaki[1], Hironori Nakamura[1], Kubo Shigenobu[2], Yamano Hidemasa[2] (1. MFBR, 2. JAEA)

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

[2G09]

Conceptual design for the sodium-cooled pool-type fast reactor

(5)Feasibility of large-scaled reactors

*Masatoshi Kameyama[1], Masato Ando[1], Hiroyuki hara [2], Satoru Yokozuka[2] (1. JAPC, 2. MFBR)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 10:50 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 1:50 AM - 2:55 AM UTC Room D(Recture RoomsA 1F A106)

[2D06-09] Experiment Analysis 1

Chair:Shuhei Maruyama(JAEA)

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

[2D06]

Preliminary study on searching optimal discrimination threshold of pulse height distribution using autocorrelation coefficient

*Minori Shimakura[1], Ryoga Hirota[1], Akio Yamamoto[1], Tomohiro Endo[1] (1. Nagoya Univ.)

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

[2D07]

Study on applicability of least squares inverse kinetics method to arbitrary reactivity transients

*Shogo Kumita[1], Taiyo Moribe[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya Univ.)

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

[2D08]

Power distribution estimation of Large-scale high-temperature gas-cooled reactor based on the PHOEBE method

*Rei Kimura[1], Jun Nishiyama[2] (1. Toshiba Energy Systems & Solutions Corp., 2. Tokyo City Univ.)

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

[2D09]

Study on in-core neutron flux reconstruction using proper orthogonal decomposition with Lasso estimation

*Tomoki Soga[1], Yuki Urase[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 10:50 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 1:50 AM - 2:55 AM UTC Room K(Recture RoomsB 2F B200)

[2K05-08] 1F Waste 4

Chair:Yoshihiro Okamoto(JAEA)

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

[2K05]

Evaluation of minor actinide dissolution behavior from simulated fuel debris by a sequential extraction technique

*Sota Sunahara[1], Daisuke Akiyama[1], Yuki Yokota[1], Akira Kirishima[1] (1. Tohoku Univ.)

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

[2K06]

Relation of Cooling Rate to Crystal Structure and Microstructure of (U, Zr)O_2

(4) Estimation of the Cooling Rate of U-Zr-Fe-Cr-O Particle

*Yoichi Endo[1], Kan Sakamoto[1], Atsushi Ouchi[1], Hiroki Yokoyama[1], Masato Mizokami[2], Mutsumi Hirai[2] (1. NFD, 2. TEPCO HD)

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

[2K07]

Cesium-rich microparticle (CsMP): A window into the damaged reactors and its environmental impacts

(11) Information on the inside of reactors provided by CsMPs and super radioactive particles.

*Satoshi Utsunomiya[1] (1. Kyushu Univ.)

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

[2K08]

Cesium-rich microparticle (CsMP): A window into the damaged reactors and its environmental impacts

(12)“Invisible” radioactive cesium atoms revealed: Pollucite inclusion in cesium-rich microparticles (CsMPs) from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*Kanako Miyazaki[1], Kenji Horie[2], Mami Takehara[2], Shinya Yamasaki[3], Takumi Saito[4], Toshihiko Ohnuki[5], Masahide Takano[6], Hiroyuki Shiotsu[6], Hajime Iwata[6], Satoshi Utsunomiya[1] (1. Kyushu Univ., 2. NIPR, 3. Univ. of Tsukuba, 4. UTokyo, 5. Tokyo Tech, 6. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 10:50 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 1:50 AM - 2:55 AM UTC Room M(Recture RoomsB 2F B202)

[2M05-08] Sorption 2

Chair:Taiji Chida

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

[2M05]

Impact of organic matter on sorption of radionuclides onto sedimentary rocks

(1) Chemical properties of gamma-irradiated Horonobe humic acid

*Kohei Chono[1], Taishi Kobayashi[1], Takayuki Sasaki[1], Ayano Eguchi[2], Yuki Amano[2] (1. Kyoto Univ., 2. JAEA)

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

[2M06]

Investigation of applicability of layered double hydroxide for retardation of migration of radioactive anions in geological disposal

*Yamashita Yudai[1], Akihito Asano[1], Tsuyoshi Arai[1] (1. Shibaura Inst. of Tech.)

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

[2M07]

A study on the applicability of adsorbent materials to improve the performance of delayed migration of anionic radionuclides in geological disposal

*Akihito Asano[1], Tsuyoshi Arai[1] (1. Shibaura Inst. of Tech.)

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

[2M08]

Potential of the application of anionic adsorbents to geological disposal of TRU waste

*Hitoshi Owada[1], Hiroyoshi Ueda[1], Tsubasa Yagi[1], Hanon Saito[3], Sho Harasaki[3], Noriko Asanuma[3], Akihito Asano[2], Syougo Uchiyama[2], Tsuyoshi Arai[2] (1. RWMC, 2. Shibaura Institute of Technology, 3. Tokai University)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 10:55 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 1:55 AM - 3:00 AM UTC Room F(Recture RoomsA 2F A202)

[2F06-09] Photonuclear Reaction

Chair:Tokio Fukahori(JAEA)

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

[2F06]

Nondestructive Quantitative Isotopic Analysis Using Nuclear Resonance Fluorescence

*Mohamed Omer[1], Toshiyuki Shizuma[1,2], Ryoichi Hajima[2], Mitsuo Koizumi[1] (1. JAEA, 2. QST)

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

[2F07]

Measurement of dipole transition strength of Pb-206 using trasmission nuclear resonance fluorescence

*Toshiyuki Shizuma[1,2], Mohamed Omer[2], Rryoichi Hajima[1], Mitsuo Koizumi[2], Heishun Zen[3], Hideaki Ohgaki[3], Toshitaka Taira[4] (1. QST, 2. JAEA, 3. Kyoto Univ., 4. IMS)

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

[2F08]

Photoneutron angular distribution for ^{181}Ta and ^{209}Bi at 13 MeV and 17 MeV photon energies

*Thuong Thi Hong Nguyen[1,2], Nobuyuki Iwamoto[2], Toshiya Sanami[3,1] (1. SOKENDAI, 2. JAEA, 3. KEK)

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

[2F09]

Investigation of model applicability for photoneutron emission in the giant dipole resonance

*Hayato Takeshita[1], Kazuaki Kosako[1], Norikazu Kinoshita[1], Takuma Noto[1], Yukinobu Watanabe[2] (1. Shimizu corporation, 2. Kyushu Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 11:10 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 2:10 AM - 3:00 AM UTC Room H(Recture RoomsB 1F B102)

[2H07-09] 1F Accident

Chair:Koji Nishida(INSS)

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

[2H07]

1F NPP Unit 2 Suppression Chamber Lower Part Leak Caused by Seismic Ground Motion (2)

-Estimation of suppression chamber water level based on observed pressure behabior-

*Fumiya Tanabe[1] (1. Sociotechnical systems safety research institute)

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

[2H08]

Modeling radio-nuclide behavior for estimating their amount in radioactive waste of Fukushima Daiichi NPS

(1) Major targets of the development, and procedures

*Chiaki Kino[1], Kenichi Tezuka[1], Shunsuke Uchida[2], Hidetoshi Karasawa[3], Yoshikazu Koma[4], Youko Takahatake[4] (1. IAE, 2. Former Tohoku Univ., 3. Hachinohe Inst. of Tech., 4. JAEA)

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

[2H09]

Modeling radio-nuclide behavior for estimating their amount in radioactive waste of Fukushima Daiichi NPS

(2) Effects of fuel deposits on initial core inventories of ^{60}Co

*Shunsuke Uchida, Chiaki Kino[1], Yoshikazu Koma[2], Youko Takahatake[2], Hidetoshi Karasawa [3], Kenichi Tezuka[1] (1. Institute of Applied Energy, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Hachinohe Institute of Technology)

©Atomic Energy Society of Japan

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

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

[2N07-09] Pyroprocessing, and Scenario Evaluation

Chair:Kouichi Uozumi(CRIEPI)

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

[2N07]

Precipitation behavior of Mn(II), Fe(II), Co(II), and Ni(II) in molten chlorides

*Yuri Yamamoto[1], Yuki Yokoi[1], Kazuki Minowa[1,2], Youko Takahatake[2], Sou Watanabe[2], Masahiro Nakamura[2], Haruaki Matsuura[1] (1. TCU, 2. JAEA)

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

[2N08]

Impacts of the Introduction of Metal-Fuel Fast Reactor Cycle on the Sustainable Use of Nuclear Energy

*Kenji Takeshita[1], Tomohiro Okamura[1], Masahiko Nakase[1] (1. Tokyo Institute of Technology)

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

[2N09]

Mass balance analysis of nuclear usage scenario with recycle of beneficial elements in high level radioactive waste

*Takumi Abe[1], Takanori Sugawara[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 11:10 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 2:10 AM - 3:00 AM UTC Room O(Recture RoomsB 2F B204)

[2O06-08] Reactor Pressure Vessel Steels 2

Chair:Takumi Terachi(INSS)

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

[2O06]

Development on processing and testing techniques for neutron-irradiated reactor pressure vessel steels in hot cells

*Masaya Watanabe[1], Yoosung Ha[1], Naoya Matsumoto[2], Kazutoyo Hoshino[2], Naruto Sano[1], Susumu Tagami[1], Koji Usami[1], Hata Kuniki[1], Yasuhiro Chimi[1] (1. JAEA, 2. NECO)

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

[2O07]

Improvement of master curve fracture toughness test techniques using Mini-C(T) specimens

*Seiji Sakuraya[1], Yuji Kitsunai[1], Yasuo Morishima[2], Kohei Otomo[2], Shuhei Matsunaga[3], Takahiro Ishizaki[4] (1. NFD, 2. TOSHIBA ESS, 3. HGNE, 4. Hitachi)

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

[2O08]

Prediction and Extension of Lifetime of Reactor Pressure Vessel

(2) Status and Challenges of Phase Diagrams Related to Ni-Si-Mn Precipitates

*Yoshitaka Matsukawa[1], Hideki Yuya[5], Minako Endou[5], Hiroaki Muta[2], Fumihiro Nakamori[2], Ryuta Kasada[3], Kenta Yoshida[3], Mitsutaka Sato[3], Kiyohiro Yabuuchi[4], Masatake Yamaguchi[6] (1. Kumamoto University, 2. Osaka University, 3. Tohoku University, 4. Kyoto University, 5. Chubu Electric Power Inc., 6. Japan Atomic Energy Agency)

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

Thu. Sep 12, 2024 2:45 PM - 3:00 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 5:45 AM - 6:00 AM UTC Room I(Recture RoomsB 1F B103)

[2I10-10] Nuclear Plant Component

Chair:Chiaki Kino(IAE)

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

[2I10]

Lightweight design of BWR control rod velocity limiters by additive manufacturing

*yasuaki hadame[1], Masashi Aizawa[1], Mitsuharu Nakamura[2], Kenjiro Katayama[2], Tomonori Abe[2], Yoshinori Yoshinori[2], Keiji Matsunaga[2] (1. TOSHIBA, 2. TOSHIBA ESS)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 2:45 PM - 3:35 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 5:45 AM - 6:35 AM UTC Room D(Recture RoomsA 1F A106)

[2D10-12] Experiment Analysis 2

Chair:Rei Kimura(TOSHIBA ESS)

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

[2D10]

Neutronic Analysis of the Burnability of Geo-Reactor in the Proto-Earth Period

*Yuma Okawa[1], Naoyuki Takaki[1] (1. Tokyo City Univ.)

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

[2D11]

Study on distortion of power distribution using Gelbard's problem

*Keita Yoshikawa[1], Go Chiba[1], Kosuke Tsujita[2], Shuhei Miwa[2] (1. Hokkaido University, 2. Nuclear Engineering, Ltd)

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

[2D12]

Kinetics analysis based on reactivity change mechanism obtained by Monte Carlo and CFD calculation for Windscale Works criticality accident

*Kodai Fukuda[1] (1. JAEA)

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

Thu. Sep 12, 2024 2:45 PM - 3:35 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 5:45 AM - 6:35 AM UTC Room K(Recture RoomsB 2F B200)

[2K09-11] 1F Waste 5

Chair:Akira Tsutsumiguchi(Hitachi)

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

[2K09]

Thermal analysis of ferrocyanide compound in the presence of water vapor and evaluation of various migration behaviors

*KOKI Nakahara[1], Yuki Oiwa[1], Isamu Sato[1], Yasutomo Tajiri[2], Tosiro oniki[2], Haruaki Matsuura[1] (1. tokyo city univercity, 2. IHI Corporation)

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

[2K10]

Behavior of crystalline silicotitanate (CST) sorbent through long time flow

*Tetsuya Kato[1], Takatoshi Hijikata[1], Masafumi Kubota[2], Yasuhiro Suzuki[2] (1. CRIEPI, 2. TEPCO HD)

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

[2K11]

Neodymium adsorption characteristics on crystalline silicotitanate (CST) sorbent

*Takatoshi Hijikata[1], Kenta Inagaki[1], Masafumi Kubota[2], Yasuhiro Suzuki[2] (1. CRIEPI, 2. TEPCO)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 2:45 PM - 3:35 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 5:45 AM - 6:35 AM UTC Room M(Recture RoomsB 2F B202)

[2M09-11] Numerical Simulation 1

Chair:Taishi Kobayashi(Kyoto Univ.)

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

[2M09]

A study on the model validation of groundwater flow and mass transport for fractured rock masses

(1) Effects of the modeling uncertainty on the groundwater flow characteristics

*Masayuki Ishibashi[1], Hironori O[2], Taichi Esaki[1], Yoichi Tagawa[1], Tadashi Namikawa[1], Koji Hane[1], Hiromitsu Saegusa[2], Kesuke Ishida[2], Atsushi Sawada[3] (1. KAJIMA, 2. NUMO, 3. JAEA)

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

[2M10]

A study on the model validation of groundwater flow and mass transport for fractured rock masses

(2)A methodology of model validation based on the results of the case study

*Hironori Onoe[1], Hiromitsu Saegusa[1], Keisuke Ishida[1], Atsushi Sawada[2] (1. NUMO, 2. JAEA)

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

[2M11]

Sophistication of Technology for Assessment of the Influence of Topographical Changes due to River Denudations on Underground and Surface Environments

*Makoto KAWAMURA[1], Nariaki NISHIYAMA[1], Tetsuya KOMATSU[1], Hua JIA[2], Yukiko KOIZUMI[2], Satsuki KABASAWA[1], Koji UMEDA[3] (1. JAEA, 2. MMTEC, 3. Hirosaki Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 2:45 PM - 3:35 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 5:45 AM - 6:35 AM UTC Room N(Recture RoomsB 2F B203)

[2N10-12] Analysis Technology for Fuel Debris

Chair:Tomoomi Segawa(JAEA)

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

[2N10]

Challenge for screening of nuclear fuel debris by innovative spectral imaging and its verification by LIBS mapping

(1) Preparation and evaluation of simulated nuclear fuel debris

*Chisato Sakaguchi[1], Kan Sakamoto[1], Atsushi Ohuchi[1], Hiroaki Muta[2], Ikuo Wakaida[3], Paul Murray[4] (1. NFD, 2. Osaka Univ., 3. JAEA, 4. Univ. of Strathclyde)

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

[2N11]

Challenge for screening of nuclear fuel debris by innovative spectral imaging and its verification by LIBS mapping

(2) Preparation and evaluation of metallic debris simulants

*Hiroaki Muta[1], Yukiya Sato[1], Yuji Ohishi[1], Takafumi Okita[1], Kan Sakamoto[2], Chisato Sakaguchi[2], Ikuo Wakaida[3], Hironori Ohba[3], Murray Paul[4] (1. Osaka Univ., 2. NFD, 3. JAEA, 4. Univ. of Strathclyde)

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

[2N12]

Challenge for screening of nuclear fuel debris by innovative spectral imaging and its verification by LIBS mapping

(3) Elemental mapping by remotely operated LIBS

*Hironori Ohba[1], Munkhbat Batsaikhan[1], Katsuaki Akaoka[1], Takahiro Karino[1], Yoshihiro Iwata[1], Ikuo Wakaida[1], Chisato Sakaguchi[2], Kan Sakamoto[2], Hiroaki Muta[3] (1. JAEA, 2. NFD, 3. Osaka Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 2:45 PM - 3:50 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 5:45 AM - 6:50 AM UTC Room A(Recture RoomsA 1F A101)

[2A07-10] Radiation Shielding and Radiation Behavior 1

Chair:Hidenori Kawano(Atox)

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

[2A07]

Development of a numerical method to optimize measures against radioactive sources estimated by a machine learning technique

*Naoya Furutachi[1], Hideaki Yanagi[1], Toru Yoshida[1], Susumu Yamada[2], Yukihiro Hasegawa[1], Masahiko Machida[2] (1. RIST, 2. JAEA)

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

[2A08]

Investigation of additional shielding for beam transport line at NanoTerasu 2

Comparison of measured and calculated values

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

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

[2A09]

Validation of PHITS code at the high-energy white-neutron irradiation field of RCNP

*Daiki Satoh[1], Shinichiro Abe[1], Hiroki Kanda[2], Keiichi Nagayama[2], Mitsuhiro Fukuda[2], Tetsuhiko Yorita[2], Hang Zhao[2], Shotaro Matsui[2], Nobuyuki Kobayashi[2] (1. JAEA, 2. Osaka Univ.)

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

[2A10]

Calculation of the Skyshine Radiation Measurement Experiment in Baikal-1 RA Research Reactor by PHITS Code

*Yusuke Yasuno[1], Shigeaki Aoki[1] (1. MNF)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 2:45 PM - 3:50 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 5:45 AM - 6:50 AM UTC Room F(Recture RoomsA 2F A202)

[2F10-13] Fission Nuclear Data

Chair:Hiroki Iwamoto(JAEA)

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

[2F10]

Development of fission nuclear data using ML

(1) Outline of the study

*Chikako Ishizuka[1], Maomi Ueno[2], Osamu Iwamoto[3], Satoshi Takeda[4] (1. Tokyo Tech, 2. UEC, 3. JAEA, 4. Osaka Univ.)

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

[2F11]

Development of Fission Nuclear Data Using Machine Learning

(2) Fission Product Yield Prediction and Evaluation Using Machine Learning

*JINGDE CHEN[1], Yuta Mukobara[1], Satoshi Chiba[2], Naoki Yamano[1], Tatsuya Katabuchi[1], chikako isizuka[1] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. NAT)

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

[2F12]

Development of fission nuclear data using ML

(3) Neutron cross-section evaluation using ML

*Osamu Iwamoto[1] (1. JAEA)

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

[2F13]

Development of fission nuclear data using ML

(4) Impact evaluation of ML nuclear data on reactor physics

*Satoshi Takeda[1], Kitada Takanori[1] (1. Osaka University)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 2:45 PM - 3:50 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 5:45 AM - 6:50 AM UTC Room G(Recture RoomsB 1F B101)

[2G10-13] Sodium-cooled Fast Reactor 1

Chair:Kenta Ichikawa(MFBR)

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

[2G10]

Theoretical study on passive cooling by radiation and natural convection for fast reactors

*Naoto Kasahara[1], Alexandre Millischer[2], Takuya Sato[1] (1. The University of Tokyo, 2. Ecole Polytechnique, France)

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

[2G11]

Development of Failure Mitigation Technologies for Improving Resilience of Nuclear Structures

(30) Effectiveness Evaluation of the Measures for Improving Resilience at Ultra-High Temperatures

*Yuichi ONODA[1], Hiroyuki NISHINO[1], Kenichi KURISAKA[1], Hidemasa YAMANO[1] (1. JAEA)

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

[2G12]

Development of Failure Mitigation Technologies for Improving Resilience of Nuclear Structures

(31) Fragility Evaluation of Reactor Vessel based on Seismic Response Analysis

*Hiroyuki Nishino[1], Kenichi Kurisaka[1], Satoshi Futagami[1], Tomoyoshi Watakabe[1], Hidemasa Yamano[1] (1. JAEA)

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

[2G13]

Development of Failure Mitigation Technologies for Improving Resilience of Nuclear Structures

(32) Effectiveness Evaluation of the Measures for Improving Resilience against Excessive Earthquake

*Kenichi Kurisaka[1], Hiroyuki NISHINO[1], Hidemasa YAMANO[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

Oral presentation | I. General Issues：General Issues

Thu. Sep 12, 2024 2:45 PM - 3:50 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 5:45 AM - 6:50 AM UTC Room J(Recture RoomsB 1F B104)

[2J01-04] Social Research & Communication 1

Chair:Nobuaki Yoshizawa(MRI)

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

[2J01]

What Urged the Shift to Positive Direction?

Decomposing the Change from 2021 to 2022

*Tomohiro Fujita[1] (1. INSS)

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

[2J02]

Survey on Risk Perception about Various Risk Sources including Nuclear and Radiation

*WATARU OKAZAKI[1], SHZUKO ENKYO[1], KOUSUKE RAI[1], YOUHEI IKEDA[1], KOH KUWABARA[2], Tomofumi YAMAMOTO[2], EIICHI UMEKITA[2] (1. MRA, 2. CAO)

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

[2J03]

Research on Risk Communication of Innovative Nuclear Technologies

Focused on Advanced light water reactor and Small Modular Reactor

*Reiko Kuwagaki[1], Kenta Horio[1] (1. CRIEPI)

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

[2J04]

Public Opinion Survey on Replacing Domestic Nuclear Power Plants with Floating Nuclear Power Plants (Preliminary Survey Results)

*Hiroyuki Nakano[1], Hirshi Yamagata[1] (1. Nagaoka Univ. of Tech.)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 2:45 PM - 4:05 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 5:45 AM - 7:05 AM UTC Room B(Recture RoomsA 1F A102)

[2B10-14] Blanket Materials/Coating

Chair:Teppei Otsuka(Kindai Univ.)

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

[2B10]

Lamination effect of ceramic coatings for fusion reactor applications

*Shane Miller Wylie[1], Kazuhiro Ishikawa[2], Tomoki Taniguchi[2], Nobumichi Fuchigami[2], Takumi Chikada[1] (1. Shizuoka Univ., 2. Kyocera Corp.)

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

[2B11]

Effect of thermal cycling on adhesion of protective α-Al_2O_3 layer formed on ODS FeCrAl alloys

*Yoshiki Kitamura[1], Masatoshi Kondo[1] (1. Tokyo Tech)

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

[2B12]

Fabrication and characterization of magnesium oxide coating by magnetron sputtering

*Kiichi Yokoyama[1], Yuka Shimizu[1], Tetsuma Ito[1], Kosuke Okubo[1], Teruya Tanaka[2], Wataru Inami[1], Yoshimasa Kawata[1], Takumi Chikada[1] (1. Shizuoka Univ., 2. NIFS)

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

[2B13]

Characterization and hydrogen isotope permeation behavior of silicon oxide coating fabricated by liquid phase method

*Yuka Shimizu[1], Tetsuma Ito[1], Takumi Chikada[1] (1. Shizuoka Univ.)

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

[2B14]

Examination of electrical insulating performances of Y_2O_3 coatings by in-situ measurement under deuterium ion beam irradiation

*Satoru Toyoda[1], Teruya Tanaka[2,1], Shingo Tamaki[3], Fuminobu Sato[3], Isao Murata[3] (1. Nagoya Univ., 2. NIFS, 3. Osaka Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 2:45 PM - 4:05 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 5:45 AM - 7:05 AM UTC Room H(Recture RoomsB 1F B102)

[2H10-14] Multiphase Flow1

Chair:Kenichi Katono(Hitachi)

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

[2H10]

Development of measurement method for thin liquid film via optical waveguide film (OWF)

*Yuki Mizushima[1], Kosuke Nakano[1] (1. Shizuoka Univ.)

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

[2H11]

Measurement of liquid sublayer thickness in subcooled flow boiling

*Tomio Okawa[1], Thanh-Binh Nguyen[1] (1. UEC)

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

[2H12]

PIV Measurements in 5x5 Rod Bundle and Investigation on Shape Effects of Mixing Vane of Spacer Grid

*Junya Inoue[1], Tatsuya Sasakawa[1], Yoshitaka Mizutani[1], Yasushi Hirai[1], Yuichiro Kubo[1], Kazushi Fujiwara[1], Shigeo Hosokawa[2] (1. NFI, 2. Kansai Univ.)

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

[2H13]

Pool boiling in heated particulate beds fabricated by metal 3D printer

*Shota Ueda[1], Takahiro Arai[1], Masahiro Furuya[1], Riichiro Okawa[1] (1. CRIEPI)

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

[2H14]

Effect of radiation environments on suppression of steam explosions in PEG aqueous solution

*Takahiro Arai[1], Masahiro Furuya[1], Keigo Morita[2], Hideyuki Sakaguchi[2] (1. CRIEPI, 2. RIKUDEN)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 2:45 PM - 4:20 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 5:45 AM - 7:20 AM UTC Room L(Recture RoomsB 2F B201)

[2L08-13] Decommissioning of 1F

Chair:Norikazu Kinoshita(Shimizu)

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

[2L08]

Considering the analysis of important nuclear species using SNMS and FIB-TOF-SIMS

*Riku Tokunaga[1], Tamaki Matsumura[1], Masato Morita[1], Tetsuo Sakamoto[1], Hideki Tomita[3], Masabumi Miyabe[2], Yoshihiro Iwata[2] (1. Kogakuin University, 2. JAEA, 3. Nagoya University)

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

[2L09]

Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Unit 1 Reactor Containment Vessel Internal Investigation

(1) Video recording by drone

*Yoichi Tomiki[1], Hiroshi Itikawa[1], Haruo Amari[1], Satoru Nakashima[1] (1. TEPCO HD)

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

[2L10]

Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Unit 1 Reactor Containment Vessel Internal Investigation

(2) Video Processing

*YOICHI SAKURAGI[1], Takamasa Tamura[2], Yoichi Tomiki[1], Satoru Nakashima[1] (1. TEPCO, 2. DENPO-ZI)

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

[2L11]

Design of a Monitoring System for Fuel Debris Retrieval Operations at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station: Proposal of Physical Quantities to be Measured on Worksite

*Tessai Sugiura[1], Hajime Asama[1], Qi An[1], Atsushi Yamashita[1] (1. UTokyo)

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

[2L12]

Development of filling stabilization technology and fall prevention technology for the fuel debris retrieval at Fukushima Daiichi NPS

*Tomoya Shiga[1], Takashi Mitsui[1], Tsutomu Hayakawa[1], Masaki Jimba[1], Takashi Ito[1], Masanori Hatori[1], Itaru Suzuki[1] (1. Tousou Mirai Technology Co.)

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

[2L13]

Assessment of dust dispersion data for future safety analysis of Fukushima Daiichi fuel debris retrieval

(16)Simulation of dust dispersion in the core boring cutting experiment

*Kenta Kato[1], Kenta Inagaki[1], Tadafumi Koyama[1], Koichi Uozumi[1], Taizo Kanai[1], Kinya Nakamura[1], Shun Kanagawa[1], Takatoshi Hijikata[1], Tetsuya Kato[1], Daisuke Yamauchi[2] (1. CRIEPI, 2. TEPCO HD)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 2:45 PM - 4:40 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 5:45 AM - 7:40 AM UTC Room C(Recture RoomsA 1F A105)

[2C10-16] Fukushima 2

Chair:Kentaro Manabe(JAEA)

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

[2C10]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(5) Elucidation and modeling of the effects of forest management on air dose rates

*Yusei Uehara[1], Yuichi Onda[1], Junko Takahashi[1], Miyu Nakanishi[1], CHENWEI CHIU[1], Shiori Takamura[1] (1. University of Tsukuba)

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

[2C11]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(6) Analysis of the source of cesium discharge from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant to the ocean

*Yuichi Onda[1], Hikaru Sato[1], Daisuke Tsumune[1], Katsuhiko Kohata[2], Tomomi Okamura[2] (1. Center for Research in Radiation, Isotopes and Earth System Sciences, 2. Tokyo Electric Power Company Holdings)

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

[2C12]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(7) Model Development for Elucidation of Cs-137 Adsorption and Desorption Process in River Bottom Sediment in Fukushima Prefecture

*Naoyuki Wada[1], Yuichi Onda[2], Jim Smith[3], Yasunori Igarashi[2] (1. University of Tsukuba, 2. Center for Research in Radiation, Isotopes and Earth System Sciences, 3. University of Portsmouth)

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

[2C13]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(8) Elucidation of the dynamics of dissolved Cs-137 from the headwaters to the river by analyzing the water quality of river water

*Kosuke Tomura[1], Yuichi Onda[1], Junko Takahashi[1], Aya Sakaguchi[1], Yasunori Igarashi[1], Taichi Kawano[1] (1. Univ. of Tsukuba)

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

[2C14]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(9) Factors contributing to elevated concentrations of dissolved form Cs-137 during runoff in forest headwater catchment

*Yutaro Nagata[1], Yuichi Onda[2], Koichi Sakakibara[3], Junko Takahashi[2], Tsubasa Hiramatsu[3] (1. Univ. of Tsukuba, Master programme of Geosciences, 2. Univ. of Tsukuba, Center for Reaearch in Radiation, Isotopes, and Earth System Sciences, 3. Shinshu Univ. Faculty of Science)

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

[2C15]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(10) Effect of bedrock groundwater on the concentration of dissolved Cs-137 in surface water in the headwaters of forests in Namie Town

*Haruki Nakada[1], Hiroaki Kato[1,2], Yuma Niwano[1], Yuichi Onda[1,2] (1. Tsukuba University, 2. CENTER FOR RESEARCH IN RADIATION ISOTOPES, AND EARTH SYSTEM SCIENCE)

©Atomic Energy Society of Japan

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

[2C16]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(11) Estimation of pathways based on the vertical distribution and temporal variation of ^{137}Cs in the ocean derived from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident

*Munehiro Asao[1], Tsumune Daisuke[1] (1. Univ. of Tsukuba)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 2:45 PM - 5:10 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 5:45 AM - 8:10 AM UTC Room O(Recture RoomsB 2F B204)

[2O09-17] Irradiation Effects

Chair:Yoshitaka Matsukawa(Kumamoto Univ.)

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

[2O09]

Evaluation of Irradiation Embrittlement of a Harvested Reactor Pressure Vessel Material from a Domestic PWR Plant

(3) Investigation of Radiation Hardening

*Yuuki Maeda[1], Katsuhiko Fujii[1], Terumitsu Miura[1], Koji Fukuya[1] (1. INSS)

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

[2O10]

A Study about Radiation-induced Segregation Behavior at Phase Boundaries in Stainless Steel Weld Metals

*Terumitsu Miura[1], Yuki Yamaoka[1], Katsuhiko Fujii[1], Koji Fukuya[1] (1. INSS)

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

[2O11]

Microstructural Analysis by Atom Probe Tomography and Scanning Transmission Electron Microscopy for Heat-Affected Zone in a Reactor Pressure Vessel Steel

*Masaki Shimodaira[1], Yoosung Ha[1], Hisashi Takamizawa[1], Takeshi Toyama[2], Yufeng Du[2], Yusuke Shimada[2], Kenta Yoshida[2], Yasuyoshi Nagai[2], Jinya Katsuyama[1] (1. JAEA, 2. Tohoku Univ.)

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

[2O12]

Investigation of effect of grain-boundary characters on phosphorus segregation at grain boundaries in reactor pressure vessel steel JRQ

*Tomohiro Kobayashi[1], Masaya Kozuka[1], Yuichi Miyahara[1] (1. CRIEPI)

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

[2O13]

Quantification of radiation-induced segregation in type 316 Stainless Steel by STEM-EDS mapping using the ζ-factor method

*Yuichi Miyahara[1], Masaya Kozuka[1], Tomohiro Kobayashi[1] (1. CRIEPI)

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

[2O14]

Dislocation loops observation in a reactor pressure vessel steel by diffraction selected on-zone STEM

*Masaya Kozuka[1], Yuichi Miyahara[1], Tomohiro Kobayashi[1] (1. CRIEPI)

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

[2O15]

Statistical analysis of cascade cluster generation using molecular dynamics simulation

*Yuting Chen[1], Kazunori Morishita[1] (1. Kyoto Univ.)

4:30 PM - 4:45 PM JST | 7:30 AM - 7:45 AM UTC

©Atomic Energy Society of Japan

[2O16]

Statistical assessment of microstructural evolution in iron during neutron irradiation

*LIANGFAN ZHU[1], Yuting Chen[1], Kazunori Morishita[1] (1. Kyoto Univ.)

4:45 PM - 5:00 PM JST | 7:45 AM - 8:00 AM UTC

[2O17]

Performance Evaluation of All-Solid-State Batteries in a Radiation Environment

*Weichen Zhang[1], Hiroshige Kikura[2], Yutaka Tamaura[3], Tadashi Kawamoto[3] (1. Tokyo Tech, 2. ZC Lab, 3. Tamaura Labo)

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

Thu. Sep 12, 2024 3:00 PM - 4:25 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 6:00 AM - 7:25 AM UTC Room I(Recture RoomsB 1F B103)

[2I11-15] Operation Management, Inspection and Maintenance

Chair:Chiaki Kino(IAE)

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

[2I11]

Effect of the error in ultrasonic thickness measurement on the pipe wall thinning evaluation using the Bayes theorem

Kantaro Ikeda[1], Takuma Tomizawa[1], *Noritaka Yusa[1] (1. Tohoku Univ.)

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

[2I12]

Digitalization activities in the nuclear-related field

*Junji Eto[1], Shintaro Yagi[1], Shinichi Kato[1], Shibata Takahiro[1] (1. MRI)

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

[2I13]

Development of a Pipe Gas Leakage Detection System Using Ultrasonic Wave

*Shuji Oshima[1], Kazuya Yasui, Hiroshige Kikura[1], Hideharu Takahashi[1] (1. Tokyo Tech)

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

[2I14]

Evaluation of Applicability of Flowmeter based on Ultrasonic Velocity Profiler Method to Nuclear Power Plant

*Masataka Teshigawara[1], Hioroshige Kikura[1], Naruki Shoji[2], Takeshi Suzuki[3], Daisuke Sasa[3] (1. Tokyo Tech, 2. Muroran IT, 3. TEPCO HD)

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

[2I15]

Verification of the SRNM prediction method for the long-term shutdown BWR

*Yujin Furuta[1], Daichi Yamada[1], Yusuke Kuroda[2], Takashi Yoshii[2], Yousuke Miki[2] (1. TEPCO HD, 2. TEPSYS)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 3:35 PM - 4:40 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 6:35 AM - 7:40 AM UTC Room N(Recture RoomsB 2F B203)

[2N13-16] Fundamental Properties of Fuel, FP and Fuel Debris

Chair:Takeshi Sonoda(CRIEPI)

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

[2N13]

Study on cesium aerosol behavior during fast reactor severe accident

Evaluation of aerosol deposition and penetration onto structural materials

*Shoma Okano[1], Isamu Sato[1], Ko Sato[1] (1. Tokyo City University)

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

[2N14]

Evaluation of physical properties of plutonium dioxide using machine-learning molecular dynamics

*Hiroki Nakamura[1], Keita Kobayashi[1], Masahiko Okumura[1], Mitsuhiro Itakura[1], Masahiko Machida[1], Masashi Watanabe[1], Masato Kato[2] (1. JAEA, 2. Inspection Development)

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

[2N15]

Pu-content dependence of MOX oxygen potential

*Yuta Horii[1], Shun Hirooka[1], Romain Vauchy[1], Takeo Sunaoshi[2], Kosuke Saito[1] (1. JAEA, 2. Inspection Development)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2N16]

Evaluation of thermal properties of uranium- and lanthanide-doped zirconium oxides

*Jumpei Yoshidomi[1], Tatsumi Arima[1], Yaohiro Inagaki[1] (1. Kyushu Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 3:35 PM - 4:55 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 6:35 AM - 7:55 AM UTC Room D(Recture RoomsA 1F A106)

[2D13-17] Critical Experiment Facility

Chair:Yasushi Nauchi(CRIEPI)

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

[2D13]

Reduced Enrichment Project for KUCA Fuel(4)

Analysis of Light Water Moderated Core (C-core)

*Tsuyoshi Misawa[1], Yasunori Kitamura[1], Yoshiyuki Takahashi[1], Hironobu Unesaki[1] (1. Kyoto University)

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

[2D14]

Modification of STACY for the study of criticality characteristics of fuel debris

(16) Pre-service inspections for the restart of STACY

*Kenta Hasegawa[1], Yu Arakaki[1], Takahiko Murakami[1], Masato Sumiya[1], Eiju Aizawa[1], Masakazu Seki[1], Junichi ishii[1], Shouhei Araki[1], Kazuhiko Izawa[1], Satoshi Gunji[1] (1. JAEA)

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

[2D15]

Modification of STACY for the study of criticality characteristics of fuel debris

(17) The first criticality of STACY and evaluation results of the calculation code

*Tomoki Yoshikawa[1], Kazuhiko Izawa[1], Tomoaki Watanabe[1], Shouhei Araki[1], Satoshi Gunji[1] (1. JAEA)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2D16]

Modification of STACY for the study of criticality characteristics of fuel debris

(18) Thermal Power Calibration

*Shouhei Araki[1], Takahiko Murakami[1], Yutaka Kamikawa[1], Yu Arakaki[1], Yuta Tada[1], Eiju Aizawa[1], Masakazu Seki[1], Junichi Ishii[1], Kazuhiko Izawa[1], Satoshi Gunji[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2D17]

Modification of STACY for the study of criticality characteristics of fuel debris

(19) Evaluation of the effect of material uncertainty of concrete simulants on the critical water height

*Satoshi GUNJI[1], Shouhei ARAKI[1], Yu ARAKAKI[1], Kazuhiko IZAWA[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 3:35 PM - 4:55 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 6:35 AM - 7:55 AM UTC Room K(Recture RoomsB 2F B200)

[2K12-16] Vitrification 1

Chair:Kazuyoshi Uruga(CRIEPI)

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

[2K12]

Study on vitrification plan of high level liquid waste in the TVF

(8)Operation results and evaluations of the TVF glass melter

*Seima Suzuki[1], Hikaru Ohtaka[1], Shigeki Fukuda[1], Atsushi Miyauchi[1], Hirotaka Sumi[1] (1. JAEA)

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

[2K13]

Study on vitrification plan of high level liquid waste in the TVF

(9)Consideration of operating parameters for the new glass melter

*Masaya Tone[1], Daiki Shiramizu[1], Nanako Katsuoka[1], Yusuke Aoyama[1], Koshi Miyata[1], Shigeki Fukuda[1], Hikaru Ohtaka[1], Hidekazu Kobayashi[1], Akira Kodaka[1] (1. JAEA)

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

[2K14]

Study on vitrification plan of high level liquid waste in the TVF

(10) Discharging behavior for platinum group elements for the new glass melter

*Yusuke Aoyama[1], Masaya Tone[1], Daiki Shiramizu[1], Nanako Katsuoka[1], Koshi Miyata[1], Shigeki Hukuda[1], Hikaru Ohtaka[1], Hidekazu Kobayashi[1], Akira Kodaka[1] (1. JAEA)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2K15]

Study on vitrification plan of high level liquid waste in the TVF

(11) Simulation of a start-up heating using updated material data for a new glass melter

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

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2K16]

Investigation of chemical state of uranium contained in borosilicate glass

(2) Uranium reduction using graphite crucible

*Nanako Katsuoka[1], Takayuki Nagai[1], Yoshihiro Okamoto[1], Daisuke Akiyama[2], Nobuaki Sato[2], Akira Kirishima[2] (1. JAEA, 2. Tohoku Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 3:35 PM - 5:10 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 6:35 AM - 8:10 AM UTC Room M(Recture RoomsB 2F B202)

[2M12-17] Bentonite

Chair:Haruo Sato(Okayama Univ.)

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

[2M12]

Alteration of Bentonite Buffer- Diffusion Behavior of Chloride Ions in Cu-montmorillonite

*Yuki Kamada[1], Shinichiro Uematsu[1], Naoko Watanabe[1], Tamotsu Kozaki[1] (1. Hokkaido University)

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

[2M13]

Numerical Simulation of Ion Exchange Behavior in Buffer Materials Considering the Chemical Effects of Saltwater

(1) Theoretical Analysis of Ca-Na Exchange Selectivity in Compacted Bentonite Using the Poisson-Boltzmann Equation

*Ryo Itoh[1], Tsuneyuki Memura[1], Kazuya Ono[1], Ryo Yasuda[2], Shingo Tanaka[2], Daisuke Hayashi[2] (1. Dia Nippon Engineering Consultants, 2. RWMC)

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

[2M14]

Numerical Simulation of Ion Exchange Behavior in Buffer Materials Considering the Chemical Effects of Saltwater

(2) Numerical Simulation of Infiltration Experiments

*Kazuya Ono[1], Tsuneyuki Maemura[1], Ryo Itoh[1], Ryo Yasuda[2], Shingo Tanaka[2], Daisuke Hayashi[2] (1. Dia Nippon Engineering Consultants, 2. RWMC)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2M15]

Evaluation of effects of Thermal, Chemical, and Mechanical processes on water movement in unsaturated bentonite by using coupled analysis

*Yusaku Takubo[1], Yusuke Takayama[2], Daisuke Kawama[3], Kazuaki Mitsuyama[3], Yutaka Sugita[4], Keisuke Ishida[1] (1. NUMO, 2. JAEA (Current: KOBE Univ.), 3. QJ Science, 4. JAEA)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2M16]

Study on the method for calculating the macroscopic hydraulic conductivity of low-permeability cover soil

*Atsuo Yamada[1], Satoru Hirai[1] (1. HAZAMA ANDO corporation, Technical research institute, Nuclear power department)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[2M17]

Application of Bayesian statistics to the inspection of bentonite layers in radioactive waste disposal

*Ryo Nakabayashi[1], Yasutaka Watanabe[1], Shingo Yokoyama[1], Daisuke Sugiyama[1] (1. CRIEPI)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 3:50 PM - 4:25 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 6:50 AM - 7:25 AM UTC Room A(Recture RoomsA 1F A101)

[2A11-12] Radiation Shielding and Radiation Behavior 2

Chair:Masahiro Taniguchi(TAISEI)

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

[2A11]

Discussion on the Standardization of Shielding Material focusing on Shielding Concrete (25)

Correction methods of standard composition

*Koichi Okuno[1], Mikihiro Nakata[2], Masahiro Taniguchi[3], Toshinobu Maenaka[4], Koji Ohishi[5], Masahiro Yoshida[6], Toshio Amano[7] (1. Hazama-Ando, 2. MHI NDC, 3. Taisei Corp., 4. Takenaka Corp., 5. JER, 6. Nustec, 7. CTC)

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

[2A12]

Application of a reactor physics code system CBZ to radiation shielding calculations

*Go Chiba[1] (1. Hokkaido Univ.)

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

Thu. Sep 12, 2024 3:50 PM - 4:55 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 6:50 AM - 7:55 AM UTC Room F(Recture RoomsA 2F A202)

[2F14-17] Nuclear Data Research and Theoretical Analysis

Chair:Osamu Iwamoto(JAEA)

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

[2F14]

Prediction of optimum potential for nucleon-nucleus scattering using machine learning (III)

*Shoto Watanabe[1], Futoshi Minato[2], Masaaki Kimura[3], Nobuyuki Iwamoto[4], Sota Yoshida[5] (1. Hokkaido Univ., 2. Kyushu Univ., 3. RIKEN, 4. JAEA, 5. Utsunomiya Univ.)

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

[2F15]

Comprehensive estimation of muon nuclear capture rates using machine learning

*Hiroki Iwamoto[1], megumi Niikura[2], Rurie Mizuno[3] (1. JAEA, 2. RIKEN, 3. UTokyo)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2F16]

Intermediate energy benchmark comparison of Antisymmetrized Molecular Dynamics and PHITS for heavy ion cancer therapy

*Yuta Mukobara[1], Tsunenori Inakura[1], Akira Ono[2], Satoshi Chiba[3], Tatsuya Katabuchi[1], Chikako Ishizuka[1] (1. Tokyo Tech, 2. Tohoku Univ., 3. NAT)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2F17]

Study of alpha particle induced reactions using the INC model

*Furuta Furuta Toshimasa[1], Uozumi Yusuke[1], Yamaguchi Yuji[2] (1. Kyushu Univ., 2. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 3:50 PM - 4:55 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 6:50 AM - 7:55 AM UTC Room G(Recture RoomsB 1F B101)

[2G14-17] Sodium-cooled Fast Reactor 2

Chair:Shigenobu Kubo(JAEA)

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

[2G14]

Utilization of Simulation and Evaluation Technologies in ARKADIA to Evaluations of Thermal-Hydraulics Related Issues in Sodium-cooled Fast Reactor for Demonstration

(1) Evaluation Support Program in Conceptual Design Study

*Masaaki TANAKA Tanaka[1], Toshiki Ezure[1], Ryuji Yoshikawa[1], Norihiro Doda[1], Takero Mori[1], Erina Hamase[1], Kazuo Yoshimura[1], Norihiro Kikuchi[1], Kentaro Matsushita[1], Shota Mochinaga[1] (1. JAEA)

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

[2G15]

Study on Gas Entrainment Evaluation Method from Free Liquid Surface in a Sodium-cooled Fast Reactor

-Evaluation of Gas Entrainment Phenomena under the Different Outlet Conditions-

*Kazuki Endo[1], Shunsuke Kobayashi[1], Jasmine Hamelberg[1], Joutaro Takeda[1], Takaaki Sakai[1], Toshiki Ezure[2], Kentaro Matsushita[2] (1. Tokai Univ., 2. JAEA)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2G16]

Study on moisture transfer in heated concrete

*Ryogo Okamoto[1], Munemichi Kawaguchi[1], Kazuhiro Sawa[1] (1. Hokkaido Univ.)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2G17]

Development of core design optimization process in ARKADIA

(3) Study on multi-objective optimization with multiple constraints of core design using Bayesian optimization

*Kazuki Kuwagaki[1], Erina Hamase[1], Kenji Yokoyama[1], Norihiro Doda[1], Masaaki Tanaka[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

©Atomic Energy Society of Japan

Oral presentation | I. General Issues：General Issues

Thu. Sep 12, 2024 3:50 PM - 4:55 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 6:50 AM - 7:55 AM UTC Room J(Recture RoomsB 1F B104)

[2J05-08] Nuclear Education 1

Chair:Yasuhisa Oya(Shizuoka Univ.)

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

[2J05]

Current status and future development of using NSRR for nuclear human resource development

*tetsuya kobayashi[1], yuiko motome[1], yoshiya akiyama[1], soma yoshida[1], toshiki agake[1], kazuki aizawa[1] (1. JAEA)

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

[2J06]

Improvement of the severe accident practice tool

*IKUO KAWASAKI[1], Toshiya Takaki[1], Naoki Nishida[2], Hajime Takebe[2] (1. INSS, 2. KEPCO)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2J07]

Report on the implementation of nuclear power and radiation education in an elementary school science class

*Takako Shiraki[1], Masafumi Utsumi[1], Kumiko Kawasaki[2], Hajime Hashimoto[3], Takahito Masuyama[3], Takahiro Ogami[4] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 2. Doshisha Elementary School, 3. OSTEC EXHIBITION HALL, 4. Kansai Atomic Industry Conference)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2J08]

Implementing outreach activities including radiation and energy education

Powers of 10 worldview of energy

*Akihiko Nishimura[1,2], Hiroko Miyamura[1], Yuki Morishita[1] (1. JAEA, 2. Univ. Fukui)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 4:05 PM - 5:10 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 7:05 AM - 8:10 AM UTC Room H(Recture RoomsB 1F B102)

[2H15-18] Multiphase Flow2

Chair:Takahiro Arai(CRIEPI)

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

[2H15]

Effective diffusion coefficient in wall condensation from steam-air mixture

*Michio Murase[1], Toshiya Takaki[1] (1. Institute of Nuclear Safety System, Inc.)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2H16]

Analysis for experiments of natural convection condensation from steam-air mixture on a vertical flat plate

*Toshiya Takaki[1], Michio Murase[1] (1. INSS)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2H17]

Study on the flow pattern of concentric-tube two-phase thermosyphon

*Yohei Okada[1], Naoya Kaminaga[1], Hideaki Monji[1], Chikako Iwaki[2], Rei Kimura[2], Takashi Mawatari[2] (1. Univ. of Tsukuba, 2. TOSHIBA ESS)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[2H18]

Development of a Method for Predicting Droplet Entrainment Rate During Nucleate Boiling in a Liquid Film

*Kaito Nade[1], Raka Firman[1], Yuki Narushima[2], Tomio Okawa[1], Kenichi Katono[2] (1. UEC, 2. Hitachi)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 4:05 PM - 5:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 7:05 AM - 8:30 AM UTC Room B(Recture RoomsA 1F A102)

[2B15-19] Tritium Behavior

Chair:Keisuke Mukai(NIFS)

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

[2B15]

Tritium recovery from Liquid Lithium-Lead

Tandem extraction efficiency of the inlet flow and falling droplets

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

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2B16]

Effect of lead addition on the material properties and the tritium release behaviors of Li_2TiO_3-Li_4SiO_4 mixed ceramic materials

*Asahi Sanfukuji[1], Qilai Zhou[2], Makoto Kobayashi[3], Yasuhisa Oya[1] (1. Shizuoka Univ., 2. Wuhan University of Technology., 3. NIFS)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2B17]

Hydrogen permeation behavior from high-temperature and high-pressure water to gas phase through Inconel tube

*Shogo Iwata[1], Kazunari Katayama[1], Kenta Akashi[1], Humiya Nakamura[1] (1. KYUSHU Univ.)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[2B18]

Study on T production method using high-temperature gas-cooled reactor for fusion reactors

~ Hydrogen absorption performance of Zr spheres in 80–8000 Pa hydrogen atmosphere ~

*Hiromi Kawai[1], Hideaki Matsuura[1], Aoi Furuya[1], Kazunari Katayama[2], Teppei Otsuka[3], Etsuo Ishitsuka[4], Shigeaki Nakagawa[4], Kenji Tobita[5], Yoji Someya[6], Yoshiteru Sakamoto[6] (1. Dept. Eng. Kyushu Univ., 2. Dept. Eng. Sci. Kyushu Univ. , 3. Kindai Univ., 4. JAEA, 5. Tohoku Univ., 6. QST)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

[2B19]

Local depth profiling of tritium in W by an electrochemical etching method

*Teppei Otsuka[1], Yuya Ueno[1], Masato Konno[1] (1. Kindai Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 4:20 PM - 5:55 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 7:20 AM - 8:55 AM UTC Room L(Recture RoomsB 2F B201)

[2L14-19] Contaminated Concrete

Chair:Kazuya Idemitsu(Tohoku Univ.)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2L14]

Mesoscale analysis of crack propagation in concrete at high temperature and its influence on structural performance and durability of concrete structures

*Puttipong Srimook[1], Taito Miura[2], Shintaro Miyamoto[3], Ippei Maruyama[1], Abudushalamu Aili[2], Takumi Sato[4], Yuji Nagae[4], Go Igarashi[2] (1. University of Tokyo, 2. Nagoya University, 3. Tohoku University, 4. Japan Atomic Energy Agency)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2L15]

Volume reduction of concrete contaminated by $^{14}CO_2$

(5) Rubbing the carbonated concrete debris

*Norikazu Kinoshita[1], Akira Saito[1], Hitoshi Nakashima[1], Kazuyuki Torii[1], Yuki Sasaki[1], Mamoru Hanzawa[1] (1. Shimizu)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[2L16]

Pilot Study on Thermal, Physico-Chemical, and Mechanical Behaviour of Concrete to understand the failure behavior of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Reactor Pressure Vessel Pedestals

Project overview

*Go Igarashi[1], Taito Miura[1], Abudushalamu Aili[1], Ippei Maruyama[2], Shintaro Miyamoto[3], Yuji Nagae[4], Takumi Sato[4] (1. Nagoya Univ., 2. UTokyo, 3. Tohoku Univ., 4. JAEA)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

[2L17]

Estimation of contamination infiltrated through building concrete

(1) Method for evaluating contamination infiltrated into concrete

*Kazuyuki Torii[1], Yuki Sasaki[1], Hitoshi Nakashima[1], Norikazu Kinoshita[1], Hirohumi Noguchi[2], Hikaru Takada[2] (1. Shimizu Corporation, 2. The Japan Atomic Power Company)

5:20 PM - 5:35 PM JST | 8:20 AM - 8:35 AM UTC

[2L18]

Estimation of contamination infiltrated through building concrete

(2) Comparison of predicted data with actual measurements

*Yuki Sasaki[1], Kazuyuki Torii[1], Hitoshi Nakashima[1], Norikazu Kinoshita[1], Hirofumi Noguchi[2], Hikaru Takada[2] (1. Shimizu, 2. JAPC)

5:35 PM - 5:50 PM JST | 8:35 AM - 8:50 AM UTC

[2L19]

Study on the Methodology for Rational Treatment/Disposal of Contaminated Concrete Waste Considering Volume Reduction of Waste

(3)Diffusion Behavior of Iodine in Cementitious Materials under Different Temperature Conditions

©Atomic Energy Society of Japan

*Haruya Funayama[1], Shinichirou Uematsu[1], Naoko Watanabe[1], Tamotsu Kozaki[1], Yuka Morinaga[2], Daisuke Minato[2] (1. Hokkaido Univ., 2. CRIEPI)

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

Thu. Sep 12, 2024 4:25 PM - 5:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 7:25 AM - 8:30 AM UTC Room A(Recture RoomsA 1F A101)

[2A13-16] Accelerator-driven Neutron Source

Chair:Kaoru Sakasai(JAEA)

4:25 PM - 4:40 PM JST | 7:25 AM - 7:40 AM UTC

[2A13]

Measurements of thermal neutron sacattering cross-section for mixtures of light and heavy water

*Takafumi Tsujimoto[1,2], Masahide Harada[1], Yutaka Abe[3], Atsushi Kimura[1], Shunsuke Endo[1], Kenichi Oikawa[1], Yusuke Tsuchikawa[1], Seiko Kawamura[1], Yasuhiro Inamura[1] (1. JAEA, 2. Tohoku Univ., 3. Kyoto Univ.)

4:40 PM - 4:55 PM JST | 7:40 AM - 7:55 AM UTC

[2A14]

The measurements of γ-ray from Kyoto University Accelerator-driven Neutron Source (KUANS)

*Yudai Takita[1], Seiji Tasaki[1] (1. Kyoto Univ.)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[2A15]

The measurements of the intensity of fast neutrons by using 3He detector at Kyoto University Accelerator-driven Neutron Source (KUANS), a compact neutron source.

*Mizuki Iriyama[1], Seiji Tasaki[1], Yutaka Abe[1] (1. Kyoto Univ.)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2A16]

Effects of polyethylene pre-moderator on cold neutron intensity at KUANS

*Seiji Tasaki[1], Mizuki Iriyama[1], Yudai Takita[1], Yutaka Abe[1] (1. Kyoto Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 4:40 PM - 6:05 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 7:40 AM - 9:05 AM UTC Room N(Recture RoomsB 2F B203)

[2N17-21] Severe Accident and Fuel Debris

Chair:Shun Hirooka(JAEA)

4:40 PM - 4:55 PM JST | 7:40 AM - 7:55 AM UTC

[2N17]

Development of Estimation Technology of Aging Properties of Fuel Debris

(6) Quantity Evaluation of Micronized Particles from Zr(O)+(U,Zr)O_2 Fuel Debris deteriorated by Oxygen-containing Gas

*Akihiro Suzuki[1], Yusuke Miura[1], Atsushi Ohuchi[1], Yoshiyuki Kawaharada[2], Hidehiro Urata[2], Shohei Kawano[3,2] (1. NFD, 2. Toshiba ESS, 3. U Tokyo)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[2N18]

Development of Estimation Technology of Aging Properties of Fuel Debris

(7) Quantity Evaluation of Micronized particles from Glassy Fuel Debris Containing (U,Zr)O_2 Inclusions in Water

*Yusuke Miura[1], Akihiro Suzuki[1], Atsushi Ohuchi[1], Chiaki Shimoda[2], Hidehiro Urata[2], Shohei Kawano[3,2] (1. NFD, 2. Toshiba ESS, 3. U Tokyo)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2N19]

Confirmatory examination of neutron detection events in the early phase of FDNP accident

*KAN SAKAMOTO[1], Chisato Sakaguchi[1], Yoichi Endo[1], Katsuaki Sasa[1], Masato Mizokami[2], Mutsumi Hirai[2], Shinya Mizokami[2] (1. NFD, 2. TEPCO HD)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2N20]

Steam oxidation tests of uranium nitride fuels with carbon additives

*Kyosuke Shibasaki[1], Shigeru Kurematsu[1], Nozomu Murakami[2] (1. NDC, 2. MHI)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2N21]

Leaching behavior of elements from failed MOX fuel during wet storage

*Takeshi Sonoda[1], Kenta Inagaki[1], Kinya Nakamura[1], Daniel Serrano-Purroy[2], Vincenzo V. Rondinella[2] (1. CRIEPI, 2. JRC-Karlsruhe)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 4:40 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 7:40 AM - 9:30 AM UTC Room C(Recture RoomsA 1F A105)

[2C17-23] Fukushima 3

Chair:Jun Hirouchi(JAEA)

4:40 PM - 4:55 PM JST | 7:40 AM - 7:55 AM UTC

[2C17]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(12) Current Status of Radiation Monitoring based on KURAMA-II

*Minoru Tanigaki[1] (1. Kyoto Univ.)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[2C18]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(13) Enhancing sensitivity for measuring radioactive cesium deposition in the car-borne survey system, ASURA

*Jun Goto[1] (1. Niigata Univ.)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2C19]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(14) Modeling on the integrated radiation air dose rate maps during 2011–2022

*Kazuyuki Sakuma[1], Hiroshi Kurikami[1], Haruko Murakami Wainwright[2], Soichiro Tanimori[3], Fumiya Nagao[1], Kotaro Ochi[1], Yukihisa Sanada[1], Kimiaki Saito[1] (1. JAEA, 2. MIT, 3. AdvanceSoft)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2C20]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(15) Analysis of time series using integrated map data developed after the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident; statistical evaluation of decontamination in agricultural land

*Minsik Kim[1], Kazuyuki Sakuma[1], Yoshiaki Shikaze[1], Hiroshi Kurikami[1], Satoshi Mikami[1], Fumiya Nagao[1], Machida Masahiko[1], Kimiaki Saito[1] (1. JAEA)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2C21]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(16) Development of a prediction model for ambient dose equivalent rate distribution based on environmental half-life profiles using LASSO

*Yoshiaki Shikaze[1], Kimiaki Saito[1], Satoshi Mikami[1], Masahiko Machida[1], Kazuya Yoshimura[1] (1. JAEA)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2C22]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(17) Characteristics of radiation detection device for sawmill line

*Norihiro MATSUDA[1], Kimiaki SAITO[1], Akihiro KAIMORI[2], Masayuki GOTO[3] (1. JAEA, 2. Wood structure prom. Inc., 3. G-tech Co., Ltd.)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2C23]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(18) Setting Discharge Limits using Dose Coefficients for Intakes of Radionuclides by Members of the Public

©Atomic Energy Society of Japan

*Sakae Kinase[1,2], Satoshi Mikami[1], Masaki Andoh[1], Yoshiaki Shikaze[1], Masanori Takeyasu[1], Tomonori Hokama[1], Shun Sato[1], Kimiaki Saito[1] (1. JAEA, 2. Ibaraki Univ.)

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

Thu. Sep 12, 2024 4:45 PM - 5:50 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 7:45 AM - 8:50 AM UTC Room E(Recture RoomsA 2F A200)

[2E10-13] Accident Progression

Chair:Koichi Nakamura(CRIEPI)

4:45 PM - 5:00 PM JST | 7:45 AM - 8:00 AM UTC

[2E10]

1F1 AC pipe contamination due to flashing at S/P venting and FP re-entrainment from the pool surface

*Akihide Hidaka[1], Hidetoshi Okada[2] (1. Niigata Univ., 2. Institute of Energy Safety Technology, Ltd.)

5:00 PM - 5:15 PM JST | 8:00 AM - 8:15 AM UTC

[2E11]

Investigation into the cause of the dose rate increase near the main gate of Fukushima Daiichi NPP at 10:20 on March 12th, 2011

*Penghui Chai[1], Kenichiro Nozaki[1], Shouichi Suehiro[1], Masato Mizokami[2], Mutsumi Hirai[2], Akitoshi Hotta[2], Shinya Mizokami[2] (1. TEPCO SYSTEMS Corporation, 2. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.)

5:15 PM - 5:30 PM JST | 8:15 AM - 8:30 AM UTC

[2E12]

FP migration analysis in the D/W of Fukushima Daiichi NPP Unit-2 before and after the core damage using GOTHIC code

*Kenichiro Nozaki[1], Penghui Chai[1], Shoichi Suehiro[1], Masato Mizokami[2], Mutsumi Hirai[2], Akitoshi Hotta[2], Shinya Mizokami[2] (1. TEPSYS, 2. TEPCO HD)

5:30 PM - 5:45 PM JST | 8:30 AM - 8:45 AM UTC

[2E13]

Development of the MAAP4 BWR plant model for event progression evaluation of Tokai No.2 Power Station

*Toshihiko Ohnuma[1], Jun Ueno[1], Takayuki Negishi[1], Ryota Yamamoto[2] (1. GNESC, 2. JAPC)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 4:55 PM - 5:45 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 7:55 AM - 8:45 AM UTC Room D(Recture RoomsA 1F A106)

[2D18-20] Critical Experiment Design

Chair:Tsuyoshi Misawa(Kyoto Univ.)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[2D18]

Exploring critical experimental configurations in the STACY facility based on a phenomenological parametrization of the Keff sensitivity profiles.

*Benjamin Dechenaux[1], Mariya Brovchenko[1], Satoshi Gunji[2], Shouhei Araki[2] (1. Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN - France), 2. Japan Atomic Energy Agency (JAEA), Nuclear Safety Research Center)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2D19]

TEX-MOX experiments: final design of critical experiments to mimic MOX fuel in low moderation conditions

*Mariya Brovchenko[1] (1. Institut de Radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN), France)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2D20]

Method for identifying integral experiments effective for uncertainty reduction

*Ryota Katano[1], Masahiro Fukushima[1], Cheol Ho Pyeon[2] (1. JAEA, 2. KURNS)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 4:55 PM - 6:00 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 7:55 AM - 9:00 AM UTC Room G(Recture RoomsB 1F B101)

[2G18-21] Technology of Sodium-cooled Fast Reactor Operations

Chair:Masaaki Tanaka(JAEA)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[2G18]

Study on aerosol generation and supply technology

(1)Investigation of aerosol generation and supply technology with wet dispersion method

*Munemichi Kawaguchi[1], Kotaro Kai[1], Kazuhiro Sawa[1], Rika Sato[2], Hiroshi Seino[2] (1. Hokkaido Univ., 2. JAEA)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2G19]

Study on aerosol generation and supply technology

(2)Performance confirmation on wet dispersion method using TiO_2 particles

*Kotaro Kai[1], Munemichi Kawaguchi[1], Kazuhiro Sawa[1], Rika Sato [2], Hiroshi Seino [2] (1. Hokkaido University, 2. Japan Atomic Energy Agency)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2G20]

Recovery experience from the trouble during the handling surveillance assembly in MONJU

(1)Investigation into cause of the trouble

*Shiota Yuki[1], Ariyoshi Hideo[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2G21]

Recovery experience from the trouble during the handling surveillance assembly in MONJU

(2)Selection of recovery approaches

*Hideo Ariyoshi[1], Shiota Yuki[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

©Atomic Energy Society of Japan

Oral presentation | I. General Issues：General Issues

Thu. Sep 12, 2024 4:55 PM - 6:00 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 7:55 AM - 9:00 AM UTC Room J(Recture RoomsB 1F B104)

[2J09-12] Social Research & Communication 2

Chair:Reiko Kuwagaki(CRIEPI)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[2J09]

Source and possession of information in public opinion on nuclear power

*RYO MOTONAGA[1], KAZUYA ITO[1], RYUTA TAKASHIMA[1] (1. Tokyo University of Science)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2J10]

Report on the Practice of Study Groups for Learning about Nuclear Disaster Prevention by Citizens' Groups

*Haruka Osugi[1,2] (1. The Great East Japan Earthquake and Nuclear Disaster Memorial Museum, 2. Tohoku Univ.)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2J11]

Awareness Survey on the Health Effects of Earthquakes, Reconstruction, and Radiation (2023)

~Comparison of Attitudes in Tokyo and Fukushima~

*Nobuaki Yoshizawa[1], Yumi Ito[1], Yumiko Segawa[1], Kazumi Nakayama[1], Kosuke Shirai[1] (1. MRI)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2J12]

What do people think about discharging ALPS treated water into the sea?

*Atsuko Kitada[1] (1. INSS)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 4:55 PM - 6:15 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 7:55 AM - 9:15 AM UTC Room F(Recture RoomsA 2F A202)

[2F18-22] Nuclear Data Application

Chair:Atsushi Kimura(JAEA)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[2F18]

SEKIGUCHI Three-body Nuclear Force Project

(1) Introduction of the Three-body Nuclear Force Project and Current Issues

*Tokio Fukahori[1], Hideaki Otsu[2], Seiya Sakai[2], Osamu Iwamoto[1], Nobuyuki Iwamoto[1], Futoshi Minato[3], Kimiko Sekiguchi[4] (1. JAEA, 2. RIKEN, 3. Kyushu Univ., 4. Tokyo Tech)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2F19]

SEKIGUCHI Three-body Nuclear Force Project

(2) Expansion into Applied Science and Nuclear Data Research

*Hideaki Otsu[1], Osamu Iwamoto[2], Hidetoshi Kikunaga[3], Mikako Ogawa[4], Tokio FUKAHORI[2], Seiya Sakai[1], KImiko Sekiguchi[5] (1. RIKEN Nishina Center, 2. JAEA, 3. RARIS, Tohoku Univ., 4. Faculty of Pharmaceutical Sciences, Hokkaido Univ., 5. Department of Physics, Tokyo Institute of Technology)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2F20]

SEKIGUCHI Three-body Nuclear Force Project

(3) Development of a calculation system contributing to the consideration of production methods for Auger electron emitters

*Seiya Sakai[1], Hideaki Otsu[1], Osamu Iwamoto[2], Nobuyuki Iwamoto[2], Shinsuke Nakayama[2], Hidetoshi Kikunaga[3], Tokio Fukahori[2] (1. RIKEN, 2. JAEA, 3. Tohoku Univ.)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2F21]

Production of JENDL-5 AMPX Continuous Energy Library

*Chikara Konno[1] (1. JAEA)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2F22]

Withdrawn

*Hideo Kawarada[1] (1. Independent)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 4:55 PM - 6:15 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 7:55 AM - 9:15 AM UTC Room K(Recture RoomsB 2F B200)

[2K17-21] Vitrification 2

Chair:Hironori Onoe(NUMO)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[2K17]

Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction

(128) Formation Reaction of Yellow Phase in Cold Cap

*Kazuyoshi Uruga[1], Tsuyoshi Usami[1] (1. CRIEPI)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2K18]

Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction

(129) Structural investigation of borosilicate glasses by using XAFS measurement in soft X-ray region

*Takayuki Nagai[1], Yoshihiro Okamoto[1], Daisuke Shibata[2], Kazuo Kojima[2], Takehiko Hasegawa[3], Seiichi Sato[3], Akane Fukaya[4], Kiyoshi Hatakeyama[4] (1. JAEA, 2. SR center, Ritsumeikan Univ., 3. Inspection Development Co., 4. E&E Techno Service Co.)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2K19]

Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction

(130) Examination of YP formation mechanisms by experiments using zirconium molybdate as a starting material (4)

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

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2K20]

Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction

(131) Applicability evaluation of glass melter for diversity of HLW

*Atsumi Miyajima[1], Kunihiko Nakano[1], Hiroki Izumi[1], Haruka Tada[1], Toshiro Oniki[1] (1. IHI)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2K21]

Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction

(132) Reaction of insoluble residue in cold cap(2)

*Tsuyoshi Usami[1], Kazuyoshi Uruga[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

Thu. Sep 12, 2024 5:10 PM - 5:40 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 8:10 AM - 8:40 AM UTC Room O(Recture RoomsB 2F B204)

[2O18-19] Stress Corrosion Cracking

Chair:Masayuki Kamaya(INSS)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2O18]

SCC initiation of cold worked Alloy 690TT under simulated PWR primary water

Stagnant Behavior of Small Openings

*Takumi Terachi[1], Oumaya Toru[2], Takuyo Yamada[1], Yuki Yamaoka[1], Koji Arioka[1] (1. INSS, 2. KEPCO)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2O19]

SCC Initiation and Propagation Mechanisms of Stainless Steel in Simulated PWR Primary Water

(2) Influence of Temperature on Crack Tip Microstructure

*Katsuhiko Fujii[1], Yusuke Noshi[1], Takumi Terachi[1], Takuyo Yamada, Koji Arioka[1] (1. INSS)

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

Thu. Sep 12, 2024 5:10 PM - 6:00 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 8:10 AM - 9:00 AM UTC Room M(Recture RoomsB 2F B202)

[2M18-20] Dissolution/Preciptation

Chair:Kazuma Kuroda(CRIEPI)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2M18]

Dissolution behavior of uranium-zirconium oxide solid solution

(2)The impact of organic acids

*Ryutaro Tonna[1], Taishi Kobayashi[1], Takayuki Sasaki[1] (1. Kyoto Univ.)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2M19]

Solubility behavior of coprecipitated (Zr,Th)(OH)4(am)

*Yuki Yoshikawa[1], Ryutaro Tonna[1], Taishi Kobayashi[1], Ryuhei Motokawa[2], Takayuki Sasaki[1] (1. Kyoto Univ., 2. JAEA)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2M20]

Effects of Temperature and Inner Pores of Solid Phase on the Precipitation of Supersaturated Silicic Acid in the Presence of Aluminum

*Yutaro Kusaka[1], Taiji Chida[1], Tsugumi Seki[1], Yuichi Niibori[1] (1. Tohoku Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 5:10 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 8:10 AM - 9:30 AM UTC Room H(Recture RoomsB 1F B102)

[2H19-23] Advanced Reactor

Chair:Kazuaki Kito(Hitachi-GE)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2H19]

Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor

(16) Overview of development result

*Akihiro Uchibori[1], Takashi Takata[1,2], Hirotaka Nakahara[3], Tohru Suzuki[4], Yuji Ohishi[5] (1. JAEA, 2. UTokyo, 3. HGNE, 4. TCU, 5. Osaka Univ.)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2H20]

Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor

(17) Analysis of SA progress by integrated safety simulation system

*Shinya Ishida[1], Akihiro Uchibori[1], Yasushi Okano[1] (1. JAEA)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2H21]

Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor

(18) Analysis of SA progress in PRISM-type reactor

*Sho Fuchita[1], Kazuhiro Fujimata[1], Takashi Abe[1], Hirotaka Nakahara[1], Mitsuhiro Aoyagi[2], Shinya Ishida[2] (1. HGNE, 2. JAEA)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2H22]

Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor

(19) Model development for core degradation

*Tohru Suzuki[1], Shuntaro Aono[1], Shogo Suzuki[1], Yuki Fushimi[1], Sho Fuchita[2], Shinya Ishida[3], Kenichi Kawada[3] (1. Tokyo City University , 2. Hitachi GE, 3. JAEA)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2H23]

Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor

(20) Measurement of thermophysical properties of molten materials for SA analysis by aerodynamic levitation method

*Yuji Ohishi[1], Tomoya Takatani[1], Shuho Kitagawa[1], Toshiki Kondo[2], Shin Kikuchi[2] (1. Osaka Univ., 2. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 5:30 PM - 6:15 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 8:30 AM - 9:15 AM UTC Room A(Recture RoomsA 1F A101)

[2A17-19] Medical Application of Quantum Radiation

Chair:Mitsuhiro Nogami(Tohoku Univ.)

5:30 PM - 5:45 PM JST | 8:30 AM - 8:45 AM UTC

[2A17]

Real-time absolute measurement of BNCT neutron beam intensity

*Kyosuke Harada[1], Kosei Kmimura[1], Hirokuni Yamanishi[2], Hiroshi Shiga[2], Satoshi Nakamura[3], Kenji Shimada[4], Masaru Nakamura[4], Ryo Fujii[4], Masashi Takada[1] (1. National Defense Academy of Japan, 2. Atomic Energy Research Institute, Kindai University, 3. National Cancer Center, 4. Cancer Intelligence Care System Inc.)

5:45 PM - 6:00 PM JST | 8:45 AM - 9:00 AM UTC

[2A18]

A Feasibility Study on the Applicability of Low-dose Energy-resolved CT by a transXend Detector with Rotating Filters to a Human-sized Phantom

*Yoshiki Yamashita[1], Ikuo Kanno[2] (1. Kyoto University of Education, 2. Kyoto University)

6:00 PM - 6:15 PM JST | 9:00 AM - 9:15 AM UTC

[2A19]

Comparative assessment of doses to cancer tumors and normal tissues delivered by αand βemitters considering detachment from ligands in TRT

*Yuuki Yoshino[1], Naoyuki Takaki[1] (1. TCU)

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

Thu. Sep 12, 2024 5:40 PM - 6:15 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 8:40 AM - 9:15 AM UTC Room O(Recture RoomsB 2F B204)

[2O20-21] Analysis Technology

Chair:Yuichi Miyahara(CRIEPI)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2O20]

Quantification of plastic strain by EBSD

(3) Quantification of local misorientation independent of step size using equidistant local misorientation

*Masayuki Kamaya[1], Naoko Maekawa[1] (1. INSS)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2O21]

Quantification of plastic strain by EBSD

(4) Misorientation evolution in stainless steel induced by equi-biaxial stress

*Naoko Maekawa[1], Masayuki Kamaya[1] (1. Institute of Nuclear Safety System)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 5:45 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 8:45 AM - 9:30 AM UTC Room D(Recture RoomsA 1F A106)

[2D21-23] Monte Carlo Simulation Method

Chair:Ryota Katano(JAEA)

5:45 PM - 6:00 PM JST | 8:45 AM - 9:00 AM UTC

[2D21]

Reactor kinetics calculation for step-wise insertion of control rod by way of power iteration

*Yasushi Nauchi[1] (1. CRIEPI)

6:00 PM - 6:15 PM JST | 9:00 AM - 9:15 AM UTC

[2D22]

Statistical uncertainty estimation by circular block bootstrap method for flux distribution tallies using proper orthogonal decomposition

*Ryoichi Kondo[1], Akio Yamamoto[2], Tomohiro Endo[2] (1. JAEA, 2. Nagoya Univ.)

6:15 PM - 6:30 PM JST | 9:15 AM - 9:30 AM UTC

[2D23]

Solomon’s capability of random media criticality calculation for measurement data

*Taro Ueki[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Wed. Sep 11, 2024 10:00 AM - 10:50 AM JST | Wed. Sep 11, 2024 1:00 AM - 1:50 AM UTC Room K(Recture RoomsB 2F B200)

[1K01-03] Solidification Technology Development

Chair:Junya Sato(JAEA)

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

[1K01]

Development of liquid phase sintering and solidification method for Cs adsorbed mordenite

*Michika Kawaguchi[1], Tsuyoshi Arai[1] (1. Shibaura Inst. of Tech.)

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

[1K02]

Cement solidification/stabilization of ^{137}Cs-adsorbed copper ferrocyanide for final disposal

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

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

[1K03]

A geopolymer for solidification of radioactive waste

(12) Improvement of desorption partition coefficient of chloride ion in geopolymer containing incineration ash

*Eiki ADACHI[1], Nobuyuki SEKINE[1] (1. Fuji electric)

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

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

Cs 吸着モルデナイトの液相焼結固化技術の開発

Development of liquid phase sintering and solidification method for Cs adsorbed mordenite

*川口 未知可[1]，新井 剛[2]

[1] 芝浦工業大学大学院，[2] 芝浦工業大学

抄録：Cs を吸着したモルデナイトの処理方法として，ガラスをバインダーとした焼結固化技術に着目した．本研究では，焼結固化に用いるガラスの種類及び焼結条件の検討を行った．

キーワード：Cs，モルデナイト，焼結固化技術，放射性廃棄物，シビアアクシデント

1. 緒言

原子力発電所のシビアアクシデントを想定した場合，ゼオライトを用いた放射性核種の吸着及びその速やかな安定化処理が重要である．そこでガラスをバインダーとして用いた焼結固化技術に着目した．本技術は化学的安定性や操作性が高く，減容性も期待される．既往の研究成果から，チャバサイト (IE-96) において焼結固化技術の適用性が確認されている[1]．本研究では国内で無尽蔵に産出されるモルデナイトに着目し，Cs を吸着したモルデナイトに対する焼結固化技術の適用性について検討した．

2. 実験方法

Cs を飽和吸着した顆粒状合成モルデナイト (SM_Cs) と B_2O_3 系ガラスを作製し，それぞれ 250 μm 以下となるように粉砕・分級した．これらを重量比 1 : 1 となるように混合し，アルミナ坩堝に入れ，マッフル炉で溶融後，室温で急冷することにより固化体試料を得た．得られた固化体試料を 46 μm 以下に粉砕・分級し，XRD 解析を行った．

3. 実験結果及び考察

Fig. 1 に作製した焼結固化体の外観写真，Fig. 2 に XRD 分析結果を示す．Fig. 1 より焼結温度 800 ℃で SM_Cs が収縮し，焼結温度の上昇に伴い SM_Cs が B_2O_3 系ガラスに溶融する様子が確認された．Fig. 2 より焼結温度 800 ℃でモルデナイト構造が破壊され，Cs を含む結晶相である $CsAlSiO_4$ の生成が確認された．焼結温度 1000 ℃以上ではハローパターンを示したことから，ガラスの溶融に伴い生成した $CsAlSiO_4$ 相も溶融したと考えられる．これらの試験結果より，SM_Cs と B_2O_3 系ガラスを用いた焼結固化体の作製において，焼結温度は 800 ℃前後が適切であると考えられる．

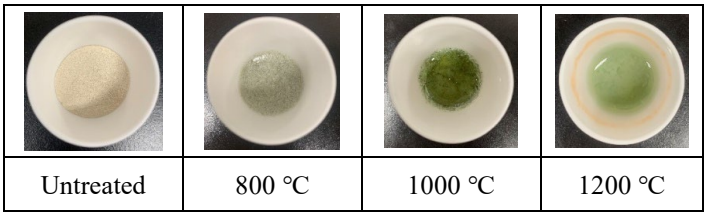


Fig. 1 Appearance of each Sintering Body

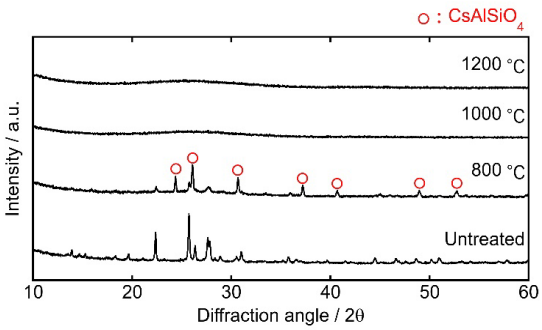


Fig. 2 Diffraction Pattern of each Sintering Body

4. 結言

SM_Cs と B_2O_3 系ガラスを用いた焼結固化体は，焼結温度 800 ℃で $CsAlSiO_4$ が生成した．

参考文献

[1] 廃炉国際共同研究センター，芝浦工業大学：放射性核種の長期安定化を指向した使用済みゼオライト焼結固化技術の開発，JAEA-Review2022-008，(2022)

*Michika Kawaguchi[1], Tsuyoshi Arai[2]

[1]Shibaura Institute of Technology Graduate School, [2]Shibaura Institute of Technology

セメント固化による放射性 Cs 吸着フェロシアン化銅の廃棄体化処理

Cement solidification/stabilization of ^{137}Cs-adsorbed copper ferrocyanide for final disposal

*市川 恒樹[1,2]、安河内 隆仁[1]、山田 一夫[2]
[1]北海道大学, [2]国立環境研究所

放射性 Cs を多量に含む飛灰洗浄液のイオンクロマト除染に使用したフェロシアン化銅を熱分解後セメント固化した際の、水中への Cs 漏出挙動を調べた。部分酸化したフェロシアン化銅はセメント中でカチオン吸着能を持つが、完全酸化したものはカチオン吸着能を失った。しかしながらセメントにカチオン交換体を添加すると水中への漏出は抑制された。

キーワード：フェロシアン化銅、放射性セシウム、セメント固化、カチオン交換体、汚染飛灰

1. 緒言

福島第一原発事故で生じた放射性物質汚染廃棄物を焼却処理して生じた飛灰中には放射性 Cs が濃縮されているが、これを水洗して除染し、その水洗液を Cs 吸着剤にフェロシアン化銅(組成式：$KCu_{1.5}Fe(CN)_6$、CuFeCN と略記)を用いたイオンクロマトグラフィーで除染すると、最終放射性廃棄物の体積を元の廃棄物の 1/10,000 程度にまで減容化できる。使用済み CuFeCN の簡便な最終廃棄体化法としては、これを熱分解後セメント固化する方法がある。この場合、水に浸漬した固化体からの放射性 Cs 漏出速度が問題となるので、漏出速度に対する CuFeCN 熱分解条件やカチオン交換体添加効果を調べた。

2. 実験と結果

使用済み CuFeCN の組成は $K_{0.75}Cs_{0.25}Cu_{1.5}Fe(CN)_6$ とした。CuFeCN はシアン化合物なのでこれを空気中で熱分解した。酸化を伴う発熱的な熱分解反応は 200℃付近から始まり約 400℃で完了した。粉末状、およびこれをポリビニルアルコール(PVA)で造粒した ^{137}Cs ラベル CuFeCN を 350℃あるいは 400℃で各々3 時間、あるいは 400℃で 3 時間加熱後さらに 500℃で 24 時間加熱した焼成物 1 に対してポルトランドセメント(OPC) 1 を加え、直径 35mm、厚さ 10mm のペトリ皿を型枠として 40℃で 4 週間養生固化したものを Cs 漏出測定用試料とした。これを 200mL の脱イオン水を満たした密閉容器に入れ、試料中に残存する Cs の量を γ 線測定により求めた。その結果を図 1 に示す。400℃以下で焼成した試料では、固化体が Cs 吸着能を持つため Cs の一部が固化体中に残存するが、残存量と焼成条件の間に明確な関係は無い。400℃で焼成した CuFeCN をさらに 500℃で 24 時間加熱すると Cs 吸着能は失われた。焼成 CuFeCN がカチオン交換能を有するため Cs 吸着能が出現したと考え、Cs 未吸着 CuFeCN を焼成後 CsCl 溶液に浸漬し、その Cs^+イオン吸着容量を測定した。その結果を表 1 に示す。400℃以下で焼成したものは、組成式 $KCu_{1.5}FeO_3$ で与えられるようなイオン交換能を持つ不完全酸化物と交換能を持たない完全酸化物 $Cu_{1.5}FeO_3$ の混合物となるが、焼成は発熱によって連鎖反応的に進行するので、その混合比は一定しない。これを 500℃で長時間加熱すると完全酸化物だけになり、Cs 吸着能が失われる。

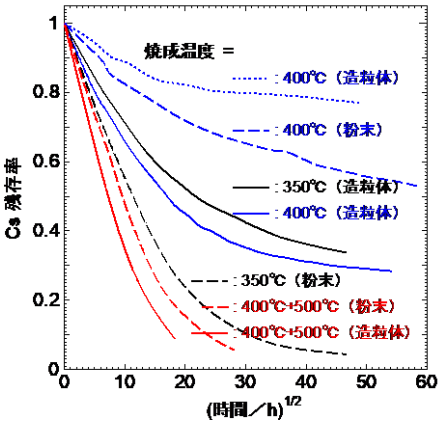


図 1. 焼成 CuFeCN のセメント固化体から水中への Cs 漏出挙動

表 1. 焼成 $KCu_{1.5}Fe(CN)_6$ の Cs^+ 吸着容量

造粒剤	焼成条件 温度/°C	時間/h	容量/(eq/kg)
無し	350	3	0.48
PVA	350	3	0.29
無し	400	3	0.38
PVA	400	3	0.04
無し	400+500	3+24	0
PVA	400+500	3+24	0

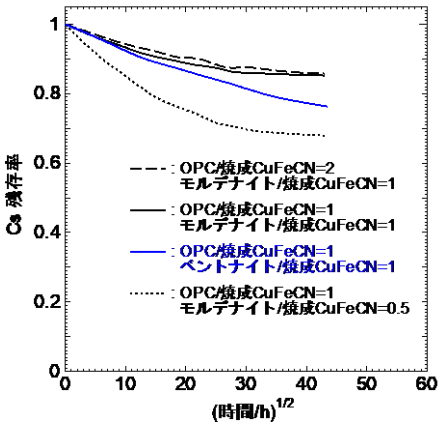


図 2. カチオン交換体を添加した焼成 CuFeCN のセメント固化体から水中への Cs 漏出挙動

焼成処理による Cs 漏出速度の変動を避けるため完全酸化した CuFeCN に、Cs 吸着剤としてカチオン交換体のベントナイトあるいはモルデナイトを添加しセメント固化した際の Cs 漏出特性を図 2 に示す。焼成 CuFeCN に等量の交換体を添加すると、漏出が強く抑制されることがわかる。

*Tsuneki Ichikawa[1,2], Takahito Yasukochi[1] and Kazuo Yamada[2]
[1,2]Hokkaido Univ., [2]National Institute for Environmental Studies

放射性廃棄物固化材としてのジオポリマー
(12) 焼却灰含有ジオポリマー中塩素の脱着分配係数の改善

A geopolymer for solidification of radioactive waste
(12) Improvement of desorption partition coefficient of chloride ion in geopolymer containing incineration ash

*足立 栄希[1]、関根伸行[1]
[1]富士電機

塩素を含む焼却灰を含有したジオポリマー(GP)を加熱すると体積が収縮し、塩素脱着分配係数が減容率に比例して増加した。これは加熱収縮により GP 内部の開空隙が減少し塩素溶出が抑制された結果と考えられる。一般的には GP で塩素等のアニオンを固定する事は困難だが、廃棄物固化後の加熱処理により GP 廃棄体にアニオン固定能の付与が可能であることが分かった。

キーワード: ジオポリマー、塩素、脱着分配係数

1. 緒言

GP は金属イオン等のカチオンを内部に吸着・保持する事ができ、水暴露時でもカチオンを内部に一定程度保持できる。廃棄体は、埋設処分後地下水等に暴露される事を前提としているため、GP は放射性元素固化材としての利用が検討されている。一方、GP は塩素等のアニオンは吸着・保持できないため、水暴露で塩素 36 等のアニオンは溶出してしまう。そのためアニオン含有廃棄物の固化には添加材等の対策が必要になるが、今回、添加材を使わず、GP の加熱収縮性[1]を利用したアニオン固定化能改善方法を検討した。

2. 実験と結果

塩素含有焼却灰を 28wt%含む板状 GP を作製し 105℃で乾燥させた後、所定の温度まで 1 時間で昇温し 3 時間維持した。加熱前後で体積を評価し減容率を測定した。その後 GP を純水に浸漬し一週間振とう後、溶出塩素を定量し脱着分配係数(K_d)評価した。GP の体積は加熱温度に比例して減少し最大 25%減容した。K_dは減容率に比例して増加し、105℃加熱時の K_dと比較すると最大 9.6 倍になった。

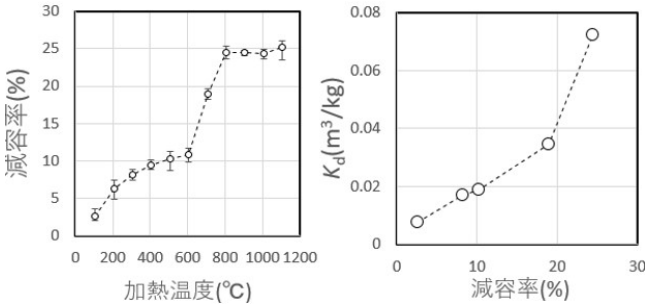


図. 加熱による 28%焼却灰含有 GP の減容率（左)。減容した GP の塩素脱着分配係数(K_d)の減容率依存性(右)

3. 結論

GP のアニオン固定化能を加熱処理により改善する事ができた。浸漬液とつながる GP 内部空隙が加熱により減少[1]し、液相への塩素の溶出が抑制された結果、脱着 K_dが改善した可能性がある[2]。GP は、カチオン固定化能は良好の上、後加熱処理によりアニオン固定化能を改善する事ができるため、カチオンとアニオンの両方に対して有用な固定化材と考えられる。

参考文献

[1] 足立栄希、他、日本原子力学会、「2020 年 秋の大会」、予稿集、1B14 (2020)
[2] 富士電機、足立栄希、廃棄体、特願 2020－143509

*Eiki Adachi[1], Nobuyuki Sekine[1],
[1]Fuji Electric

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

Wed. Sep 11, 2024 10:00 AM - 10:55 AM JST | Wed. Sep 11, 2024 1:00 AM - 1:55 AM UTC Room M(Recture RoomsB 2F B202)

[1M01-03] Cesium Behavior, Hydrogen Generation

Chair:Yoichi Wada(Hitachi)

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

[1M01]

Development of Technologies for Containing, Transportation and Storage of Fuel Debris
(1)Development of Evaluation Method for Hydrogen Generation in Handling of Fuel Debris

*Kazuki Namba[1], Wataru Kawamura[1], Itaru Suzuki[1], Masanori Hatori[1], Ryuji Nagaishi[2], Atsuhiko Terada[2], AUNG THWE THWE[2], Tatsuya Ito[2], Toyonobu Nabemoto[1] (1. Tousou Mirai Technology Co.,Ltd., 2. JAEA)

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

[1M02]

Development of Technologies for Containing, Transportation and Storage of Fuel Debris
(2) Evaluation and Consideration of Hydrogen Behavior in Handling Powder Fuel Debris

*Ryuji Nagaishi[1], Atsuhiko Terada[1], Thwe Thwe Aung[1], Tatsuya Ito[1] (1. JAEA)

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

[1M03]

The reaction between cesium hydroxide and stainless steel oxidation products in a steam environment at 573K-773K

*XIN TAN[1], Tatsuya Suzuki[1], Kenta Murakami[2] (1. Nagaoka Univ. of Tech., 2. UTokyo)

10:45 AM - 10:55 AM JST | 1:45 AM - 1:55 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

燃料デブリの収納・移送・保管技術の開発
（1）燃料デブリの取り扱いにおける水素発生量評価手法の開発

Development of Technologies for Containing, Transportation and Storage of Fuel Debris
(1) Development of Evaluation Method for Hydrogen Generation in Handling of Fuel Debris

*南波 和希[1]，川村 亘[1]，鍋本 豊伸[1]，鈴木 格[1]，羽鳥 正訓[1]，
永石 隆二[2]，寺田 敦彦[2]，トエトエ アウン[2]，伊藤 辰也[2]
[1]東双みらいテクノロジー株式会社，[2]日本原子力研究開発機構

福島第一原子力発電所の廃止措置では，事故により発生した燃料デブリを取り出し，容器に保管する計画である。安全かつ合理的な収納／保管システムの構築に向け，燃料デブリに起因する水素発生量を適正に評価する手法の確立が求められている。本報告では，燃料デブリを含む体系における水素発生量評価式を検証する取り組みの検討状況を紹介する。

キーワード：燃料デブリ，水の放射線分解，水素発生 G 値（収量），線エネルギー付与，粒子サイズ，含水率

1. 緒言

水は放射線により分解されると水素が発生することから，適正な水素発生量評価は燃料デブリの処理や保管，水処理等，様々な過程に共通する課題であるが，燃料デブリの性状等が不明なことから，従来水素発生量を保守的に評価せざるを得なかった。既存の水素発生量評価モデルを検証すると共に，水素発生量評価手法を体系的に整理することを目的として，現在燃料デブリ成分を模擬した試験体を用いて要素試験を行っている。

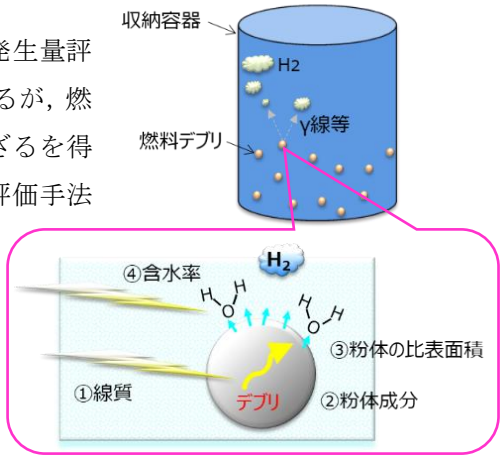


図 1：水素発生のイメージと影響因子の整理

2. 結果・考察

2-1. 燃料デブリ保管時の水素発生量影響因子の考察

水素発生量に影響すると想定される因子について，文献調査等を基に 4 項目（①線質，②粉体成分，③粉体の比表面積，④含水率）を抽出し，これらをパラメータとした要素試験を計画した。（図 1）

2-2. 影響因子による影響度合い評価に向けた要素試験

燃料デブリ成分を模擬した試験体を用いて放射線照射試験（図 2）を実施し，抽出した影響因子による影響度合いを評価する。試験条件は，以下の考え方（一例）に基づき設定した。「①実機への適用を想定し，燃料デブリに含まれる可能性がある成分のうち，水素発生量へ影響する可能性があるもの（例：UO_2，ZrO_2，Fe_3O_4 等）を抽出」，「②スラッジ回収システムから払出しが想定される燃料デブリの粒径を基に，試験体の粒径を 0.1 μm～100 μm と選定」。試験で得られた水素発生量に基づき，既存の水素発生量評価モデルを修正・改良する計画である。

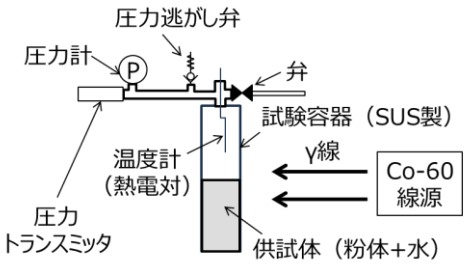


図 2：放射線照射試験　装置概要

謝辞：本研究成果は，経済産業省／令和 5 年度開始廃炉・汚染水・処理水対策事業費補助金（燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発（粉状及びスラリー・スラッジ状燃料デブリの取り扱い技術の開発））として実施し，東京電力ホールディングス株式会社㈱及び日立 GE ニュークリア・エナジー㈱のご協力により得られた成果である。

参考文献

[1] 燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発（粉状，スラリー・スラッジ状燃料デブリの保管までに必要な技術の開発）2022 年度最終報告 技術研究組合 国際廃炉研究開発機構（IRID）

*Kazuki Namba[1], Wataru Kawamura[1], Toyonobu Nabemoto[1], Itaru Suzuki[1], Masanori Hatori[1], Ryuji Nagaishi[2], Atsuhiko Terada[2], Aung Thwe Thwe[2], Tatsuya Ito[2], [1]Tousou Mirai Technology Co. Ltd., [2]Japan Atomic Energy Agency.

燃料デブリの収納・移送・保管技術の開発
(2) 粉状燃料デブリ取り扱い時の水素挙動の評価・考察

Development of Technologies for Containing, Transportation and Storage of Fuel Debris

(2) Evaluation and Consideration of Hydrogen Behavior in Handling Powder Fuel Debris

*永石 隆二[1]，寺田敦彦[1]，トエトエアウン[1]，伊藤 辰也[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

燃料デブリの収納・移送・保管技術の開発では，これまで塊状デブリに対する水素（H_2）発生量評価手法の開発が進められてきたが，現在，粉状デブリに対する開発を進めている。その粉状デブリは，取り出し時のデブリの切削加工時等で発生して，一部は細砂サイズ（0.1 mm）未満で，液相系で回収される。このような高 LET 放射線（α）の透過距離に近い小さな粒径と，高い比表面積を有する粉状デブリの場合，塊状デブリの場合と異なる H_2 の挙動が予測される。本報告では，粉状デブリでの水の放射線分解で発生する H_2 の挙動の評価・考察について紹介する。

キーワード：粉状燃料デブリ，水の放射線分解，水素発生 G 値（収量），水素気泡（だまり），線エネルギー付与（LET），粒子サイズ，含水率

1. 緒言

塊状デブリではその表面・内部に水分が存在して，α線の飛程[1]／溶存種の拡散距離[2]の範囲内の表面付近で生成した H_2（溶存種）が外部のガス相に放出（H_2 発生）される。この場合，H_2 発生でのα線の関与が限定的となる。一方，粉状デブリではその外部に水分が存在して，水中で生成した H_2 が粉体と水の混合物（反応系）の外部のガス相に放出されるか，内部にガス種の H_2 気泡（だまり）として保持される[3]。従って，H_2 観測・予測場所や関与する放射線の特定が必要な H_2 発生の G 値評価や予測において，粉状デブリは塊状デブリと大きく異なる。

粉状デブリに対する H_2 の挙動を明らかにするため，現在，デブリを模擬した酸化物を用いた照射試験とともに，H_2 挙動等を再現する解析プログラムの構築を進めている。本報告では，これらのキーポイントについて述べる。

2. 結果・考察

水混合物の状態　粉体と水の混合物はその中の水の粘性によって，粉体粒子が密に充填された状態か，粉体粒子が水中で動き回れる程度に分散したスラリーの状態となる。ここで，水の粘性は帯電や水分吸着といった，混合物中の水に接触する粉体粒子の表面状態に強く依存している。この混合物に放射線照射すると，水の分解で H_2 が生成するが，粒子充填状態で粒子間が水で満たされた場合とスラリー状態に限って，生成した H_2 が混合物中で溶存種からガス種に変わり，粒子の集団と水から形成される粘性によって H_2 気泡が混合物中に保持される[3]。

H_2 気泡発生のモデル化　水の放射線分解に伴って発生した H_2 気泡が混合物中に保持される一連の過程には，「H_2 が溶存種からガス種に変わる」現象があるが，この液相中のガス種発生のメカニズムは必ずしも明らかではない。H_2 気泡になると，水中の分解ラジカル等との反応から逃れるため，「どの位の時間や条件で気泡になるか」を明確にするモデルを構築することは，上記過程を数値解析やシミュレーションで再現する上でも極めて重要である。

1F 多核種除去設備（ALPS）での凝集沈殿で生じた炭酸塩スラリーに関する研究[3]で評価した，水の分解で生成した溶存 H_2 の数密度の吸収線量依存性を図 1 に示す（スラリー2 種類）。水色の部分は水中の H_2 の溶解度（数密度表示）の範囲内を示す。この照射試験では吸収線量 20 kGy で最大 20 μm の H_2 気泡が多数確認されたが，図 1 での H_2 の密度（赤と青の実線）は H_2 の溶解度を超えていない。従って，20 μm の H_2 気泡が発生するには，溶存 H_2 が（自己）拡散によって 1 点（0.5 μm 程度の範囲）に集まり，H_2 の数密度が H_2 の溶解度を超える必要がある。このことから，H_2 気泡発生のモデルの一例を導き出すことができる。

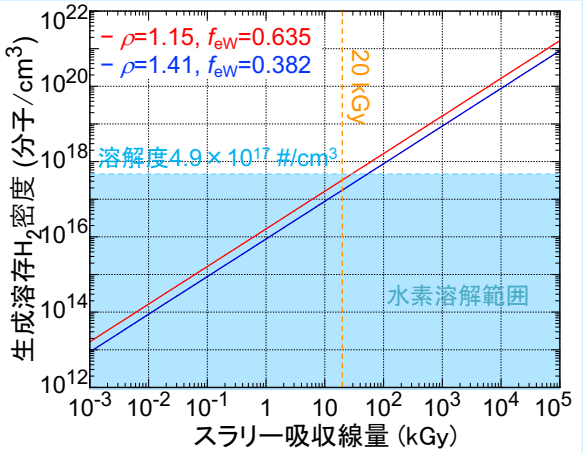


図 1　生成した溶存 H_2 の数密度の吸収線量依存性[3]
（密度ρ，電子分率 f_{eW}, $G(H_2)=g_W(H_2)=0.45$ 分子/100eV）

本報告は，令和 5 年度開始の補助事業「燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発（粉状及びスラリー・スラッジ状燃料デブリの取り扱い技術の開発）」のもとで行うものである。

参考文献

[1] 永石隆二ら,「固体材料中の Pu-239 からのα線による水の分解に関する実験的研究」，原子力学会 2023 年秋の大会, 1A05 (2023).
[2] 永石隆二ら,「固体共存水溶液系での H_2O_2 の熱分解の速度評価」，原子力学会 2018 年春の年会, 2M02 (2018)他.
[3] T. Ito *et al.*, Nucl. Technol., DOI: 10.1080/00295450.2023.2299893 (2024); 原子力学会 2021 年秋の大会, 3E09-11 (2021).

*Ryuji Nagaishi[1], Atsuhiko Terada[1], Thwe Thwe Aung[1], Tatsuya Ito[1]. [1]Japan Atomic Energy Agency

The reaction between cesium hydroxide and stainless steel oxidation products in a steam environment at 573K-773K

*Xin Tan[1], Tatsuya Suzuki[1] and Kenta Murakami[2]
[1]Nagaoka Univ. of Tech., [2]UTokyo

This study investigates the reactions between cesium hydroxide (CsOH) and stainless steel oxidation products, magnetite (Fe_3O_4) and chromia (Cr_2O_3) in argon and argon-steam environments at 573K-773K.

Keywords: Cesium hydroxide, Metal oxides, Hygroscopicity, High temperature steam

1. Introduction

The interaction between CsOH and structural materials may change the form of Cs and attenuate or delay the transport. Recent studies have shown that CsOH can react with stainless steel to form ferrites below 600℃.[1] Reaction between CsOH and Fe_3O_4 as well as Cr_2O_3, as the most possible metal oxides of stainless steel in reactor environments, has been conducted in Ar gas and Ar-steam stream under 573-773K.

2. Experimental method

$CsOH{\cdot}H_2O$ powder (Combi-Blocks, 95%) and Fe_3O_4 powder or Cr_2O_3 powder was mixed in mortar and then formed into cylindrical pellets. The molar ratio was set as Cs:Fe = 1:1 or Cs:Cr = 1:1. Then the pellets were heated in the tube furnace in Ar or Ar-steam stream under 573K-773K for 1h. Then samples were crushed and grinded into fine powder. Scanning electron microscope (SEM) JSM-IT200 (JEOL) has been used for observation, elemental analysis and phase identification. Sample preparation was carried out in a glove box due to hygroscopicity of samples. The weight changes of the samples before and after the experiment have been recorded.

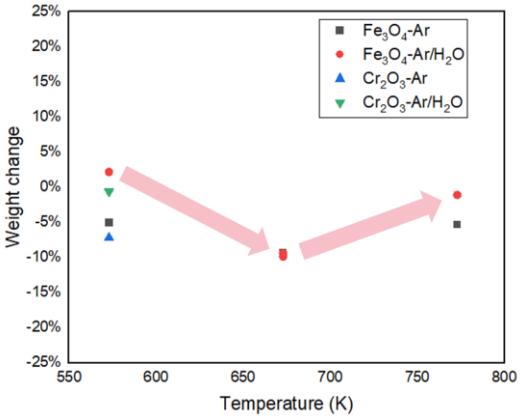


Figure 1 Weight change in different conditions

3. Results

XRD patterns for mixed $CsOH{\cdot}H_2O$-Fe_3O_4 samples after experiment are shown in Figure 1. Due to the strong hygroscopicity, XRD patterns for mixed $CsOH{\cdot}H_2O$-Cr_2O_3 samples could not be obtained. The changes in appearance and weight are shown in Figure 2. Results showed that the reactions between CsOH and Fe_3O_4 produced identical phases ($CsFeO_2$) and less hygroscopicity compared to CsOH regardless of temperature and atmosphere. The highest reaction rate was around 673K. In contrast, reactions between CsOH and Cr_2O_3 resulted in similar appearances across different conditions and still exhibited high hygroscopicity.

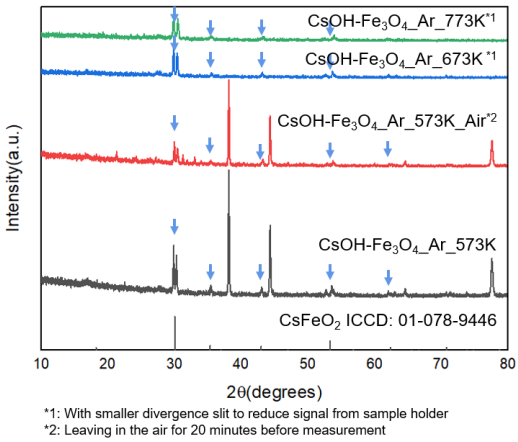


Figure 2 XRD patterns for mixed $CsOH{\cdot}H_2O$-Fe_3O_4 samples after experiment

References

[1] Jumpei Imoto et al., AESJ Annual Meeting 2E17.

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

Wed. Sep 11, 2024 10:00 AM - 11:05 AM JST | Wed. Sep 11, 2024 1:00 AM - 2:05 AM UTC Room D(Recture RoomsA 1F A106)

[1D01-04] Cross Section Evaluation

Chair:Kodai Fukuda(JAEA)

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

[1D01]

Comparison of JENDL-4.0 and JENDL-5 in criticality calculation of dry storage cask

*Shunsuke Sato[1], Yasushi Nauchi[1] (1. CRIEPI)

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

[1D02]

Re-evaluation of the thermal neutron scattering law for light water in JENDL-5

*Kenichi TADA[1], Yutaka ABE[2], Tomoaki WATANABE[1] (1. JAEA, 2. Kyoto Univ.)

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

[1D03]

Measurement and evaluation of thermal neutron scattering law under reactor operating condition

(1) Project outline

*Shinsuke Nakayama[1], Atsushi Kimura[1], Bo Thomsen[1] (1. JAEA)

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

[1D04]

Measurement and evaluation of thermal neutron scattering law under reactor operating condition

(2) Experimental plan for thermal neutron scattering law

*Atsushi Kimura[1], Shunsuke Endo[1], Shoji Nakamura[1], Gerard Rovira[1], Shinsuke Nakayama[1] (1. JAEA)

11:00 AM - 11:05 AM JST | 2:00 AM - 2:05 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

乾式貯蔵キャスクの臨界計算における JENDL-4.0 と JENDL-5 の比較

Comparison of JENDL-4.0 and JENDL-5 in criticality calculation of dry storage cask

*佐藤 駿介[1]，名内 泰志[1]

[1]電中研

BWR55 燃料の使用済燃料を輸送・貯蔵兼用の乾式金属キャスクに装荷した体系を対象に、燃料の核種組成は同じ条件で、MVP3 コードを用いて JENDL-4.0 と JENDL-5 による実効増倍率の計算を行い、比較した。

キーワード：乾式貯蔵キャスク，臨界計算，実効増倍率，JENDL-4.0，JENDL-5

1. 緒言

六ヶ所再処理工場の竣工が遅れており、多くの電気事業者は、使用済燃料の湿式貯蔵施設の空き容量が逼迫し、乾式貯蔵施設の設置を進めている。当所では、電気事業者と連携して使用済燃料管理を合理化するための研究開発を実施しており、これまでに BWR55 燃料用の乾式貯蔵キャスクの臨界安全設計に燃焼度クレジットを適用した際の便益の評価を行った[1]。本検討では、燃焼度クレジットを適用した臨界計算を最新の核データライブラリ JENDL-5 で行い、従来の核データライブラリ JENDL-4.0 による解析結果と比較した。

2. 計算条件

集合体平均 ^{235}U 濃縮度 3.75wt%の BWR 高燃焼度 9×9(A 型)燃料を対象とした。使用済燃料の核種組成は、国内の典型的な ABWR 平衡炉心における照射条件を考慮して作成した。具体的には、GNF-J が平衡炉心と核種組成テーブルを作成し、当所にて当該テーブルからノード単位・燃料棒単位で核種組成を作成した。臨界計算に使用する核種セットは、燃焼度クレジット導入ガイド原案[2]におけるアクチニドのみと核分裂生成物も含めた 2 通りに対して、BWR キャスクではピーク反応度が考慮されていることからそれぞれに Gd 同位体を加えた 4 通りを設定した。臨界計算には MVP3 コードを使用し、U.S.NRC が仕様を公開している GBC-68 キャスク[3]に使用済燃料を装荷した体系を正確に模擬した。また、キャスク内の燃料 68 体は全て同じ組成とし、キャスク内の減速材密度は 1.0 g/cm^3 に設定した。断面積ライブラリには MVPlib_nJ40 と MVPlib_nJ50 を使用し、核種組成は同一で、中性子核反応断面積のみが異なる条件で実効増倍率を比較した。なお、TSL は JENDL-4.0 では ^{1}H in H_2O のみ使用し、JENDL-5 では $^{234, 235, 238}$U, ^{16}O in UO_2 と ^{1}H, ^{16}O in H_2O を使用した。

3. 計算結果

JENDL-4.0 と JENDL-5 による実効増倍率の計算結果の相対差異を図 1 に示す。相対差異は JENDL-4.0 を基準として定義した。図 1 より、JENDL-5 では JENDL-4.0 よりも実効増倍率が小さく評価されること、相対差異は燃焼度の増加とともに増大すること、JENDL-5 では JENDL-4.0 に対して最大で 0.9%Δk/k 程度小さい計算結果となることなどが明らかになった。

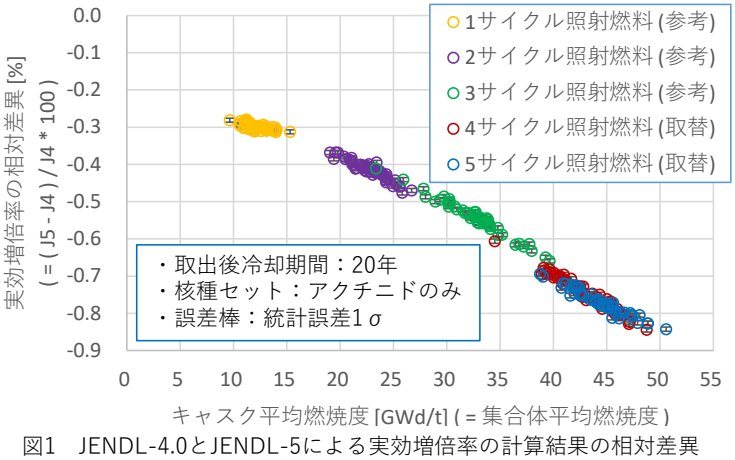


図1　JENDL-4.0とJENDL-5による実効増倍率の計算結果の相対差異

参考文献 [1] 電中研報告 EX22007, [2] JAERI-Tech 2001-055, [3] U.S.NRC NUREG/CR-7157

---

*Shunsuke Sato[1] and Yasushi Nauchi[1]

[1]CRIEPI

JENDL-5 の軽水の熱中性子散乱則の再評価

Re-evaluation of the thermal neutron scattering law for light water in JENDL-5

*多田 健一[1]，安部 豊[2]，渡邉 友章[1]

[1]JAEA，[2]京大

軽水体系の減速材温度係数の解析精度向上を目的として、JENDL-5 の軽水の熱中性子散乱則を再評価した。

キーワード：熱中性子散乱則、軽水、JENDL-5、分子動力学

1. 軽水の熱中性子散乱則の再評価

PWR の単ピンセル体系を対象に、減速材温度を変えて実効増倍率を計算すると、JENDL-5 では減速材温度によって実効増倍率が振動することが分かった[1)]。この問題の要因を調査したところ、図 1 に示すように、分子動力学計算の試行回数が十分ではなく、統計誤差の影響で、状態密度関数が滑らかな分布となっていないことが原因であることが分かった。そこで分子動力学の試行回数を 25 倍に増やして軽水の熱中性子散乱則を再評価した。図 1 に示すように、再評価した結果では、分子動力学の試行回数を増やしたことで、状態密度関数の分布が滑らかになっていることが分かる。

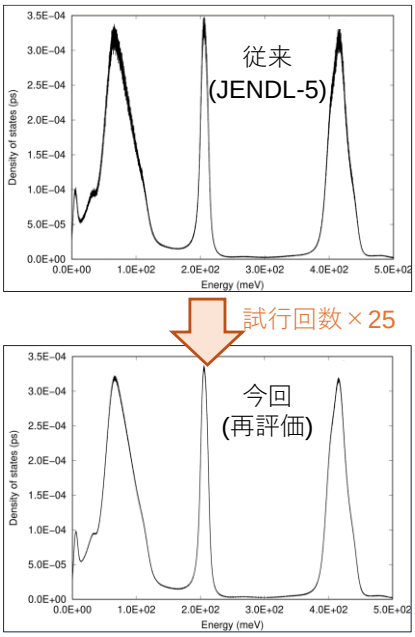
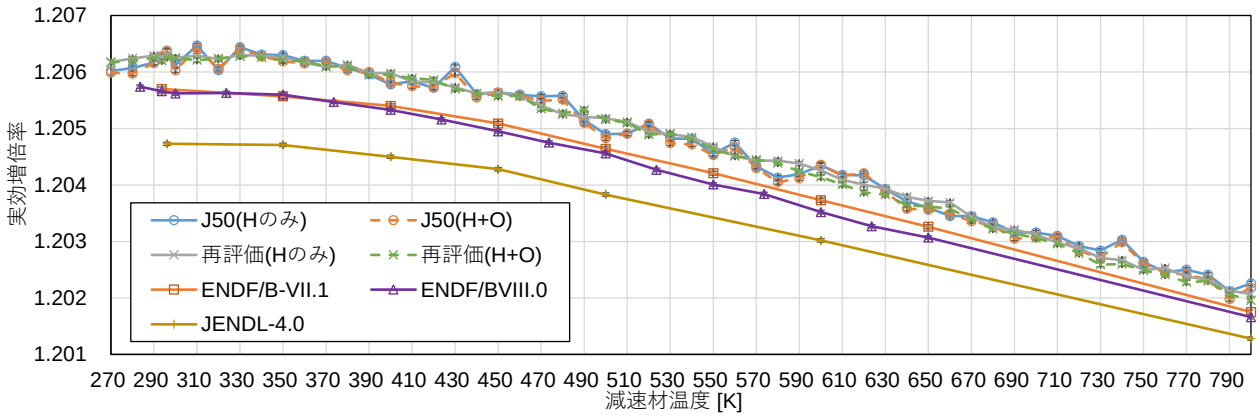


図1 従来(JENDL-5)と今回の状態密度関数の違い

2. PWR 単一ピンセル体系(VERA P1-1C)での実効増倍率比較

この状態密度関数の違いが実効増倍率に与える影響を確認するため、PWR の単一ピンセル体系(VERA ベンチマーク P1-1C)を用いて、減速材温度のみを変化させたときの実効増倍率の推移を比較した。図 2 に 270K～800K まで減速材温度のみを変化させた際の実効増倍率の推移を示す。なお、図 2 の各ライブラリの結果は、熱中性子散乱則のみを変えた結果である。図 2 に示す通り、JENDL-5(J50)では 296K や 310K、320K、430K、500K などで実効増倍率が大きく変化しているが、再評価した結果では減速材温度の変化に伴って実効増倍率が滑らかに変化していることが分かる。また、他のライブラリの結果も再評価した結果と同様の傾向を示していることから、再評価した結果が妥当な結果となっていることが分かった。このことから、分子動力学を用いた熱中性子散乱則の評価では、状態密度関数が滑らかな分布となるまで分子動力学の試行回数を十分に多く取る必要があることが分かった。

本研究で再評価した軽水の熱中性子散乱則は、JENDL-5 の改訂版として公開する予定である。



1) 多田健一ら、日本原子力学会 2023 年秋の大会、1M15 (2023).

* Kenichi Tada[1], Yutaka Abe[2], Tomoaki Watanabe[1]　[1]JAEA, [2]Kyoto Univ.

原子炉運転条件下における熱中性子散乱則の測定・評価
(1) プロジェクト概要

Measurement and evaluation of thermal neutron scattering law under reactor operating condition
(1) Project outline

*中山 梓介[1], 木村 敦[1], Bo Thomsen[1]
[1]原子力機構

軽水や黒鉛等の熱中性子炉における主要な減速材について、原子炉運転時のような高温・高圧条件下における熱中性子散乱則の測定・評価プロジェクトを 2024 年度より 3 ヵ年計画で開始した。本プロジェクトの概要と進捗を述べる。

キーワード：熱中性子散乱則、中性子散乱実験、第一原理計算

1. 緒言

熱中性子炉では、減速材の熱中性子散乱則（以下、TSL と表記）が炉心計算結果に大きな影響を及ぼす。TSL は物質の原子・分子運動による中性子散乱を記述するデータであるため、物質の相や温度、圧力によって多様に変化する。炉心計算の観点からは原子炉運転時のような高温・高圧状態における TSL が重要となるが、実験室内にこのような状態を実現することの難しさもあり、これまでの TSL の測定実験や TSL の検証に利用できる積分実験は、ほとんど室温付近で行われている。

こうした状況を踏まえ、軽水や黒鉛等の主要な減速材について、高温・高圧条件下における TSL を新規に測定および評価するとともに、これらの TSL が炉心計算に及ぼす影響を評価するプロジェクトを 2024 年度より 3 ヵ年計画で開始した。

2. 研究計画の概要

本プロジェクトは以下の３つの研究項目から構成される。

(1) **中性子散乱実験**：各減速材の物性を考慮した耐熱・耐圧試料セルを製作した後、J-PARC 物質・生命科学実験施設（MLF）の大強度・高分解能の中性子ビームを用いて、これまでに前例のない原子炉運転条件における高精度の中性子散乱実験を実施する。

(2) **TSL 理論計算・評価**：TSL の理論計算を行い、計算値ならびに(1)の新規実験値や常温付近での既存実験値を基に、各減速材の TSL を新規評価する。計算には、温度や圧力条件の変化に対する外挿性が高い第一原理計算に基づく手法を用いる。

(3) **炉心計算への影響評価**：(2)で新規評価した TSL を用いて炉心計算を行う。従来の TSL を用いた炉心計算結果と比較することで、現状の炉心計算における TSL 起因の不確かさを評価する。

3. 結言

応用上の重要性にも関わらずこれまでにほとんど検証がなされていない、原子炉運転条件における減速材の TSL について、その信頼性を向上させるためのプロジェクトを開始した。当日の発表では、プロジェクトの概要と開始からの研究の進捗について報告する。

謝辞：本研究は JSPS 科研費 JP24K01408 の助成を受けたものです。

---

*Shinsuke Nakayama[1], Atushi Kimura[1], Bo Thomsen[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

原子炉運転条件下における熱中性子散乱則の測定・評価 (2)中性子散乱実験計画

Measurement and evaluation of thermal neutron scattering law under reactor operating condition (2) Experimental plan for thermal neutron scattering law

*木村 敦[1], 遠藤 駿典[1], 中村 詔司[1], Gerard Rovira[1], 中山 梓介[1]
[1]原子力機構

熱中性子炉における軽水や黒鉛等の主要な減速材について、原子炉運転時のような高温・高圧条件下における熱中性子散乱則の測定・評価プロジェクトを 2024 年度より 3 ヵ年計画で進めている。本発表では、プロジェクトの研究項目の中から二重微分断面積及び全断面積の測定実験計画について述べる。

キーワード：熱中性子散乱則、二重微分断面積、黒鉛、軽水、J-PARC

1. 緒言

熱中性子散乱則（以下、TSL）は熱中性子炉などにおいて臨界性等の炉特性や炉設計に影響を及ぼす重要な核データである。TSL は物質の原子・分子運動による中性子散乱を記述するデータであり、分子動力学計算を用いた最新の手法で TSL を計算した結果[1]が評価済み核データに取り込まれている。計算で得られた TSL の妥当性の確認は、TSL の影響を含んだ二重微分断面積及び全断面積の測定結果を用いて行われる。

TSL は原子・分子運動による現象という特性上、物質の相や温度、圧力に大きく依存する。そのため、原子炉運転時のような高温・高圧状態での TSL の妥当性を確認するためには、それらの条件下での二重微分断面積及び全断面積の測定結果が必要となるが、実験の困難さから、これまでの測定実験は室温及び冷凍機を用いた低温条件で行われているのがほとんどである。そこで、本プロジェクトでは高温・高圧条件下における二重微分断面積及び全断面積の測定研究を進めている。

2. 測定計画の概要

本項目では熱中性子炉で使用される軽水や黒鉛等の主要な減速材について、熱中性子散乱則データの整備に必要な基盤データとなる熱中性子領域での二重微分断面積及び全断面積の測定を高温・高圧条件で行う。具体的には、大強度陽子加速器施設（J-PARC）の物質・生命科学実験施設(MLF)の BL #04 に設置された中性子核反応実験装置(ANNRI)を用いて中性子全断面積測定を、BL #14 の冷中性子ディスクチョッパー型分光器(AMATERAS)もしくは BL #01 の 4 次元空間中性子探査装置(4SEASONS)を用いて二重微分散乱断面積を ~1500℃の高温・高圧条件で測定することを計画している。

本発表では、高温・高圧下での測定で必要となる試料セル及び試料環境装置などの実験準備の進捗状況と今後の測定計画について報告を行う。

謝辞：本研究は JSPS 科研費 JP24K01408 の助成を受けたものです。

参考文献

[1] Y. Abe et al., “Evaluation of the neutron scattering cross-section for light water by molecular dynamics”, Nucl. Instr. Meth., A 735, 568 (2014).

---

*Atsushi Kimura[1], Shunsuke Endo[1], Shoji Nakamura[1], Gerard Rovira[1], Shinsuke Nakayama[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

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

Wed. Sep 11, 2024 10:00 AM - 11:10 AM JST | Wed. Sep 11, 2024 1:00 AM - 2:10 AM UTC Room G(Recture RoomsB 1F B101)

[1G01-04] Integrated Nuclear and Renewable Energy Systems

Chair:Yosuke Nishimura(UTokyo)

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

[1G01]

Development of a test plant for integrated nuclear and renewable energy systems
(1) Project overview

*Kosuke Aizawa[1], Yoshiyuki Imai[1], Yu Kamiji[1], Naoaki Akasaka[1], Xing Yan[1], Wataru Sakuma[2], Masanori Tanihira[2], Keita Okamoto[3], Yasutomi Morimoto[3] (1. JAEA, 2. MHI, 3. JGC)

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

[1G02]

Development of a test plant for integrated nuclear and renewable energy systems
(2) Design of the test plant for accident simulation

*Yu Kamiji[1], Kosuke Aizawa[1], Xing L. Yan[1], Ryoichi Kuramoto[2], Yorikata Mizokami[2], Masanori Tanihira[3] (1. JAEA, 2. MHI POWER ENGINEERING, 3. MHI)

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

[1G03]

Development of a test plant for integrated nuclear and renewable energy systems
(3) Development of a safety analysis tool based on the test plant

*Wataru Sakuma[1], Masanori Tanihira[1], Kosuke Aizawa[2], Yoshiyuki Imai[2], Etsuyo Makuuchi[2], Xing L Yan[2] (1. MHI, 2. JAEA)

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

[1G04]

Development of a test plant for integrated nuclear and renewable energy systems
(4) Development of a high-speed communication device

*Keita Okamoto[1], Ryosuke Kakuya[2], Yasutomi Morimoto[1], Naoaki Akasaka[3], Etsuyo Makuuchi[3], Xing L. Yan[3] (1. JGC, 2. JANUS, 3. JAEA)

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

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

再エネ調和型新型炉システムの安全性評価技術の開発
(1) 全体概要

Development of a test plant for integrated nuclear and renewable energy systems

(1) Project overview

*相澤 康介[1], 今井 良行[1], 上地 優[1], 赤坂 尚昭[1], ヤン ジングロン[1], 佐久間 渉[2], 谷平 正典[2], 岡本 圭太[3], 森本 泰臣[3]

[1]JAEA, [2]MHI, [3] 日揮グローバル

再エネ調和型新型炉システムの安全評価技術の開発計画及び開発の現状を報告する。

キーワード：再エネ調和型新型炉システム、安全性評価技術

1. 緒言

水素製造や蓄熱可能な様々な発電用システムの開発が進められている[1, 2]。これらのシステムの事業化を実現するためには、当該システムの異常状態を模擬し、安全性を評価するための試験装置や解析ツールの開発が必要となる。また、再エネ電源からの電力供給状況に合わせ、当該システムの発電量、水素製造量、蓄熱量について、安全性を確認しながら需給バランスや経済性の観点で最適化計算を実行する高速通信装置（IoT）の開発も必要となる。上記を背景として、再エネ調和型新型炉用事故模擬試験装置の設計、新型炉システム安全解析ツールの開発、高速通信装置（IoT）の開発を実施している。本発表では、開発計画及び開発の現状を報告する。

2. 開発計画

図 1 に本開発で対象とする再エネ調和型新型炉システムの安全性評価技術の全体像を示す。新型炉として高温ガス炉及びナトリウム冷却炉を考慮する。再エネ調和型新型炉用事故模擬試験装置は、新型炉の発電・蓄熱・水素製造等の様々な安全運転（事故模擬含む）の技術の確証、溶融塩による蓄熱設備の基本原理や畜放熱の繰返し動特性の確認、解析コードの検証用データの取得が実施できる設計とする。新型炉システム安全解析ツールの開発は、新型炉の発電設備・蓄熱設備・水素製造設備等を対象として、これらの設備の異常に起因する除熱量等の過渡挙動、及び高速通信装置からの指示による発電量の変化等の過渡挙動を模擬することを目指す。高速通信装置（IoT）の開発は、再エネ供給を基に、複数の新型炉システムの発電量、水素製造量、蓄熱量の最適化計算を実施するとともに、新型炉システムの安全性を都度評価するシミュレーターと超低遅延同期することを目指す。

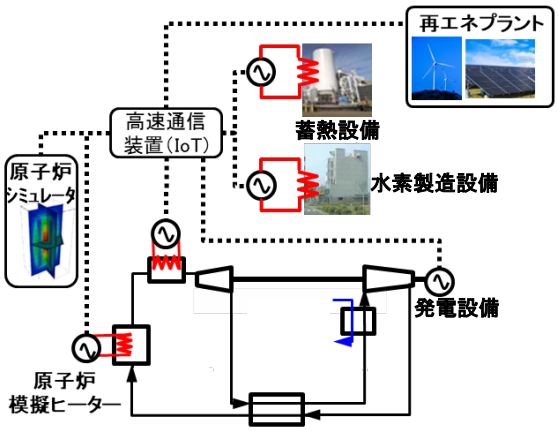


図 1　再エネ調和型新型炉システムの安全性評価技術の全体像

3. 開発状況

再エネ調和型新型炉用事故模擬試験装置については、発電時及びコジェネモード時（蓄熱・水素製造に熱を供給する運転モード）のヒートマスバランスを決定し、各構成要素の機器設計、並びに試験装置全体の配置設計を完了した。新型炉システム安全解析ツールの開発については、RELAP5 コードを基盤として、再エネ調和型新型炉用事故模擬試験装置を対象としたモデルの構築を実施した。構築したモデルを用いて発電機負荷喪失等を対象とした過渡解析を実施し、プラント動特性を適切に模擬できることを確認した。高速通信装置（IoT）の開発については、必要となる機能及び制御プロセスの検討を行い、最適化計算を実施するプログラムを構築した。構築した高速通信・制御装置により代表的な条件での最適化解析を行った結果、想定する最適化・出力配分指示を出力できることが確認できた。検討状況の詳細については、次報以降（(2)～(4)）で述べる。

4. 結論

再エネ調和型新型炉システムの安全評価技術の開発計画及び開発の現状を報告した。今後、安全性評価技術の検証に向けて試験装置の詳細設計や試験計画を検討する予定である。

本報告は、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」の一環として実施した成果である。

参考文献

[1] 鈴木、他、“早期実用化と機動的運用が可能な蓄熱型小型モジュール高温ガス炉”、日本原子力学会 2021 年秋の大会、3K_PL02、2021

[2] 須山、他、“炉心溶融のない高温ガス炉コジェネプラント”、日本原子力学会 2021 年秋の大会、3K_PL03、2021

---

*Kosuke Aizawa[1], Yoshiyuki Imai[1], Yu, Kamiji[1], Naoaki Akasaka[1], Xing Yan[1], Wataru Sakuma[2], Msanori Tanihira[2], Keita Okamoto[3], Yasutomi Morimoto[3]

[1]JAEA, [2]MHI, [3]JGC

再エネ調和型新型炉システムの安全性評価技術の開発
(2) 再エネ調和型新型炉事故模擬試験装置の設計

Development of a test plant for integrated nuclear and renewable energy systems

(2) Design of the test plant for accident simulation

*上地 優[1], 相澤 康介[1], ヤン ジングロン[1], 蔵本 亮一[2], 溝上 頼賢[2], 谷平 正典[3]

[1]JAEA, [2]MHI パワーエンジニアリング, [3]MHI

再エネ調和型新型炉システムの安全評価技術のうち、事故模擬試験装置の設計について報告する。

キーワード：新型炉、再生可能エネルギー調和型原子力システム、熱貯蔵

1. 緒言

水素製造や蓄熱可能な様々な発電用システムの開発が進められている[1,2,3]。これらのシステムの事業化を実現するためには、当該システムの異常状態を模擬し、安全性を評価するための試験装置や解析ツールの開発が必要となる。また、再エネ電源からの電力供給状況に合わせ、当該システムの発電量、水素製造量、蓄熱量について、安全性を確認しながら需給バランスや経済性の観点で最適化計算を実行する高速通信装置（IoT）の開発も必要となる。上記を背景として、再エネ調和型新型炉用事故模擬試験装置の設計、新型炉システム安全解析ツールの開発、高速通信装置（IoT）の開発を実施している。本発表では、当該システムの異常発生時の過渡挙動データを取得可能な試験装置の設計結果について報告する。

2. 装置概要

本試験装置は、再エネ調和型新型炉システムの異常発生時の過渡挙動を模擬するため、図 1 に示す機器構成とした。1 次系及び 2 次系は、高温ガス炉を想定したヘリウムガスループである。1 次系は原子炉を模擬した加熱器及びガスタービン及び発電機、中間熱交換器、2 次系は水素製造及び蓄熱のための熱交換器が主要機器として構成される。さらに、3 次系として、溶融塩を用いた蓄熱設備を備える。また、ナトリウム冷却炉における蓄熱の動特性評価のため、蓄熱設備とナトリウム系の熱交換器を有する。装置の運転は、発電のみを想定した 1 次系単独運転モード（発電モード）及び、中間熱交換器での熱交換を想定したコージェネレーションモード（コジェネモード）とし、それぞれ、発電機負荷喪失や 2 次系での熱負荷喪失といった異常の模擬を可能とする。

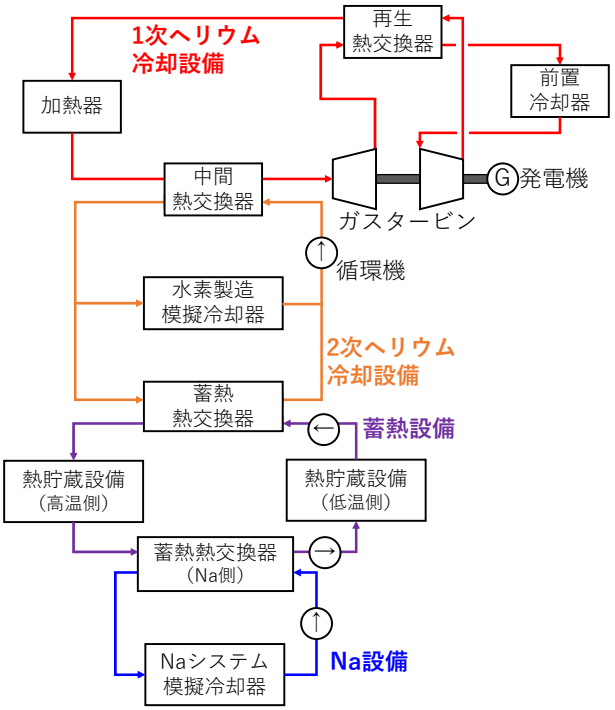


図 1 再エネ調和型新型炉用事故模擬試験装置の主要機器構成

3. 設計結果

上記の機器構成を基に熱物質収支計算を行い、各プラント構成要素の機器設計を実施した。試験目的や設備合理化、機器製作性等を踏まえ、加熱器出力は 5MW 規模とし、加熱器出口温度は、発電モードでは約 750℃、コジェネモードでは約 850℃とした。また、蓄熱設備では、硝酸塩系溶融塩による顕熱蓄熱方式を想定した蓄熱熱交換器（He−溶融塩及び Na−溶融塩）の機器設計を行った。この溶融塩系の熱交換器では、伝熱面積増大による大型化が懸念されたが、スタティックミキサー内蔵型の熱交換器設計によりコンパクト化を図った。さらにこれら機器設計結果に基づき、プラント全体の配置設計を実施した。

4. 結論

再エネ調和型新型炉システムの安全評価技術のうち、事故模擬試験装置の設計について報告した。今後、安全性評価技術の検証に向けて試験計画詳細検討を行うとともに、設備のコンパクト化やコストダウンに係る検討を進めていく予定である。

本報告は、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」の一環として実施した成果である。

参考文献

[1] 鈴木、他、“早期実用化と機動的運用が可能な蓄熱型小型モジュール高温ガス炉”、日本原子力学会 2021 年秋の大会、3K_PL02、2021

[2] 須山、他、“炉心溶融のない高温ガス炉コジェネプラント”、日本原子力学会 2021 年秋の大会、3K_PL03、2021

[3] https://www.terrapower.com/natrium/ (accessed 2024-7-2)

*Yu Kamiji[1], Kosuke Aizawa[1], Xing L. Yan[1], Ryoichi Kuramoto[2], Yorikata Mizokami[2], Msanori Tanihira[3]

[1]JAEA, [2]MHI Power Engineering, [3]MHI

再エネ調和型新型炉システムの安全性評価技術の開発
(3) 再エネ調和型新型炉用安全解析ツールの開発

Development of a test plant for integrated nuclear and renewable energy systems

(3) Development of a safety analysis tool based on the test plant

*佐久間 渉[1], 谷平 正典[1], 相澤 康介[2], 今井 良行[2], 幕内 悦予[2], ヤン ジングロン[2]

[1]MHI, [2]JAEA

再エネ調和型新型炉システムの安全評価技術のうち、安全解析ツールの開発について報告する。

キーワード：高温ガス炉、試験装置、過渡解析

1. 緒言

水素製造や蓄熱可能な様々な発電用システムの開発が進められている[1, 2]。これらのシステムの事業化を実現するためには、当該システムの異常状態を模擬し、安全性を評価するための試験装置や解析ツールの開発が必要となる。また、再エネ電源からの電力供給状況に合わせ、当該システムの発電量、水素製造量、蓄熱量について、安全性を確認しながら需給バランスや経済性の観点で最適化計算を実行する高速通信装置（IoT）の開発も必要となる。上記を背景として、再エネ調和型新型炉用事故模擬試験装置の設計、新型炉システム安全解析ツールの開発、高速通信装置（IoT）の開発を実施している。本発表では、RELAP5 コードをベースとした再エネ調和型新型炉用安全解析ツールの開発状況及び模擬試験装置の設計を対象とした当該ツールによる過渡解析結果を報告する。

2. 安全解析ツールの開発

安全解析ツールとして、再エネ調和型新型炉用事故模擬試験装置を対象とした RELAP5 コードの解析モデルを構築した。図 1 に当該試験装置の概略系統と主要制御系を示す。当該試験装置はヘリウムガスを主冷却材とし、1 次系に原子炉模擬ヒータ、発電機、中間熱交換器、2 次系に水素製造模擬設備、蓄熱設備などを備える。安全解析ツールは、当該試験装置において異常が発生した際のプラント過渡挙動を評価できる。また、再エネ電源からの電力供給状況に合わせたプラント運転の最適化計算は高速通信装置にて実施される。このため、安全解析ツールは高速通信装置と相互作用した結果として発電量や熱利用量の運転目標値をデマンドとして受け取り、さらに、安全解析ツールは試験装置の運転状態を、発電と熱利用を同時に行うコジェネモードと発電のみを行う発電モードの間で過渡的に変更する評価ができる。

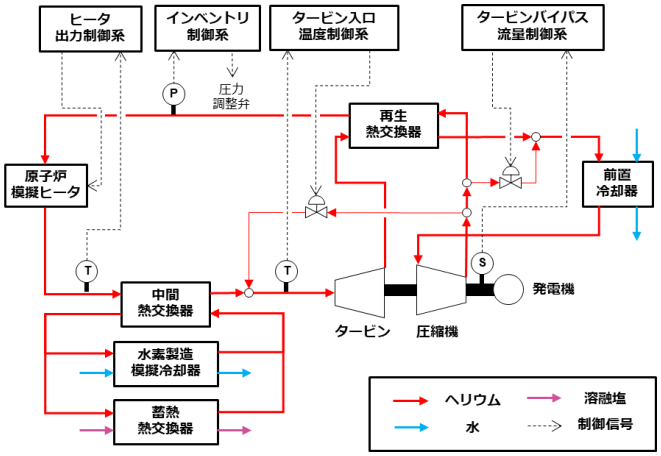


図 1　試験装置の概略系統及び主要制御系

3. 安全解析ツールによる模擬試験装置の過渡解析

開発した安全解析ツールを用いて、当該試験装置において中間熱交換器除熱喪失や発電機負荷喪失などの異常が発生した場合の解析を実施した。発電機負荷喪失時における主要なプラントパラメータを図 2 に示す。発電機負荷喪失によりタービンが一時的に過回転となるが、タービンバイパス流量制御系が作動することでタービン回転数は適切に制御される。また、発電機負荷喪失により熱的バランスが一時的に失われるが、ヒータ出力制御系が作動することで原子炉模擬ヒータの出口温度は適切に制御される。これらの解析より、開発した安全解析ツールを用いて、当該試験装置における異常発生時の挙動を評価できることを確認した。

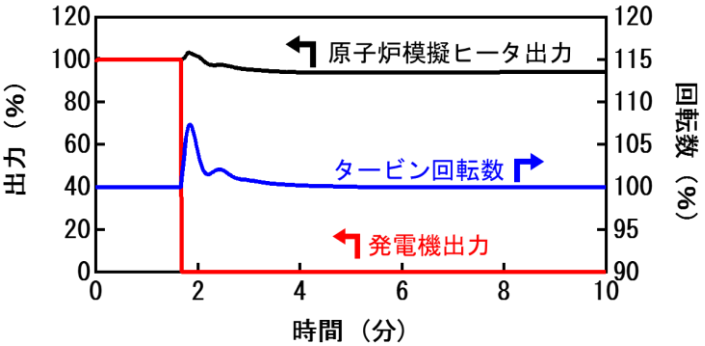


図 2　試験装置の解析結果（発電機負荷喪失）

4. 結論

再エネ調和型新型炉システムの安全評価技術のうち、安全解析ツールの開発について報告した。今後、安全性評価技術の検証に向けて、試験装置の詳細設計を反映した解析モデルを作成する予定である。

本報告は、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」の一環として実施した成果である。

参考文献

[1] 鈴木、他、“早期実用化と機動的運用が可能な蓄熱型小型モジュール高温ガス炉”、日本原子力学会 2021 年秋の大会、3K_PL02、2021

[2] 須山、他、“炉心溶融のない高温ガス炉コジェネプラント”、日本原子力学会 2021 年秋の大会、3K_PL03、2021

*Wataru Sakuma[1], Msanori Tanihira[1],Kosuke Aizawa[2], Yoshiyuki Imai[2], Etsuyo Makuuchi[2], Xing Yan[2]

[1]MHI, [2]JAEA

再エネ調和型新型炉システムの安全性評価技術の開発
（4）高速通信装置の開発

Development of a test plant for integrated nuclear and renewable energy systems
(4) Development of a high-speed communication device

*岡本 圭太[1], 角谷 亮介[2], 森本 泰臣[1], 赤坂 尚昭[3], 幕内 悦予[3], ヤン ジングロン[3]
[1]日揮グローバル, [2]日本エヌ・ユー・エス, [3]JAEA

開発中の高速通信装置(IoT)のシステムの概要、現状における電力需給調整最適化評価の結果及び技術課題等について説明する。

キーワード：革新炉，熱エネルギー貯蔵，デジタルツイン, IoT，再生可能エネルギー

1. 緒言

熱貯蔵及び熱利用を含む再エネ調和型新型炉システム概念における異常状態の安全評価技術開発を進めている。再エネ調和型新型炉システムでは、需要電力量及び再生可能エネルギープラントによる発電量の変化に応じ、新型炉プラントの安全性を確保した上で発電量及び蓄熱量等を最適化し、対応するプラント操作を提示する必要がある。このため、新型炉プラントと再エネプラント等の各設備間で高速通信を行い、電力需給調整を経済的に最適化する「高速通信装置(IoT)」の開発を実施している。本発表では、開発中の高速通信装置(IoT)のシステムの概要、現状における電力需給調整最適化評価の結果及び技術課題等について説明する。

2. 実施内容

RELAP5 コードを基盤として構築される新型炉システム安全解析ツールとのインターフェイスを踏まえ、高速通信装置(IoT)に必要とされる機能及び制御プロセスの検討を行い、Python コードを用いて最適化計算を実施するプログラムを構築した。最適化については、経済性の追求のみならず、負荷追従運転や事故時における系統の安定性を優先した運転ケースも想定した。構築したプログラムに対し、1 週間分の電力需要予測データを入力とした代表的な条件での最適化解析を行い、必要とされる機能が得られているか評価を行った。

3. 結果

機能評価の結果、構築したプログラムが、想定する最適化・出力配分指示を出力できることが確認できた。一例として、負荷追従運転における系統の安定性を優先した場合の評価結果を図 1 に示す。図の通り、需要電力量と再エネ発電量の変動に応じて、原子力発電、蓄熱設備を用いた発電量及び蓄熱量等を適切に組み合わせ、安定した運転計画を提示することができている。

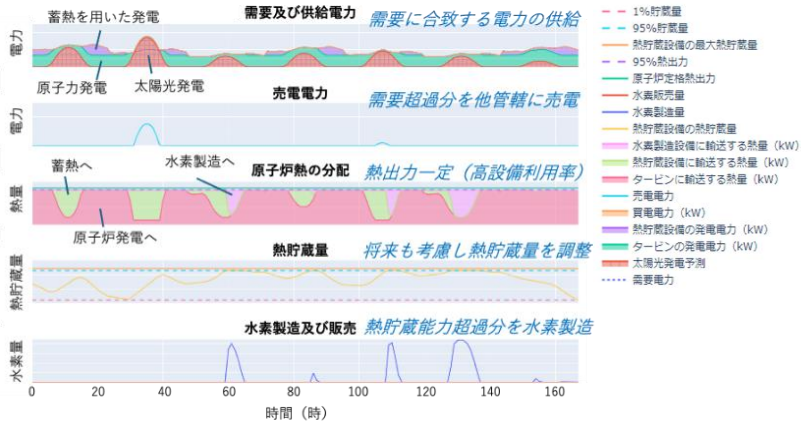


図 1　最適化計算・出力配分指示の例

4. 技術課題

今後、新型炉システム安全解析ツールと接続に併せて炉の安全運転に影響を評価することが必要である。また、本研究で実施した機能評価は、負荷追従、経済性、事故時の模擬の三つの観点で行ったが、多少の改良を行えば環境配慮運転（CO2 排出量削減運転）という新規のモードを構築できる可能性がある。

本報告は、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」の一環として実施した成果である。

---

*Keita Okamoto[1], Ryosuke Kakuya[2], Yasutomi Morimoto[1], Naoaki Akasaka[3], Etsuyo Makuuchi[3], Xing L. Yan[3]
[1]JGC, [2]JANUS, [3]JAEA

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：504-1 Isotope Separation, Application of Isotopes, Uranium Enrichment

Wed. Sep 11, 2024 10:00 AM - 11:25 AM JST | Wed. Sep 11, 2024 1:00 AM - 2:25 AM UTC Room N(Recture RoomsB 2F B203)

[1N01-05] Lithium Isotope Separation

Chair:Shuichi Hasegawa(UTokyo)

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

[1N01]

Li-7 Enrichment Technology Development by MCCCE Method

(7) Current Status of Technology Development

*Makoto Hasegawa[1], Mai Fukumori[1], Tetsuya Odagiri[1], Takashi Tsunada[2], Kenya Tanaka[2], Takayo Muramatsu[3], Tadafumi Kishimoto[4] (1. ATOX, 2. PESCO, 3. TEC, 4. Osaka Univ.)

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

[1N02]

Li-7 Enrichment Technology Development by MCCCE Method

(8) Current status of the Li-7 enrichment experiment by a planer type instrument

*Tadafumi Kishimoto[1], Izumi Ogawa[2], Kenji Matsuoka[1], Takao Fukumoto[1], Ryuta Hazama[3], Makoto Hasegawa[4], Mai Fukumori[4], Tomohiko Kawakami[5], Hironobu Shiraishi[5], Takehiko Tsukahara[6] (1. Research Center for Nuclear Physics, Osaka University, 2. Fukui University, 3. Osaka Sangyo University, 4. ATOX CO., LTD, 5. KAKEN CO., LTD, 6. Tokyo Institute of Technology)

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

[1N03]

Li-7 Enrichment Technology Development by MCCCE Method

(9) Examination of applied voltage effects using CFD simulation

*Naoki Horiguchi[1], Hiroyuki Yoshida[1], Yoshihiro Kitatsuji[1], Mai Fukumori[2], Makoto Hasegawa[2], Tadafumi Kishimoto[3] (1. JAEA, 2. ATOX, 3. Osaka Univ.)

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

[1N04]

Applicability assessment of a simulated moving bed process to separation of lithium isotopes (2)

*Takahiko Sugiyama[1], Shun Koumura[1], Shotarou Kato[1] (1. Nagoya Univ.)

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

[1N05]

Evaluation of Selective Coefficient in Candidate Adsorption Systems for Lithium Isotope Separation by Simulated Moving Bed Process.

*Shun Komura[1], Ibuki Aoshima[1], Shotaro Kato[1], Toshimasa Ohashi[1], Takahiko Sugiyama[1] (1. Nagoya Univ.)

11:15 AM - 11:25 AM JST | 2:15 AM - 2:25 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

MCCCE 法を用いたリチウム-7 濃縮技術開発
(7) 開発概要の概要

Li-7 Enrichment Technology Development by MCCCE Method
(7) Current Status of Technology Development

*福森　麻衣[1]，小田桐　哲也[1]，長谷川　信[1]，綱田　宜司[2]，田中　健哉[2]，
村松　誉与[3]，岸本　忠史[4]
[1]株式会社アトックス、[2]株式会社ペスコ、[3]東洋エンジアリング株式会社、[4]大阪大学

PWR 一次系冷却水の pH 調整に使用される LiOH は、被ばく管理の観点から Li-7 同位体を濃縮して使用される。しかし、Li-7 同位体はロシアから輸入され、また濃縮方法が水銀アマルガム法であるため、安全保障面及び環境面に課題がある。これらの課題を解決するため、Li-7 同位体の国内生産を目指して、既存法に替わるマルチチャネル向流電気泳動(MCCCE)法[1]を用いた同位体濃縮技術開発を進めている。

キーワード：MCCCE，Li-7，PWR，ロシア

1. 緒言

PWR プラントの一次冷却水にはホウ酸を添加するが、液性が酸性になると系統構成材料の腐食を進めるため、LiOH を添加し pH 調整を行っている。しかし、Li には天然に 2 つの同位体が存在し、特に Li-6 は中性子吸収剤であるため、被ばく低減の観点から可能な限り Li-7 の濃縮が必要である。

2. Li-7 供給状況

Li-7 の供給はロシアのほぼ独占状態であり、日本もロシアからの輸入に依存している。これは安全保障及び安定供給の観点からは課題である。また、ロシアが採用している水銀アマルガム法は、世界的に取り扱いが厳しい水銀を用いるため、環境面でも課題である。各国は、ロシアのウクライナ侵攻を起点に、独立したサプライチェーンを構築して依存度の低減戦略を検討している。日本も同様に経済面及び環境面を考慮した新たな国内供給体制の構築が必要である。

3. MCCCE 法の概要

本報告では、水銀アマルガム法に代わる新たな濃縮技術として、電気泳動のキャピラリー法と向流法を組み合わせた MCCCE 法に着目した。新たに改良した平板型流路の新型試験装置を用いてパラメータ試験を行い、1.03 前後の分離係数を定常的に得ている。また、濃縮プラントの検討では実用化へ向けた課題整理を行い、世界の Li-7 同位体に係る国際情勢の調査も実施した。本報告では、2023 年度報告の第 4～6 報[2][3][4]に続いて本研究の開発状況を報告する。

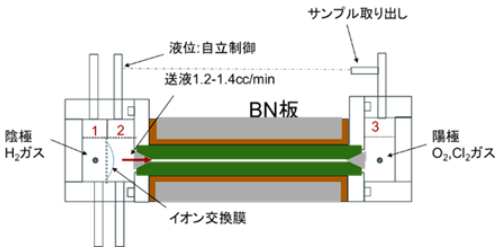


図 1. 平板型流路の新型試験装置

謝辞

本研究成果は、経済産業省資源エネルギー庁令和 5 年度「原子力の安全性向上に資する技術開発事業」の一部として実施されたものです。

参考文献

[1] T. Kishimoto, K. Matsuoka, T. Fukumoto, S. Umehara “Calcium isotope enrichment by means of multi-channel counter-current electrophoresis for the study of particle and nuclear physics”(2015), PTEP, 033D03, 2015

[2] 福森ら, AESJ2023 春, 1H01(2023), [3] 岸本ら, AESJ2023 春, 1H02(2023) , [4] 堀口ら, AESJ2023 春, 1H03(2023).

*Mai Fukumori[1], Tetsuya Odagiri[1], Makoto Hasegawa[1], Takashi Tsunada[2], Kenya Tanaka[2], Takayo Muramatsu[3],Tadafumi Kishimoto[4]
[1] ATOX, [2] Pesco, [4]TEC,[3] Osaka Univ.

MCCCE 法を用いたリチウム-7 濃縮技術開発
（8）平板型濃縮装置による Li-7 濃縮実験の概要

Li-7 Enrichment Technology Development by MCCCE Method

(8) Current status of the Li-7 enrichment experiment by a planer type instrument

*岸本　忠史[1]，小川泉[2]、松岡健次[1]、福本敬夫[1]、硲隆太[3]、白石　啓宜[4]、川上　智彦[4]，
福森　麻衣[5]，長谷川　信[5]，塚原　剛彦[6]

[1]大阪大学、[2]福井大学、[3]大阪産業大学、[4]㈱化研、[5]㈱アトックス、[6]東京工業大学

MCCCE 法は電気泳動法を基礎に、向流法とキャピラリー法の利点を組み合わせた濃縮法である。高い熱伝導率で絶縁物の BN 板で泳動路を作ることで実現した。濃縮 Li-7 の製造に向けた基礎実験を進めている。泳動路を円筒型から平板型へ変更することで装置の改良を目指した。その現状と今後について概説する。

キーワード：MCCCE，Li-7，濃縮，ハーゲン・ポアズイユ流，移動度

1. 緒言

MCCCE 法は電気泳動法の向流法とキャピラリー法の問題点を解消しながら統合した同位体濃縮法で、高い熱伝導率を持ちながら絶縁体である BN で泳動路を作ることで、高い電場で向流法を実現し、効率の向上を実現した。性能の改良には速度分布の均一化が重要である。

2. 実験

昨年完成させた平板型泳動路で実験を進めている。LiCl 溶液を流す向流速度（液送速度）を一定に保ち、逆方向に泳動する電圧をかけることで泳動速度の遅い Li-7 を濃縮させる。分離係数を電圧の関数として測定した。図 1 に示す様に最大電圧の 500V で 4.7%の分離係数が得られた。図 2 に示される電圧の降下と共に増大する収量の変化も妥当なものである。この結果は更に条件の探索で改善が期待できることを示している。500V の 2 点の外れた 1 点は初期条件の純水の値である。

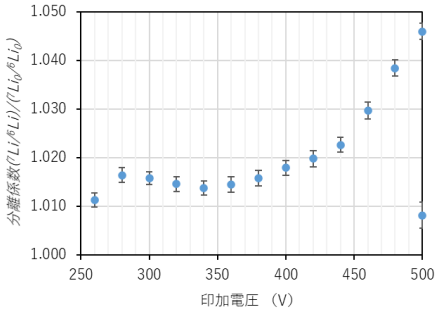


図 1. 印加電圧と分離係数の関係

3. 結果と今後

現在平板型泳動路で性能と再現性の向上を目指している。向流速度の理解は進み、泳動速度を決める温度とイオン分布の制御法の研究を、実験とシミュレーションの両面から進めている。本報告では、2023 年度報告の第 4～6 報[2][3][4]に続いて、本研究の最新の開発状況について報告する。

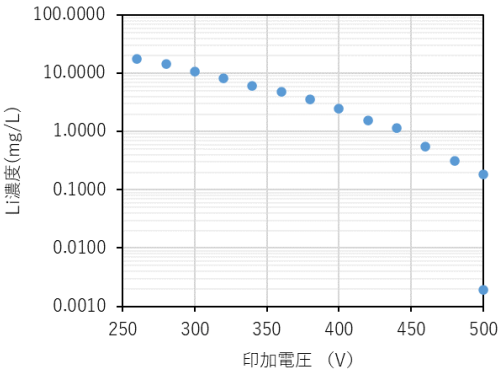


図 2. 印加電圧と収量の関係

謝辞

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁令和 5 年度「原子力の安全性向上に資する技術開発事業」の一部として実施されたものです。また科研費の支援も受けています。

参考文献

[1] T. Kishimoto, K. Matsuoka, T. Fukumoto, S. Umehara “Calcium isotope enrichment by means of multi-channel counter-current electrophoresis (MCCCE) for the study of particle and nuclear physics”(2015), PTEP, 033D03, 2015

[2] 福森ら, AESJ2023 春, 1H01(2023), [3] 岸本ら, AESJ2023 春, 1H02(2023) , [4] 堀口ら, AESJ2023 春, 1H03(2023).

*Tadafumi Kishimoto[1], Izumi Ogawa[2], Kenji Matsuoka[1], Takao Fukumoto[1], Ryuta Hazama[3], Hironori Shiraishi[4], Tomohiko Kawakami[4], Mai Fukumori[5], Makoto Hasegawa[5], Takehiko Tsukahara[6]

[1] Osaka Univ., [2] Fukui Univ., [3] Osaka Sangyo Univ., [4] Kaken, [5] ATOX, [6] TIT

MCCCE 法を用いたリチウム-7 濃縮技術開発
（9）CFD シミュレーションを用いた印加電圧の影響の調査

Li-7 Enrichment Technology Development by MCCCE Method

(9) Examination of applied voltage effects using CFD simulation

*堀口 直樹[1]，吉田 啓之[1]，北辻 章浩[1]，福森 麻衣[2]，長谷川 信[2]，岸本 忠史[3]

[1]JAEA，[2]アトックス，[3]阪大

電場下脈動流中のイオン挙動の数値シミュレーション手法により、MCCCE 法による Li-7 濃縮実験におけるイオン挙動に対する印加電圧の影響を調査した結果を報告する。

キーワード：Li-7 濃縮技術, MCCCE 法, 平板型流路, TPFIT-LPT, CFD, イオン挙動

1. 緒言

PWR の水質管理には、Li-7 を濃縮した pH 調整剤が不可欠であり、この国内供給網構築に向けて、本技術開発では、マルチチャンネル向流電気泳動(MCCCE)法による Li-7 濃縮技術[1]を開発している。濃縮実験[2]におけるイオン挙動を把握するため、流れ場と電場の 3 次元データを元に、長時間のイオン挙動をシミュレーションする手法を開発した[3]。今回、濃縮実験流路内のイオン挙動に本手法を適用し、イオン挙動に対する印可電圧の影響を調査した結果について報告する。

2. 数値シミュレーション手法

まず濃縮実験[2]と同じ形状寸法の流路、その前後の配管系および電極を有する解析体系を作成した。数値シミュレーションにおいては、流路内に水単相定常の流れが存在するとして、CFD コード TPFIT-LPT[4]を用いて一定流入出速度の流れ場の 3 次元データを得た。また、イオン分布が電場に与える影響を無視し、定電流解析により電場のデータを取得した。これらのデータを元に、質点粒子で模擬したイオンの運動をラグランジュ的に解いた。図 1 に解析体系および流量・電圧条件を示す。平板型流路の前後に電極を配置し、平板型流路手前 10 mm の仮想入口からイオンを均一に継続投入した。電圧差 360、400、440 V の 3 ケースを実施し、移動度が異なる Li-7 および Li-6 イオンの分離係数および通過量に対する電圧差の影響を調べた。

3. 結果

数値シミュレーション結果の例として 1.5 h 経過時点のイオン分布を図 1 に示す。440 V の場合、Li-7 および Li-6 イオンは平板型流路の出口へ到達した。360 から 440 V にすることで、出口に到達する Li-7 および Li-6 イオンの分離係数が向上し各イオンの通過量が 1/100 程度に減少するという、実験と一致する傾向を得た。

謝辞

本研究成果は、経済産業省資源エネルギー庁令和 5 年度「原子力の安全性向上に資する技術開発事業」の補助事業の一部として実施されたものです。また、JAEA のスーパーコンピュータ「HPE SGI8600」を利用して得られたものです。

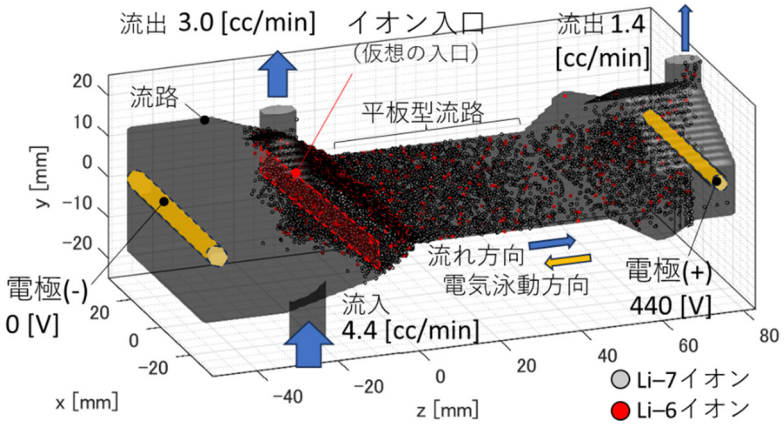


図 1　イオン挙動シミュレーションの概要

参考文献

[1] 福森ら, AESJ2023 春, 1H01(2023),

[2] 岸本ら, AESJ2023 春, 1H02(2023),

[3] 堀口ら, AESJ2023 春, 1H03(2023), [4] H. Yoshida, et al., ICONE2020-16393(2020).

---

*Naoki Horiguchi[1], Hiroyuki Yoshida[1], Yoshihiro Kitatsuji[1], Mai Fukumori[2], Makoto Hasegawa[2], Tadafumi Kishimoto[3]

[1]JAEA, [2]ATOX, [3]Osaka Univ.

リチウム同位体分離への疑似移動層プロセスの適用性評価（２）

Applicability assessment of a simulated moving bed process to separation of lithium isotopes (2)

*杉山 貴彦[1]，香村 迅[1]，加藤 昌太朗[1]

[1]名大・工

リチウム６または７を濃縮した同位体比調整材料の需要が高まっている．環境負荷が小さく大量製造に適用できる同位体分離方法の開発を目的として，疑似移動層プロセスの適用性を評価した．90 %に濃縮したリチウム６を年間 100 kg 製造するために必要な吸着カラムの直径と全長は，50 cm，約 400 m と見積もられた．

キーワード：リチウム，同位体分離，疑似移動層，大量製造

1. 緒言　リチウム６または７を濃縮した同位体比調整材料の需要が高まっている．環境負荷が小さい方法として吸着法が挙げられる．これまでに置換クロマトグラフィー法に基づくプロセスを検討してきたが，新たに擬似移動層（SMB）プロセスの適用を考えた．SMB は連続処理が可能で廃液が少ないという利点がある．

2. 方法　図 1 に示す SMB は，直列につながれた 8 本の吸着カラムにおいて，供給口と抜出口の位置を順に間欠的に切り替えることで擬似的に液相と固相の向流接触を生起させる．移流拡散方程式を解くことでカラム内の濃度分布の時間変化・空間変化を求める計算コードを作成した．単位カラムの長さを 1 m，内径を 4.6 mm，空隙率を 0.3 とした．吸着材には大環状化合物固定化ビーズを採用し，平衡分離係数を 1.03 とした．また，塩及び溶媒は塩化リチウムとメタノールとし，物質移動容量係数を 1.67 s^{-1} とした．これらの条件は実験室での実績値に基づいており，この場合の理論段高さは約 3 cm である．

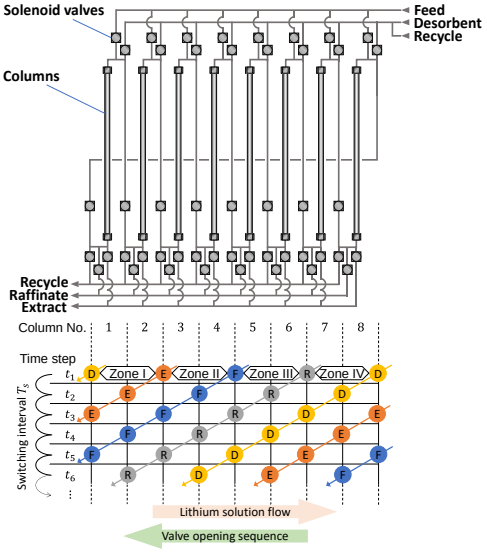


図 1　SMB プロセス

3. 結果　天然組成のリチウムを原料とし，90 %に濃縮したリチウム６を年間 100 kg 製造するために必要な吸着カラムの規模を見積もった結果を表 1 に示す．吸着カラムの直径は，実証報告[1]のある最大値として 50 cm とした．必要な吸着カラムの全長は，置換クロマトグラフィー法の場合の 1099 m に対して，疑似移動層プロセスを適用することで 414 m と短縮された．

表 1　吸着カラムの規模

	置換クロマトグラフィー	疑似移動層
吸着剤	陽イオン交換樹脂 粒径 60μm，吸着容量 1.25 mol/kg	大環状化合物固定化ビーズ 粒径 5μm，吸着容量 0.32 mol/kg
塩／溶媒	酢酸リチウム／メタノール	塩化リチウム／メタノール
平衡分離係数／HETP	1.003／2 mm	1.03／約 3 cm
カラム直径	50 cm	50 cm
カラム全長	1099 m（濃縮流量率 0.01）	414 m（濃縮流量率 0.00055）
90%^{6}Li 生産速度	100 kg/y	102 kg/y

参考文献　[1] S. Fujine, K. Saito, Y. Naruse et al., JAERI-M 9735 (1981).

*Takahiko Sugiyama[1], Shun Komura[1] and Shotaro Kato[1]

[1]Nagoya Univ.

擬似移動層プロセスによるリチウム同位体分離に用いる候補吸着系における選択係数の評価

Evaluation of Selective Coefficient in Candidate Adsorption Systems for Lithium Isotope Separation by Simulated Moving Bed Process

*香村迅[1]，青島伊吹[1]，加藤昌太朗[1]，大橋利正[1]，杉山貴彦[1]
[1]名大・工

核融合炉のブランケットには，大量かつ高濃度のリチウム 6 が必要とされている．高効率のリチウム同位体分離技術として擬似移動層(SMB)プロセスの適用を検討している．プロセスの操作条件の探索の一環として，候補となる吸着系の選択係数を実測した結果について報告する．

キーワード：擬似移動層，リチウム同位体分離，選択係数

1. 緒言　核融合炉ブランケットで必要となる高濃度のリチウム 6 の同位体分離技術として擬似移動層(SMB)[1]の適用を考えている．これまでの研究で選択係数については 1 近傍が好ましいことがわかった[2]．そこで候補となる吸着材と塩，溶媒の組み合わせ(吸着系)に対し選択係数を実験的に評価し，好適な吸着系を探索した．

2. 実験方法　図 1 に実験装置の概要を示す．カラムには内径 4.6 mm，長さ25 cmまたは内径8 mm，長さ50 cmのものを用いた．陽イオン交換樹脂として GL Sciences 製 Inertsil CX (吸着材 A)と大環状化合物を担持した吸着材として Merck 製 Kryptofix2.2.1 polymer(吸着材 B)を用いた．送液速度を1 ml/min，恒温槽温度を 25 ℃とした．カラムの出口濃度を電気伝導度計により測定した．塩の組み合わせとして，酢酸と酢酸リチウム，または塩酸と塩化リチウムを用いた．溶媒には，蒸留水またはメタノールを用い，溶液の塩濃度は 0.05，0.1，0.2 mol/L とした．測定した過渡応答波形(図 2)からモーメント解析を行い，選択係数を評価した．

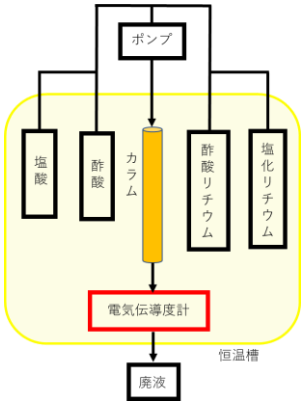


図 1　実験装置概要

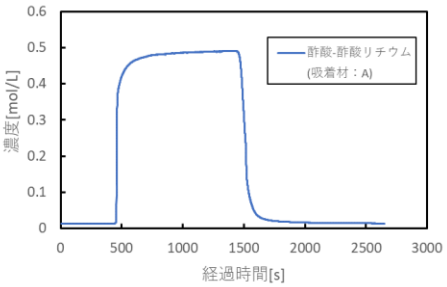


図 2　過渡応答波形

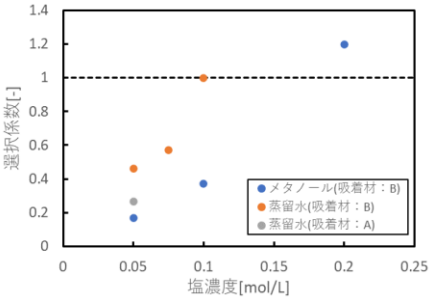


図 3　塩濃度と選択係数

3. 結果と考察　吸着材 A の選択係数は酢酸塩を用いた場合，酢酸の緩衝効果により 5000 程度となった．また，塩酸塩を用いた場合は 0.265 となった．このことから，塩については塩酸塩が好適と分かった．次に，塩酸塩の場合について得られた塩濃度と選択係数の関係を図 3 に示す．選択係数は塩濃度とともに単調増加となり，吸着材 B について選択係数が 1 になるときの塩濃度は溶媒が蒸留水の時で 0.1 mol/L，メタノールの時で 0.18 mol/L となった．リチウム 6 生産を考えると，塩濃度が高い方が生産量が多くなるため，溶媒はメタノールが適していることが分かった．

4. 結論　リチウム同位体分離に SMB を適用するための好適な吸着系として，濃縮係数の大きい大環状化合物に対して，塩酸塩とメタノールの組み合わせを選定した．今後，擬似移動層シミュレーションから候補吸着系の実用性を評価する．

参考文献　[1] 橋本健治著，「クロマト分離工学　回分から擬似移動層操作へ」，培風館 (2005).
[2] 加藤昌太朗，香村迅，大橋利正，杉山貴彦，第 21 回同位体科学研究会，3 月 8 日(2024).

Komura Shun[1], Aoshima Ibuki[1], Kato Shotaro[1], Ohashi Toshimasa[1], Sugiyama Takahiko[1]
[1]Nagoya univ.

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

Wed. Sep 11, 2024 10:00 AM - 11:55 AM JST | Wed. Sep 11, 2024 1:00 AM - 2:55 AM UTC Room C(Recture RoomsA 1F A105)

[1C01-07] Environmental Radiation

Chair:Haruyasu Nagai(JAEA)

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

[1C01]

Study on the new mathematical model considering DNA damage repair in radiation biology.

*Kazuya Nakashima[1], Youichirou Matuo[1], Kikuo Shimizu[2], Yoshinobu Izumi[2] (1. Graduate School of engineering, Univ. of Fukui, 2. Research Institute of Nuclear Engineering, Univ. of Fukui)

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

[1C02]

Construction and Simulation Validation of a Mathematical Model of DNA Double-Strand Breaks

*Shotaro Fujita[1], Fuminobu Sato[1], Yoko Akiyama[1], Yuichiro Manabe[1] (1. Osaka University Graduate School of Engineering Division of Sustainable Energy and Environmental Engineering)

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

[1C03]

Sterilization of mold on Lemon by Soft-electron

*Noriaki Kataoka[1], Kaiji Uchida[1], Daigo Kawahara[1] (1. TIRI)

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

[1C04]

Comparative study of the effects of continuous and divided inhalation of thoron on the severity of colitis in mice

*Takahiro Kataoka[1], Shota Naoe[1], Ayumi Tanaka[1], Reiju Takenaka[1], Fumiya Matoba[1], Norie Kanzaki[2], Akihiro Sakoda[2], Kiyonori Yamaoka[1] (1. Okayama Univ., 2. JAEA)

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

[1C05]

Reduction of Indoor House Dust and Radiocaesium by Repeated Vacuuming in Dwelling Houses in Okuma Town

*Hiroko Yoshida[1], Naohide Shinohara[2] (1. Tohoku Univ., 2. AIST)

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

[1C06]

Evaluation of accumulation efficiency of organically bound tritium in plants using C/H ratio

*Yuhi Satoh[1], Shogo Imada[1], Masaru Nagai[1], Mutsumi Yamagami[1], Takashi Tani[1] (1. Institute for Environmental Sciences)

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

[1C07]

Statistical evaluation of individual external exposure dose of outdoor worker and ambient dose rate at evacuation ordered zones after the Fukushima Daiichi nuclear power station accident

©Atomic Energy Society of Japan

*Motofumi Saisu[1], Tadahiko Ando[1], Keizo Uchiyama[1], Toshihiro Ueno[1], Koichi Takizawa[1], Yuji Endo[1], Kazuya Yoshimura[2], Yukihisa Sanada[2] (1. TEPCO HD, 2. JAEA)

11:45 AM - 11:55 AM JST | 2:45 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

DNA 損傷の修復を考慮した放射線生物学での新規数理モデルに関する研究

Study on the new mathematical model considering DNA damage repair in radiation biology.

*中島　和也[1]，松尾　陽一郎[1]，清水　喜久雄[2]，泉　佳伸[2]
[1]福井大院・工，[2]福井大・原子力研

低線量及び低線量率照射により起こる特有の応答(放射線超感受性)や線量率効果を表現するためにDNA損傷の修復を考慮した数理モデルを構築した．本発表では，モデルの概要，出芽酵母細胞に対して軟X線を照射した際の生存率測定及び遺伝子発現量解析の結果，数理モデルを用いた解析結果について報告する．

キーワード：数理モデル，放射線生物学，DNA 損傷の修復

1. 緒言

これまでに DNA 損傷の修復を考慮した数理モデルはいくつか報告されているが，修復遺伝子の発現を取り入れた数理モデルは報告されていない．修復遺伝子の発現を考慮した数理モデルであれば、低線量及び低線量率照射の際に見られる細胞応答を表現できる可能性があると考えられる．

2. モデルの概要

式(1)-(6)にモデル式，図 1 に数理モデルの概要を示す．本モデルでは, 放射線が照射された細胞について 3 つの状態を取りうるとし，それぞれの濃度を[X_1]：未損傷の細胞(個/ml)，[X_2]：亜致死細胞(個/ml)，[X_3]：致死細胞(個/ml)とした．[X_1]と[X_2]は，線量率 D (Gy/min)と DNA 損傷の効率に関する係数 α (/Gy)の積によって時間変化し，X_2 から X_1 に状態が変化する場合，[X_2]に比例し，反応速度定数 **r** (/min)で時間変化すると仮定したモデルを r model とする．また，放射線照射に伴う mRNA の誘導を反映し，修復の効果が一定になるまでに T (min)の遅れが発生して，境界値 T (min)まで修復の効果 r’ (/min)は 1 次関数的に時間変化すると仮定したモデルを r’ model とする．

$$\frac{d[X_1]}{dt} = -\alpha D[X_1] + r'[X_2] \quad (1)$$

$$\frac{d[X_2]}{dt} = \alpha D[X_1] - r'[X_2] - \alpha D[X_2] \quad (2)$$

$$\frac{d[X_3]}{dt} = \alpha D[X_2] \quad (3)$$

$$r = \text{Constant} \ (0 \leqq t < \infty) \quad (4)$$

$$r' = At + r/\beta \ (0 \leqq t < T) \quad (5)$$

$$r' = AT + r/\beta = r \ (T \leqq t < \infty) \quad (6)$$

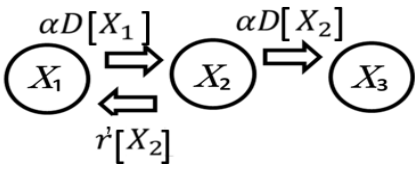


図 1 数理モデルの概要

DNA 損傷の効率に関する係数 α (/Gy)と DNA 損傷の修復に関する反応速度定数 **r** (/min)は，修復遺伝子の活性を持つ出芽酵母の *RAD*$^+$株、および修復遺伝子が不活性である *rad52* 株に軟X線を照射した際の生存率から決定した．また，修復の効果 **r’**の境界値である T (min)と初期値**β**は，*RAD*$^+$株に軟X線を照射した際の修復遺伝子 *RAD54* の発現量解析の結果から決定した．

3. 結果

出芽酵母の *RAD*$^+$株および *rad52* 株に軟 X 線を照射した際の生存率に対して，r model を用いて最小二乗法でフィッティングし，パラメータを決定した結果，*rad52* 株の修復の効果 r が，*RAD*$^+$株に比べて低下したことが示された．また，発現量解析に基づき T=60min，初期値 **β**= 1.4 と定めた場合，*RAD*$^+$株の生存率に対する決定係数は，r model：R^2=0.88，r’ model：R^2=0.92 を示し，r’ model の方が生存率に対して精度が良いことが示された(図 2).

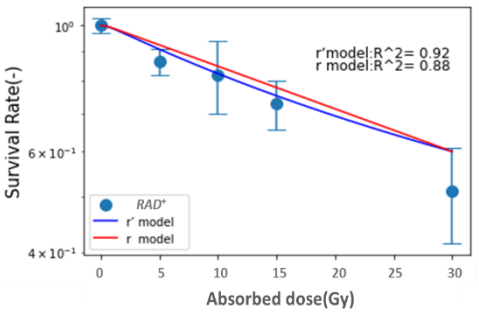


図 2 出芽酵母 *RAD*$^+$株に 0.5Gy/min の軟 X 線を照射した際の生存率(n=3)

*Kazuya Nakashima[1], Youichirou Matuo[1], Kikuo Shimizu[2] and Yoshinobu Izumi [2]
[1] Graduate School of engineering, Univ. of Fukui, [2] Research Institute of Nuclear Engineering, Univ. of Fukui.

DNA 二重鎖切断の数理モデルの構築およびシミュレーションによる検証

Construction and Simulation Validation of a Mathematical Model of DNA Double-Strand Breaks

*藤田 祥太朗[1]，佐藤 文信[1]，秋山 庸子[1]，真鍋 勇一郎[1]
[1]大阪大学大学院 工学研究科 環境・エネルギー工学専攻

本研究は、放射線被ばくによる DNA 二重鎖切断（DSB）の数を予測する数理モデルを開発し、放射線治療の効果予測と最適化に寄与することを目指す。

キーワード：DSB、数理モデル、モンテカルロシミュレーション（MCS）、パラメータ最適化

1. 緒言

放射線被ばくによる DNA 二重鎖切断（DSB）の生成と修復メカニズムの解明は重要である。先行研究の数理モデルは、細胞内で発生する物理的、生物学的なメカニズムに基づいたモデルではなく、相関関係に基づいた統計モデルが多い。本質的なメカニズムに基づいていないという点で予測精度と信頼性に課題がある。本研究では、本質的なメカニズムに基づいて DSB の数を予測する新たな数理モデルを開発し、その精度向上を目指す。MCS でパラメータを最適化し、生物学的実験データに適用してモデルの妥当性を評価する。

2. 数理モデルの構築と検証

物理的および生物学的に簡略化したメカニズムに基づき、放射線照射終了時における 1 細胞に生じている DSB 数N_{DSB}を導出する以下の数理モデルを構築した。

$$N_{DSB}(t) = \alpha_{DSB}\frac{r}{\beta D_{hit}}\left(1 - e^{-\beta t}\right) + \frac{\lambda_E}{\beta}$$

r [Gy/h]	線量率	t [h]	照射開始からの経過時間
β [/h]	DSB の修復速度定数	λ_E [/h]	内因性 DSB の発生頻度
D_{hit} [Gy]	放射線 1 ヒットによる吸収線量	α_{DSB} [/cell]	放射線 1 ヒットで生じる DSB 数

メカニズムが不明な現象によく用いられる MCS を用いて放射線被ばくによる DSB 発生をシミュレーションし、フェルミ推定や回帰分析によって導出された過去の文献値が我々のパラメータD_{hit}とα_{DSB}とほぼ一致することを確認した。これにより、本研究で導出したパラメータが概ね妥当であることが確認された。

3. 結論

本研究により、数理モデルのパラメータの妥当性の高さを確認できた。実際の実験結果および論文との関連性についても議論するために、放射線による生体影響を線量率効果に注目して行なわれた希少な実験データであるラッセルらのメガマウス実験[3]に、本研究で開発した数理モデルを適用したところ、DSB と突然変異発生率との間に相関関係があることが確認された。

参考文献

[1] Y. Matsuya et al. J. Appl. Phys 126, 124701 (2019)

[2] Y. Matsuya et al. Int. J. Mol. Sci. 21, 1701 (2020)

[3] W. L. Russel, E. M. Kelly, Proc. Natl. Acad. Sci. USA 79, 542 (1982)

*Shotaro Fujita[1], Fuminobu Sato[2], Yoko Akiyama[1] and Yuichiro Manabe[1]

[1]Osaka Univ.

ソフトエレクトロンによるレモンのカビ殺菌

Sterilization of mold on Lemon by Soft-electron

*片岡　憲昭[1]，内田　海路[1]，河原　大吾[1]
[1]東京都立産業技術研究センター

生レモンに 250 kV 以下の低エネルギー電子線を照射し、表皮のカビを殺菌後、長期保存を調査した。カビは殺菌できたが、レモンの皮が褐色化するメイラード反応が進行し、長期保存には適さなかった。

キーワード：食品照射，ソフトエレクトロン，電子線殺菌，レモン，長期保存，メイラード反応

1. 緒言

国内で流通しているレモンは 80 %以上が輸入品であるが、海上輸送による保存期間を考慮に入れ、レモンの外皮に防カビ材を塗布している。これに対して、国内で生産されるレモンは新鮮なうちに無農薬で流通し、海外産のレモンと差別化した。無農薬であるため国産レモンの保存期間は 1 か月程度と短く、旬な時期を過ぎると腐敗による廃棄ロスの問題が挙げられる。特に、小笠原諸島で栽培されるレモンは輸送に 1 週間かかるため、本土へ流通しても保存期間は限られる。そこで、水と薬剤を使用せず表皮 50 μ ~ 0.5 mm の深さまで殺菌可能なソフトエレクトロン（電子線）処理に着目し、実験した。

2. 実験

2024 年 12 月 12 日に岩崎電気株式会社で生のマイヤーレモンへ電子線を照射した。照射エネルギーは 80 kV, 100 kV, 150 kV, 200 kV, 250 kV で照射線量は 1 kGy, 2 kGy, 3 kGy で両面に照射した。 1 条件当たり 3 個のレモンを使用した。レモンを 1 個ずつ袋に入れ冷蔵庫に保存後、「見た目」「硬さ」「匂い」「カビの有無」の経時変化を調査した。また、レモン表皮のクチクラ層を確認するためスダンⅢで染色し顕微鏡観察した。

3. 結果

図 1 に照射後 2 週間経過した時の写真を示す。レモンは左から未照射、80 kV, 100 kV, 150 kV, 200 kV, 250 kV、すべて 3 kGy のソフトエレクトロンを照射した。150 kV 以上の電子線ではレモンの表皮が褐色化した。水分の蒸散と、カビの侵入を防ぐ働きを持つレモン表皮のクチクラ層が 150 kV 以上で破壊されていた。その結果、水が蒸発し、レモン表皮に酸素が容易に侵入し、レモンの皮に含まれる酵素とメイラード反応を起こして褐色化したと考えられる。150 kV 未満では、電子が深部まで浸透せず殺菌不足となりカビが生えた。そのため、ソフトエレクトロンでレモンを長期保存することは不可能であった。

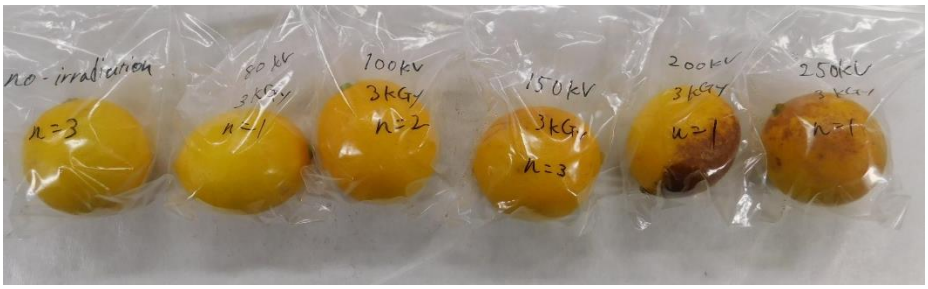


図 1　生レモンに 80 kV ~ 250 kV でソフトエレクトロンを 3 kGy 照射し、2 週間冷蔵庫に保存した写真

*Noriaki Kataoka[1], Kaiji Uchida[1] and Daigo Kawahara[1]　[1]Tokyo Metropolitan Industrial Technology Research Institute

トロンの連続吸入と分割吸入がマウス大腸炎の重症度に及ぼす作用の比較検討

Comparative study of the effects of continuous and divided inhalation of thoron on the severity of colitis in mice

*片岡 隆浩[1]，直江 翔太[2]，田中 歩[2]，竹中 伶樹[2]，
的場 文哉[2]，神﨑 訓枝[3]，迫田 晃弘[3]，山岡 聖典[1]
[1]岡山大学学術研究院保健学域，[2]岡山大学大学院保健学研究科，[3]JAEA 人形峠環境技術センター

トロンの連続吸入と分割吸入がデキストラン硫酸ナトリウム（DSS）誘導マウス大腸炎の重症度に及ぼす作用に関して比較検討した。その結果，トロンの連続吸入は分割吸入に比べ早期に大腸炎に対して抑制効果のあることがわかった。

キーワード：トロン，連続・分割吸入，大腸炎，DAI スコア

1. 緒言

ウランの子孫でα線放出核種であり唯一気体でもある身近なラドンの吸入は，マウス諸臓器中の抗酸化機能などを亢進させ，酸化ストレス由来の障害を抑制することを我々は明らかにしている。本研究では，このラドンの放射性同位体であるトロンの連続吸入と分割吸入がデキストラン硫酸ナトリウム（DSS）誘導マウス大腸炎の重症度に及ぼす作用に関して比較検討した。

2. 方法

マウスに疑似(Sham)吸入，トロン(500 Bq/m^3)吸入を 8 日間の連続または 1 日おき分割して施した。吸入開始 1 日後から，3% DSS 含有水の自由摂取を 7 日間行った。飼育期間中，毎日体重を測定するとともに糞の状態による disease activity index (DAI)のスコアリングを行った。吸入または投与の終了後に安楽死させ，大腸を摘出し試料に供した。結腸の長さは，ノギスで測定し群間で比較した。

3. 結果と考察

本実験条件下では，DAI スコアは経過日数に依存して増加したが，大腸炎モデルの一般的な所見である体重減少や大腸の短縮がみられなかったことから，大腸炎の症状は軽度であることがわかった。トロンを連続吸入した場合，2 日目で DSS 摂取のみより有意に減少し，6 日目で分割吸入より有意に増加したことから，連続吸入 2 日目で大腸炎の抑制効果のあることがわかった。トロンを分割吸入した場合，DIA スコアは 7 日目で DSS 摂取のみに比べ低かったが，抑制効果となる有意な差はなかった。

4. 結論

本実験条件下では，トロンの連続吸入は分割吸入に比べ早期に大腸炎に対して有意な抑制効果のあることがわかった。

---

*Takahiro Kataoka[1], Shota Naoe[2], Ayumi Tanaka[2], Reiju Takenaka[2], Fumiya Matoba[2], Norie Kanzaki[3], Akihiro Sakoda[3], Kiyonori Yamaoka[1]

[1]Faculty of Health Sciences, Okayama Univ., [2]Graduate School of Health Sciences, Okayama Univ., [3]Ningyo-toge Environmental Engineering Center, JAEA

大熊町の住家における繰り返し掃除機がけによる屋内ハウスダスト及び放射性セシウムの低減効果

Reduction of Indoor House Dust and Radiocaesium by Repeated Vacuuming in Dwelling Houses in Okuma Town

*吉田　浩子[1], 篠原　直秀[2]
[1]東北大, [2]AIST

大熊町の木造住家 10 戸において定期的な掃除機がけにより集塵された重量当たりのハウスダストの中 Cs-137 濃度は、減少度が小さくほとんど変化が見られない住家もあった。外気中の Cs-137 濃度と換気回数により室内の沈着量を推定した結果、ハウスダスト中の Cs-137 濃度に対して外気の寄与は小さいと考えられる。

キーワード：住環境、繰り返し掃除機がけ、ハウスダスト、放射性セシウム、低減効果

1. 緒言

2022 年から定期的な掃除機がけを実施している。最初の 1 年では床面積当たりの集塵されたハウスダストの量が減少する傾向がいずれの住家でも観察された[1]。本研究では、2 年間でのハウスダストの量及び放射性 Cs 濃度の変化について報告する。

2. 方法

大熊町の木造住家（～10 戸）においてコードレススティック型掃除機を用いて定期的にハウスダストを集塵し、ハウスダスト量を測定するとともにハウスダスト中の Cs-137 をゲルマニウム半導体検出器(HPGe)で測定・定量評価した。調査住家の換気率をトレーサーガス法（CO_2 減衰）により評価し、2 戸においてはエアサンプラーにより外気中の放射性エアロゾルを継続的に捕集した。これらによりあらたな放射性 Cs の屋内への入り込み及び沈着量を評価した。

3. 結果・考察

集塵された床面積当たりのハウスダスト量は右下がりに減少していく傾向が顕著に観察された。一方、重量当たりのハウスダスト中 Cs-137 濃度（図１）は、右下がりの減少傾向が観察されるものの前者の傾向と比較してその減少度は小さく、ほとんど変化が見られない住家もあった。明確な減少傾向が観察される ID_O_6 では、毎日ヒトの出入りと活動があり、コールドダストによる希釈効果が示唆される。外気中の Cs-137 濃度と換気回数の結果から、室内の沈着量を推定したところ、ハウスダスト中に検出される Cs-137 濃度よりかなり小さい値であった。本研究期間におけるハウスダスト中の Cs-137 濃度に対して外気の寄与は小さいと考えられる。

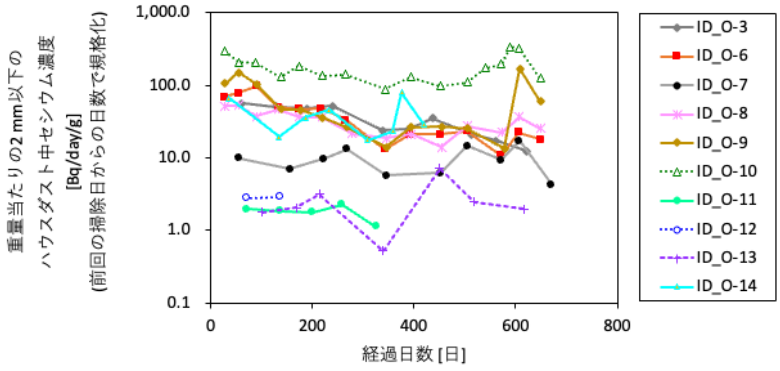


図 1　ハウスダスト（2 mm 以下）の重量当たりの Cs-137 濃度

謝辞　本研究は令和 5 年度環境省委託事業「放射線健康管理・健康不安対策事業（放射線の健康影響に係る研究調査事業）」において実施した。

参考文献

[1]吉田浩子, 篠原直秀　日本原子力学会秋の大会(2023)

*Hiroko Yoshida[1], Naohide Shinohara[2]
[1]Tohoku Univ., [2]AIST

炭素/水素比を指標とした植物における有機結合型トリチウムの蓄積効率の評価

Evaluation of accumulation efficiency of organically bound tritium in plants using C/H ratio

*佐藤雄飛[1]，今田省吾[1]，永井 勝[1]，山上 睦[1]，谷 享[1]

[1]公益財団法人 環境科学技術研究所

植物の種類、部位及び生育時期の違いによる植物中への有機結合型トリチウム（Organically bound tritium: OBT）の蓄積効率の変化について植物有機物中の炭素/水素比（C/H 比）を指標とした調査を実施した。

キーワード：有機結合型トリチウム（OBT），植物有機物，炭素/水素比（C/H 比），光合成

1. 緒言

トリチウム（^{3}H）は原子力施設の定常運転や事故時に環境中へ放出される主要な放射性核種の一つである。そのため、同施設の定常運転時における安全評価や事故時のリスク評価の観点から、同核種の環境挙動を予め把握する必要がある。特に人の経口摂取による内部被ばくや生態系への被ばくを考えた際には、植物有機物中に蓄積しうる有機結合型トリチウム（OBT）の評価が重要である。本研究では、植物の種類、部位及び生育時期によって植物中への OBT の蓄積効率がどのように変化するかを調査した。

2. 実験方法

2-1. 炭素/水素比を指標とした評価

本調査では OBT の蓄積効率の指標として植物有機物中の炭素/水素比（C/H 比）を測定した。炭素は光合成により生産される植物バイオマスの指標であり、水素はトリチウムを含む元素である。したがって高 C/H 比は植物中の OBT の蓄積効率が低いことを示す。

2-2. 対象植物

本調査においては、環境研構内の実験圃場で栽培した 4 種類（クロマツ苗木、イネ、コマツナ、牧草）の植物について C/H 比を測定した。この際、各々の植物について栽培期間中に隔週～各月で試料採取を行った。採取した各試料は葉、茎または枝、根の部位別に分けて乾燥粉砕し、C/H 比を測定した。

3. 結果と考察

調査対象とした植物種の中で、クロマツ苗木の C/H 比は全ての部位において高く、我々の先行研究におけるリンゴ当年枝の実験結果（Satoh et al., 2022）と合わせて、樹木では C/H 比が高い傾向にあることが示唆された。植物の部位については、全ての植物種において根の C/H 比が高い傾向にあった。生育期間中の変化については、コマツナを除く全ての植物種において生育が進むにつれて C/H 比が増加する傾向にあった。これらの結果より植物への OBT 蓄積効率について、①樹木は低い、②根は低い、③成長と共に下がる傾向、ということが示唆された。

参考文献

Satoh, Y., Imada, S., Tani, T., Ishimine, A., Arai, R. (2022) Investigation of ratio of carbon to hydrogen (C/H ratio) in agricultural plants for further estimation of their productivity of organically bound tritium. *Journal of Environmental Radioactivity 246, 106845*

謝辞

この研究は環境省委託事業「放射線健康管理・健康不安対策事業（放射線の健康影響に係る研究調査事業）」において実施したものです。

---

*Yuhi Satoh[1], Shogo Imada[1], Masaru Nagai[1], Mutsumi Yamagami[1]and Takashi Tani[1]

[1]Institute for Environmental Sciences

避難指示区域における屋外作業時の被ばく線量に関する評価

Statistical evaluation of individual external exposure dose of outdoor worker and ambient dose rate at evacuation ordered zones after the Fukushima Daiichi nuclear power station accident

*斎須　要文[1]，安藤　維彦[1]，内山　恵三[1]，上野　敏弘[1]，瀧澤　孝一[1]，遠藤　裕司[1]，
吉村　和也[2]，眞田　幸尚[2]
[1]東京電力 HD，[2]JAEA

避難指示区域の被ばく線量を推定・評価することを目的に、2020～2022 年度において、避難指示区域等における東京電力 HD 社員の屋外作業時の個人線量をのべ 201 人分計測し、既存の環境モニタリングによる空間線量率から単位時間あたりの個人線量への換算係数を評価した。

キーワード：個人線量，空間線量率，統合マップ，航空機モニタリング，福島第一原子力発電所事故

1. 緒言　事故から 10 年以上が経過し、特定帰還居住区域、帰還困難区域に関する避難指示解除の検討には、当該区域における被ばく線量の推定・評価が重要である。東京電力 HD では、これまで避難指示区域等において社員が除草等の屋外活動を行った際の、個人線量計測を実施し、解析結果を公表してきた[1]。本発表では、避難指示区域の被ばく線量を推定・評価することを目的に、既存の環境モニタリングによる空間線量率データから屋外滞在場所における個人線量への換算係数を統計的に解析・評価した。

2. 方法　2020～2022 年度において、1 分単位で計測・記録できる個人線量計 DOSEe nano(富士電機社製)と GPS ロガーK-18U(ARKNAV International 社製)を携行し、それぞれ個人線量と緯度経度を計測した。滞在場所(屋内、屋外等) 情報については、計測者自身が記録した。測定データは、5 分間以上屋外の同じ場所に滞在したときの測定データを抽出し、相互比較できるように 1 時間当たりの被ばく線量として換算し、n=1,564 のデータセットを得た。これらのデータについて、政府の公式データである航空機モニタリングによる空間線量率マップ、航空機モニタリングデータを地上測定データで統計学的に補正した統合マップを用い、単位時間あたりの個人線量から空間線量率の相関関係をスピアマンの順位相関係数、また換算係数を中央値からそれぞれ求め、評価した[2]。

3. 結果・考察　航空機モニタリングデータとの比較では、換算係0.44、r=0.85(p<0.01)である一方、統合マップとの比較では換算係数0.77、r=0.86(p<0.01)となり、地上計測で得られる換算係数0.7と同程度となった。これは、統合マップが地上計測に合うように補正されているためと考察する[2]。

表　各環境モニタリングによる空間線量率から個人線量への換算係数について

環境モニタリング	データセット (n)	換算係数		
		25%タイル値	50%タイル値	75%タイル値
航空機モニタリング	1517	0.32	0.44	0.61
統合マップ	1564	0.57	0.77	1.12

参考文献

[1] Saisu. M et al., J. Radiat. Res., 43, 011502, 2023 [2] Saisu. M et al., J. Radiat. Res., 44, 021518, 2024

*Motofumi Saisu[1], Tadahiko Ando[1], Keizo Uchiyama[1], Toshihiro Ueno[1], Koichi Takizawa[1], Yuji Endo[1], Kazuya Yoshimura[2], and Yuhikisa Sanada[2]
[1] TEPCO HD, [2] JAEA

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

Wed. Sep 11, 2024 10:00 AM - 11:55 AM JST | Wed. Sep 11, 2024 1:00 AM - 2:55 AM UTC Room L(Recture RoomsB 2F B201)

[1L01-07] Dismantling Technology

Chair:Yukihiro Iguchi(Univ. of Fukui)

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

[1L01]

Remote dismantling method for radiated concrete utilizing concrete crushing by high-pressure liquid nitrogen jet

(1)Outline of dismantling method

*Shohei Sawada[1], Yudai Furuno[1], Osamu Kontani[1], Keita Sano[2], Tomoe Takahashi[2], Ryota Horai[2], Shigeyoshi Yasunaga[2] (1. Kajima Corporation, 2. IHI Corporation)

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

[1L02]

Remote dismantling method for radiated concrete utilizing concrete crushing by high-pressure liquid nitrogen jet

(2)Concrete crushing test

*Yudai Furuno[1], Shohei Sawada[1], Osamu Kontani[1], Keita Sano[2], Tomoe Takahashi[2], Ryota Horai[2], Shigeyoshi Yasunaga[2] (1. KAJIMA, 2. IHI)

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

[1L03]

Research and development of lead block cutting technique for decommissioning nuclear power plants Ⅴ

*Tomohisa Goto[1,3], Glenn Harvel[2], Takeyoshi Sunagawa[1] (1. FUT, 2. Ontario Tech Univ., 3. Taihei Dengyo Ltd.)

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

[1L04]

Demonstration of underwater laser cutting technology for remote dismantling of reactor core

*Soichiro Furuhata[1], Norimasa Mori[1], Hiroki Iwai[1], Masashi Tezuka[1] (1. JAEA)

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

[1L05]

Study of recovery waste from High Active Solid Waste Storage (HASWS) at Tokai Reprocessing Plant

(4) Combination test of ROV and lifter (grab type) (Hull can)

*Yuito Tameta[1], Kyohei Sano[1], Tadashi Akuzawa[1], Kazuki Akiyama[1] (1. JAEA)

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

[1L06]

Study of recovery waste from High Active Solid Waste Storage (HASWS) at Tokai Reprocessing Plant

(5) Combination test of underwater ROV and underwater lifter (grab type)

*Tadashi Akuzawa[1], Yuito Tameta[1], Kyohei Sano[1], Kazuki Akiyama[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

©Atomic Energy Society of Japan

[1L07]

Study of recovery waste from High Active Solid Waste Storage (HASWS) at Tokai Reprocessing Plant

(6) Comprehensive test using ROV and lifter

*Kyohei SANO[1], Yuito Tameta[1], Tadashi Akuzawa[1], Kazuki Akiyama[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

高圧液体窒素噴射によるコンクリート破砕を活用した放射化コンクリートの遠隔解体工法
（1）解体工法概要

Remote dismantling method for radiated concrete
utilizing concrete crushing by high-pressure liquid nitrogen jet
(1) Outline of dismantling method

*澤田 祥平[1]、古野 雄大[1]、紺谷 修[1]、佐野 勁太[2]、高橋 友恵[2]、宝来 亮汰[2]、康永 盛欽[2]
[1]鹿島建設、[2]IHI

本報では、高圧液体窒素噴射（NitroJet）によるコンクリート破砕を活用した放射化コンクリートの遠隔解体工法について、その概要を報告する。

キーワード：高圧液体窒素噴射、コンクリート破砕、放射化コンクリート、遠隔解体

1. 基本的考え方　高圧液体窒素を噴射してコンクリートを斫りとる技術（NitroJet）と表面鋼板や鉄筋等埋設物をレーザーで切断する技術を併用して、高線量領域となる PWR の一次遮蔽壁コンクリートを内側から遠隔で効率的に解体する（図-1）。噴射による反力は非常に小さく遠隔化が容易である、斫り深さを任意に設定でき汚染度の境界に沿って解体できる、窒素は気化するため二次廃棄物発生量が少ない、コンクリートは破砕されるため廃棄物の運搬・処理設備が大掛かりにならない等の特徴を有する。

2. 主要機器構成　NitroJet やレーザー切断用の先端ツールを付け替えることによって、埋設物探査、表面鋼板の切断・撤去、コンクリート斫り、鉄筋の切断・撤去など、様々な作業に対応可能な解体装置（図-2）を、一次遮蔽壁の上部に配置する。解体装置は、門型・十字の支持構造物、支柱、ステージ、ホイストにて昇降し先端ツール（図-3）と廃棄物回収容器を備えるゴンドラおよびゴンドラ用クレーン等で構成される。

3. 解体手順　初めに、一次遮蔽壁の表面鋼板をレーザーで切断・撤去する。次に、剥き出しになったコンクリートを NitroJet で斫り、コンクリート斫りで現れた鉄筋・埋込金物などをレーザーで切断、再度 NitroJet で所定の深さまでコンクリート斫りを進める。切断片および斫りガラは廃棄物回収容器に回収する。また、切断・斫り時に発生するヒュームや粉塵は、集塵機に設けたフィルタで回収し、廃棄物回収容器に投入する。

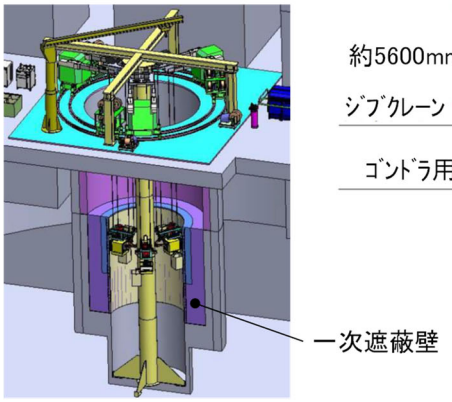


図-1　NitroJet による遠隔解体イメージ

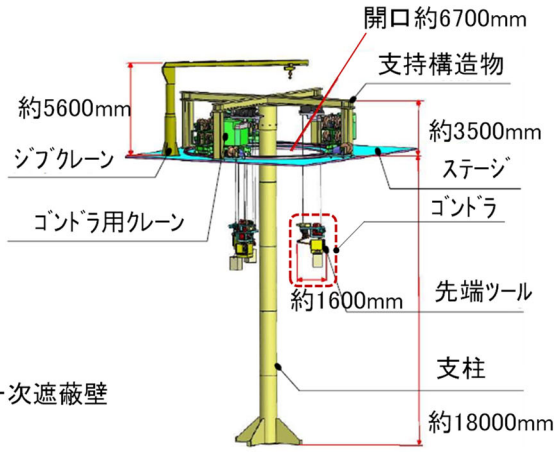


図-2　解体装置全景

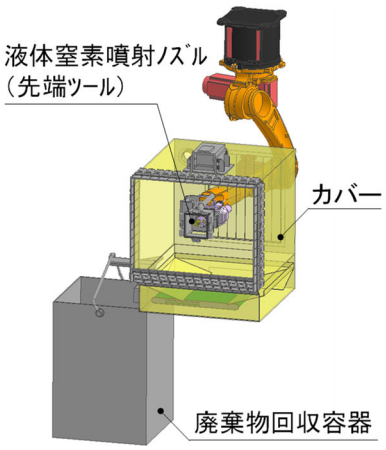


図-3　先端ツール部（NitroJet）

*Shohei Sawada[1]、Yudai Furuno[1]、Osamu Kontani[1]、Keita Sano[2]、Tomoe Takahashi[2]、Ryota Horai[2]、Shigeyoshi Yasunaga[2]
[1] Kajima、 [2] IHI

高圧液体窒素噴射によるコンクリート破砕を活用した放射化コンクリートの遠隔解体工法 （2）コンクリート斫り試験

Remote dismantling method for radiated concrete utilizing concrete crushing by high-pressure liquid nitrogen jet (2) Concrete crushing test

*古野 雄大[1]、澤田 祥平[1]、紺谷 修[1]、佐野 勁太[2]、高橋 友恵[2]、宝来 亮汰[2]、康永 盛欽[2]
[1]鹿島建設、[2]IHI

本報では、高圧液体窒素噴射（NitroJet）によるコンクリートの破砕効率等を把握することを目的に実施したコンクリート破砕試験の概要と結果について報告する。

キーワード：高圧液体窒素噴射、コンクリート破砕、放射化コンクリート、遠隔解体

1. 概要　高圧液体窒素噴射（NitroJet）による放射化コンクリート構造物の解体工法の効率化を図るため、①液体窒素の吐出圧力、運転条件などをパラメータとして小型コンクリート試験体（300㎜×200㎜×50㎜）を斫り、コンクリート斫りに最適な各種パラメータを決定し、②鉄筋等を埋設した大型コンクリート試験体（1000㎜×1000㎜×1000㎜）を NitroJet により斫り、鉄筋等のコンクリート埋設物を露出させて、レーザー切断可能な状態にできるか確認した。

2. 破砕試験　破砕試験には、極低温の液体窒素を超高圧で対象物に噴射し、液体窒素が気化して約 700 倍に膨張するときに発生する力によってコンクリートを斫ることができる NitroJet を使用した。試験には、NitroJet 噴射ノズルを取り付けたロボットアーム（図-1）を用いた。コンクリート斫りに最適な各種パラメータを決定するため、小型コンクリート試験体を用い、配管やノズルの仕様、ノズルの回転速度・斫り速度をパラメータに試験を行った。また、選定した各種パラメータを用いて、埋設された鉄筋や金物等が NitroJet により露出可能かを確認するため、大型コンクリート試験体を用いた試験を行った。

3. 試験結果　小型コンクリート試験体を用いた試験結果（図-2）から、コンクリート斫りにおいて NitroJet 適用時の最適条件（配管やノズルの仕様、回転速度・斫り速度）を選定した。また、大型コンクリート試験体を用いた試験結果から、NitroJet を使用して周辺のコンクリートを斫り取ることで、表面に埋設された金物の撤去が可能であること、埋設された鉄筋を露出させることが可能であることを確認した（図-3）。

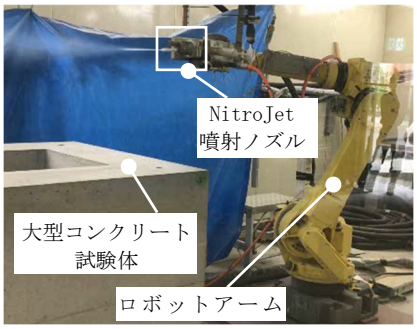


図-1　NitroJet 噴射ノズル及びロボットアーム

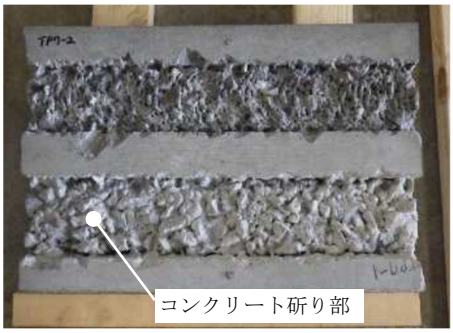


図-2　小型コンクリート試験体（斫り後）

図-3　大型コンクリート試験体（金物撤去後）

*Yudai Furuno[1]、Shohei Sawada[1]、Osamu Kontani[1]、Keita Sano[2]、Tomoe Takahashi[2]、Ryota Horai[2]、Shigeyoshi Yasunaga[2]
[1] Kajima、 [2] IHI

原子力プラントの廃止措置に伴う鉛ブロックの切断手法の研究開発Ⅴ

Research and development of lead block cutting technique for decommissioning nuclear power plants Ⅴ

*五嶋 智久[1,3]，ハーベル グレン[2]，砂川 武義[1]，
[1]福井工大，[2]オンタリオ工科大，[3]太平電業

原子力プラントの廃止措置作業において、放射線の遮蔽材として用いられている多量の鉛板が廃棄物として出る。鉛板の廃棄作業は、市販工具を使用した切断が難しい。本研究では、機械的切断手法と低融点合金を組み合わせて鉛板を切断する手法を考案し、本手法を用いて効率的に鉛板を切断するため、鉛板へ供給する低融点合金をペースト状にする手法を考案した。

キーワード：廃止措置，遮蔽材，鉛，合金，廃棄物

1. 緒言

原子力プラントの汚染管理区域では、放射線の遮蔽材として鉛板が使用されている。この鉛板は、放射性物質で汚染していることが多く、クリアランス処理を考える場合には、汚染部位を除染するか切除する必要がある[1)]。原子力プラントの廃止措置で鋼板の切断に使用する市販工具で鉛板を切断することは困難である。本研究室では、鉛板を切断する新たな手法を考案し、機械的切断手法（市販工具のレシプロソー）と熱的手法（低融点合金である Bi-Sn 合金）を組み合わせ、厚さ 50 mm の鉛ブロックを切断した[2)]。これまでの実験に使用していた市販の Bi-Sn 合金はんだペーストは、電装用の工業製品であり、加熱すると白煙が発生し、防毒マスク着装下でも喉が痛くなるなど、鉛切断用には適していなかった。そこで本研究では、鉛切断用の Bi-Sn 合金ペーストを開発して鉛ブロック（200×100×50 ㎜）の切断実験を試みた。

2. 実験

Bi-Sn 合金ペーストは、酸化物除去剤と潤滑剤を用いて作製した。作製した Bi-Sn 合金ペーストは、ロック式シリンジに封入して、鉛ブロック切断部に供給した。鉛ブロックの機械的切断は、レシプロソーに目の細かい鉄工刃の組合せで行った。鉛ブロックの加熱は、2 台の近赤外線ヒーター（2000 W）を 400 ㎜の間隔で向かい合わせに配置し、その中央に黒体塗料で塗装した鉛ブロックを設置して加熱した。

3. 結果

Fig.1 に市販のはんだペーストと今回作製した合金ペーストによる鉛ブロック切断時間と切断に要した合金使用量を示す。切断時間は市販はんだペーストの 16 分から作製合金ペーストの 10 分に約 38 % 短縮し、合金使用量は市販はんだペーストの約 48 g から作製合金ペーストの約 77 g に約 60 %増加した。このことから、今回作製した合金ペーストの使用量が多い分、合金化が効率的に進行して短時間で溶断できたことを示唆している。また、作製した合金ペーストは有害物質を含んでいないため、白煙が生じることなく喉の痛みもなかった。詳細は講演時に報告する。

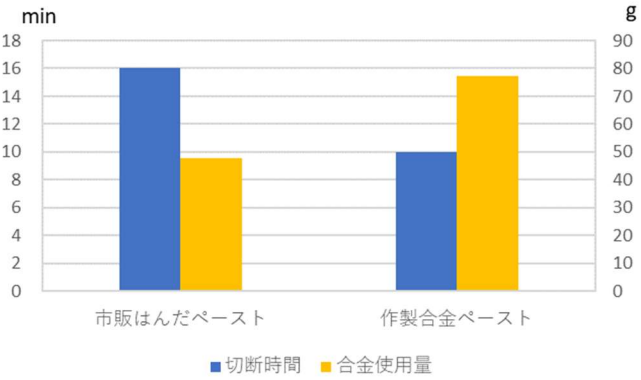


Fig.1 市販品と作製した合金ペーストによる切断時間及び合金使用量の比較

参考文献

1） RI によって汚染した鉛及び鉛含有物の集荷について https://www.jrias.or.jp/waste/cat1/202-07.html（2024）.
2） 五嶋, ハーベル, 砂川, 講演番号 2A03, 日本原子力学会 2024 年春の年会（2024）.

*Tomohisa Goto[1,3], Glenn Harvel[2] and Takeyoshi Sunagawa[1]
[1]Fukui Univ. of Tech., [2]Ontario Tech Univ., [3]Taihei Dengyo Ltd.

原子炉遠隔解体に向けた水中レーザ切断工法の実証

Demonstration of underwater laser cutting technology for remote dismantling of reactor core

*古旗 壮一朗[1], 森 教匡[1], 岩井 紘基[1], 手塚 将志[1]
[1]日本原子力研究開発機構

「ふげん」の原子炉本体解体では、工期短縮及び二次廃棄物低減等に優位である水中レーザ切断工法を適用する計画である。現在、実機に適用する解体装置の詳細設計に向け、実証試験を通して切断条件等のデータ取得を行っている。本件では、実機と同規模の試験設備を用いて、「ふげん」の原子炉構造材の模擬材を対象とした水中レーザ切断試験を実施し、この試験により得られた結果及び知見について報告する。

キーワード： 廃止措置、ふげん、レーザ、遠隔解体

1. 緒言

「ふげん」では原子炉本体解体装置の詳細設計を行うため、要素試験で取得した切断条件等について実作業を想定して切断位置決め、レーザ切断、切り離しの一連の切断フローで実証試験を行い、実機環境下で水中レーザ切断工法が安全に適用できるように試験データを収集している。本件では直近の試験で行った水中レーザ切断試験の結果及び得られた知見について報告する。

2. 水中レーザ切断実証試験

2.1 切り離し試験に係る知見

水中レーザ切断工法では、切断速度、アシストガス流量が重要なパラメータであるが、これらの条件によりドロス量が顕著に変化する。ドロス量が多い場合、再固着や構造的干渉が起こるため、ドロス発生量は切離し性に重要に関わる。このため、ドロス量を可能な限り少なくできる条件に前述の切断パラメータを設定する必要がある。他方、多関節ロボット等の振動によるスタンドオフの変動によって切断性が悪化するため、レーザ切断ヘッドの改良、アシストガス流量の制御等により、安定した切断性能を維持する必要がある。

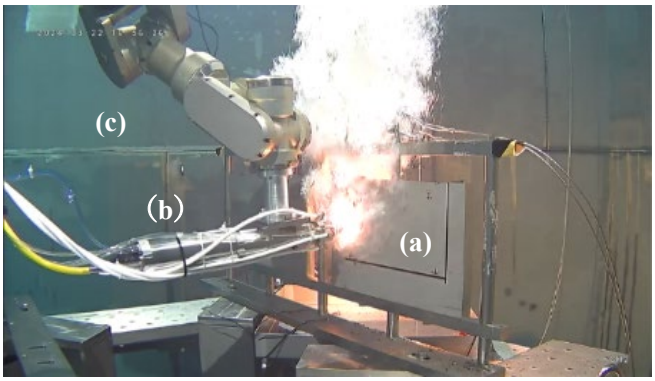


図 1　試験体設置状況（水中カメラ映像）
（a）試験体、（b）レーザ切断ヘッド、（c）多関節ロボット

2.2 条件の設定

本試験は、原子炉本体解体を模擬した水深約 10 m の試験水槽を用い、炉心タンクを模擬した厚さ 25 mm のステンレス鋼材を対象とし、切断装置には水中レーザ切断ヘッドを取り付けた多関節ロボットを用いた。この条件によって、10 kW 出力による水中レーザ切断を行うとともに、切断後の切り離し性等を確認した。

3. 結果

水中レーザ切断を行った結果、切断速度 240 mm/min、アシストガス流量 1000 L/min の場合に付着ドロスが少なく良好な切断性が見られた（図 1）。本試験において、水中レーザ切断工法が安全に適用できることを確認し、切り離し性等が最適となる切断条件を見出した。今後は、本試験で見出した切断条件をもとに詳細設計を行っていく計画である。

---

*Soichiro furuhata[1], Norimasa Mori[1], Hiroki Iwai[1] and Masashi Tezuka[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

東海再処理施設　高放射性固体廃棄物貯蔵庫（HASWS）からの廃棄物の取出しに関する検討について（4）水中 ROV と水中リフタ（グラブ式）の組合せ試験（ハル缶）

Study of recovery waste from High Active Solid Waste Storage (HASWS) at Tokai Reprocessing Plant
(4) Combination test of ROV and lifter (grab type) (Hull can)

*爲田　惟斗[1]，佐野　恭平[1]，阿久澤　禎[1]，秋山　和樹[1]
[1]JAEA

東海再処理施設の廃止措置に向け、HASWS からの廃棄物の取出し装置の検討を進めている。HASWS の湿式セルを模擬したモックアップ設備で、種々の姿勢のハル缶を水中 ROV と水中リフタ（グラブ式）で移動できることを確認した。

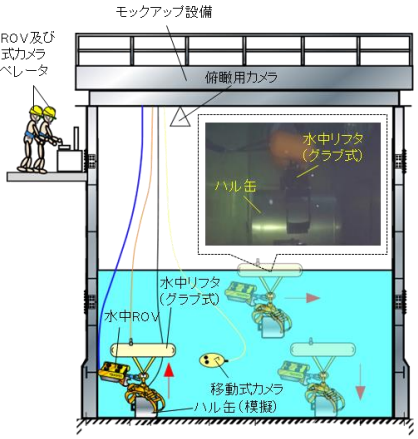
キーワード：東海再処理施設，廃止措置，水中 ROV，水中リフタ，遠隔取出し

1. 緒言

東海再処理施設の高放射性固体廃棄物貯蔵庫（HASWS）では、使用済燃料のせん断工程で発生したハル・エンドピース等を収納したハル缶等の廃棄物を湿式セル内で貯蔵している。HASWS は取出し設備を有しておらず、これらの廃棄物を水中 ROV、水中リフタを用いて取り出すことを検討している。昨年度、ハル缶の蓋取っ手部を利用し、水中 ROV と水中リフタ（吊具式）を用いてハル缶を移動できることを報告した。今回、水中 ROV と水中リフタ（吊具式）では移動が困難なハル缶を、水中 ROV と水中リフタ（グラブ式）を用いて移動する作業の成立性を確認する試験を実施したので報告する。

2. 試験方法

HASWS の湿式セルを模擬したモックアップ設備（縦約 7 m×横約 7 m×高さ約 8 m）内に、水中リフタ（吊具式）の取付けが困難な姿勢である反転、斜め下向き、横向きでハル缶（模擬）を配置し、水中 ROV と水中リフタ（グラブ式）を用いてハル缶を移動した。ハル缶の配置位置はモックアップ設備の角部付近、水深は浅水深（約 3.5 m）とし、水中 ROV の作業スペースが狭く、より操作難易度が高い条件とした。なお、水中の状況は、水中 ROV に搭載したカメラ、モックアップ設備上部に設置した俯瞰用カメラ、モックアップ設備内に投入した移動式カメラにより確認しながら行った。



組合せ試験概要図

3. 試験結果

モックアップ設備に種々の姿勢で配置したハル缶を水中リフタ（グラブ式）で把持して浮き上げ、浮き上げたハル缶を水中 ROV で移動できることを確認した。横向きのハル缶については、ハル缶の形状を踏まえ、2 通りの方法（側面を把持する方法、蓋部底部を把持する方法）で把持して浮き上げられることを確認した。反転、斜め下向きのハル缶については、水中リフタ（グラブ式）でハル缶の側面を把持して浮き上げられることを確認した。

本試験で用いたグラブは汎用品であり、横向き、斜め下向きのハル缶の側面を水中リフタ（グラブ式）で把持して地切りする際、グラブ内でハル缶の姿勢が回転してずれる事象が見られた。より安全かつ確実なハル缶の取出しに向け、ハル缶の把持に適したグラブについて更なる検討を行っている。

---

*Yuito Tameta[1], Kyohei Sano[1], Tadashi Akuzawa[1] and Kazuki Akiyama[1]
[1]JAEA

東海再処理施設　高放射性固体廃棄物貯蔵庫(HASWS)からの廃棄物の取出しに関する検討について（5）水中 ROV と水中リフタ（グラブ式）の組合せ試験（フィルタ類等）

Study of recovery waste from High Active Solid Waste Storage (HASWS) at Tokai Reprocessing Plant
(5) Combination test of underwater ROV and underwater lifter (grab type)

*阿久澤 禎[1]，爲田 惟斗[1]，佐野 恭平[1]，秋山 和樹[1]
[1]JAEA

東海再処理施設の廃止措置に向け、HASWS からの廃棄物の取出し装置の検討を進めている。HASWS の湿式セルを模擬したモックアップ設備で、種々の姿勢のフィルタ類、汚染機器類を水中 ROV と水中リフタ（グラブ式）で移動できることを確認した。

キーワード：東海再処理施設，廃止措置，水中 ROV，水中リフタ，遠隔取出し

1. 緒言

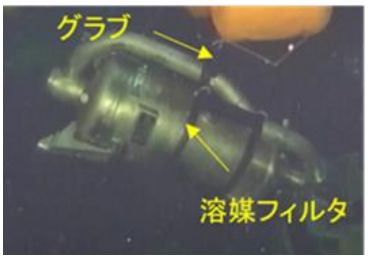
HASWS では、ハル缶の他に、再処理工程において使用済燃料の溶解液から不溶解残渣を分離する際に用いたフィルタ類や使用済み燃料の溶解液の分離工程の抽出器などで使用したスターラ及びポンプなどの汚染機器類(フィルタ類等)を湿式セル内で貯蔵している。フィルタ類等は、吊具を掛ける箇所がないため、水中 ROV、水中リフタ（グラブ式）を組み合わせて取り出すことを検討している。今回、フィルタ類等を水中 ROV と水中リフタ（グラブ式）用いて移動する作業の成立性を確認する試験を実施したので報告する。

2. 試験方法

モックアップ設備内にフィルタ類等（溶媒フィルタ、パルスフィルタ、スワーフフィルタ、模擬スターラ、模擬 PC-1 ポンプ、観察装置の計 6 種）をセル内の状況を踏まえて横向き、斜め向きで配置し、水中 ROV と水中リフタ（グラブ式）を用いてフィルタ類等を開口部下まで移動した。フィルタ類等の配置位置はモックアップ設備の角部付近、水深は浅水深（約 3.5 m）とし、水中の状況は、水中 ROV に搭載したカメラ、モックアップ設備上部に設置した俯瞰用カメラ、モックアップ設備内に投入した移動式カメラにより確認しながら行った（本シリーズ（4）の試験条件と同様）。

3. 試験結果

モックアップ設備内に種々の姿勢で配置したフィルタ類等を水中リフタ（グラブ式）で把持して浮き上げ、浮き上げたフィルタ類等を水中 ROV で開口部下まで移動できることを確認した。フィルタ類等はハル缶と比較して径が小さく、グラブの開口部の頂点と両側の爪の計 3 点がフィルタ類等に接するように抱え込んで把持することで、安定して浮き上げられることを確認した。



フィルタ類等の把持

ハル缶とフィルタ類等は形状が異なることから、各々専用のグラブが必要になることも想定していたものの、当該結果及び本シリーズ(4)の結果より、フィルタ類等も吊具が取付けできない姿勢のハル缶と同様、同一の水中リフタ(グラブ式)を用いて移動できることを確認した。

また、廃棄物が密集した状況においても、対象廃棄物の周囲にある廃棄物をグラブの開閉動作を利用して若干移動した上で、対象廃棄物の下側までグラブの爪を入れ、抱え込んで把持できることを確認した。

---

*Tadashi Akuzawa[1], Yuito Tameta[1], Kyohei Sano[1] and Kazuki Akiyama[1]
[1]JAEA

東海再処理施設　高放射性固体廃棄物貯蔵庫(HASWS)からの廃棄物の取出しに関する検討について（6）水中 ROV と水中リフタを用いた総合試験

Study of recovery waste from High Active Solid Waste Storage (HASWS) at Tokai Reprocessing Plant
(6) Comprehensive test using ROV and lifter

*佐野　恭平[1]，爲田　惟斗[1]，阿久澤　禎[1]，秋山　和樹[1]
[1]JAEA

HASWS の廃止措置に向け、水中 ROV 等を用いた取出し方法を検討しており、実環境を想定し、貯蔵状態等を模擬したモックアップ試験を行い、水中 ROV 等による取出し方法が成立することを確認した。

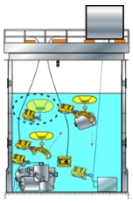
キーワード：東海再処理施設，廃止措置，水中 ROV，水中リフタ，遠隔取出し

1. 緒言

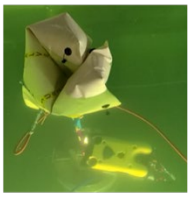
HASWS は廃棄物（ハル缶、フィルタ類、汚染機器類）を取出すための設備を有していないことから、水中 ROV、水中リフタ（吊具式）、水中リフタ（グラブ式）を用いた取出し方法の検討を行っている。廃棄物の取出しには、①廃棄物に付属するワイヤの切断、②廃棄物の各貯蔵位置から開口部下までの移動、③廃棄物への回収吊具の取付けが必要であり、HASWS を模擬したモックアップ設備にて、貯蔵状態等を模擬した作業環境下で、水中 ROV と水中リフタを用い①～③の作業を一連で実施可能であることを確認し、水中 ROV と水中リフタによる取出し方法が成立することを確認したので報告する。

2. 試験方法

ハル貯蔵庫内を模擬した環境において、水中 ROV と水中リフタを用いて廃棄物を回収する一連の作業の成立性を確認することを目的に試験を実施した。


総合試験概要図

①廃棄物に付属するワイヤの切断


②廃棄物の各貯蔵位置から開口部下までの移動

③廃棄物への回収吊具の取付け

水中 ROV がアクセスしにくいと想定するモックアップ設備角部に廃棄物をハル貯蔵庫内の貯蔵状態を模擬して配置し、廃棄物の状態に合わせて水中リフタ（吊具式）と水中リフタ（グラブ式）を使い分け、廃棄物を配置位置から開口部下まで移動したのちモックアップ設備上部まで吊り上げ回収した。また、作業環境が取出し作業に及ぼす影響を確認するために、懸濁なしで明所の環境下、懸濁ありで暗所の環境下それぞれで試験を行った。

3. 試験結果

モックアップ試験にて、種々の姿勢・配置等の廃棄物に対して水中 ROV と水中リフタを用いた廃棄物の取出し方法で必要となる①廃棄物に付属するワイヤの切断、②廃棄物の各貯蔵位置から開口部下までの移動、③廃棄物への回収吊具の取付けの各作業が一連で実施可能であることを確認し、水中 ROV と水中リフタによる取出し方法が成立することを確認した。

一方、暗所環境において水中 ROV のライトのみでは、水槽内俯瞰用カメラから水中 ROV 及び水中リフタに付属するケーブル類の位置把握が容易ではなく、新たに光源を設置する等作業環境に係る改善が必要であることを確認した。

---

*Kyohei Sano[1], Yuito Tameta[1], Tadashi Akuzawa[1] and Kazuki Akiyama[1]
[1]JAEA

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

Wed. Sep 11, 2024 10:30 AM - 11:55 AM JST | Wed. Sep 11, 2024 1:30 AM - 2:55 AM UTC Room A(Recture RoomsA 1F A101)

[1A01-05] Radiation Detector, Laser Spectroscopy

Chair:Yoshiharu Kitayama(JAEA)

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

[1A01]

Study on a calibration method of beta-ray spectrometer

*Kenichi Watanabe[1], Takumi Ono[2], Hidesuke Itadzu[2] (1. Kyushu Univ., 2. SEIKO EG&G)

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

[1A02]

Characterization of TlBr Gamma Detector Based on Electrical Charge and Cherenkov Light Analysis

*Boyu Feng[1], Moh HAMDAN[1], Keitaro Hitomi[2], Mizuki Uenomachi[3], Mitsuhiro Nogami[2], Hidenori Toyokawa[4], Kenji Shimazoe[1] (1. UTokyo, 2. Tohoku Univ., 3. Tokyo Tech, 4. JASRI)

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

[1A03]

Expansion of a one-chip radiation instrumentation module using a programmable SoC

- Basic design and validation of a random pulse generator -

*Tatsuyuki Maekawa[1] (1. TM RAMS Consulting (P.E. Office))

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

[1A04]

Observation of gadolinium resonance absorption signals using laser plasma with microwave irradiation

*Yoshihiro Iwata[1], Masaki Ohba[1], Masabumi Miyabe[1], Ryohei Terabayashi[2], Shuichi Hasegawa[2] (1. JAEA, 2. UTokyo)

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

[1A05]

Development of isotopic analysis based on high-resolution Doppler-free resonance excitation spectroscopy

*Masabumi Miyabe[1], Yoshihiro Iwata[1], Shuichi Hasegawa[2] (1. JAEA, 2. The University of Tokyo)

11:45 AM - 11:55 AM JST | 2:45 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

ベータ線スペクトロメータの校正方法に関する検討

Study on a calibration method of beta-ray spectrometer

*渡辺 賢一[1]，小野 拓実[2]，板津 英輔[2]

[1]九州大学，[2]セイコーEG&G

Sr-89, Sr-90, Y-90 の定量を行うためのベータ線スペクトロメータの校正方法に関する検討を行った。特に、Sr による自己遮蔽の校正について検討を進めた。

キーワード：ベータ線スペクトロメータ，校正，Sr-89，Sr-90，Y-90，自己遮蔽

1. はじめに

放射性 Sr である Sr-90 および Sr-89 はほとんどベータ線しか放出しないため、その定量にはベータ線を計測する必要がある。特に Sr-90 については、娘核種である Y-90 と共存することになり、単純なベータ線計数法では、Sr-90 と Sr-89 を別々に定量するには、ミルキング法と呼ばれる手法を用いる必要がある[1]。ミルキング法では、Sr-90 と Y-90 が放射平衡に達するのを待つ必要があり、非常に時間のかかる分析となる。低バックグラウンドのベータ線スペクトロメータを用いると、得られるベータ線スペクトルは、Sr-89、Sr-90 および Y-90 のベータ線スペクトルの重ね合わせになるため、原理的には、これらを別々に定量することが可能となる。しかしながら実際の測定では、Sr 量が多い場合には、試料そのもの自己遮蔽によりスペクトルが歪むことで、スペクトル分離の際の誤差要因となる。これを補正するためには、Sr 量の異なる標準試料を用い、自己遮蔽効果を含めた校正測定が必要となる。

上記の校正測定には、Sr 量の異なる各々数種類の純粋な Sr-89、Sr-90 の標準試料を準備する必要がある。さらに、Sr-90 の測定は、Y-90 の混入を最小にするため、Sr から Y を分離後すぐに実施する必要がある。つまり、校正測定には、校正の都度、多くの標準試料を準備する必要があり、非常にコストのかかる測定となる。本研究では、校正測定の標準試料準備の負担を軽減するための方法論について、モンテカルロシミュレーションベースで検討を行った。

2. シミュレーション計算

シミュレーション計算には、モンテカルロシミュレーションコード PHITS を用いた。ベータ線スペクトロメータの試料部、検出媒体であるシンチレータ部、について模擬し、得られる信号波高スペクトルを計算した。検出サンプルとなる $SrCO_3$ の量を変化させることで自己遮蔽の効果についても計算し、その効果について検討を行った。図 1 に自己遮蔽によるスペクトル減衰率を示す。これは、各線源で $SrCO_3$ の量が 83 mg の時のスペクトルを 0 mg の時のもので除したものである。カウント数の大部分を占める低エネルギー域で、線源に依らず同様の傾向を示すことを見出した。この特徴を模擬できるような、減衰フィルタを設計することで、校正の都度、量の異なる標準試料を準備することなく、自己遮蔽の無い試料と模擬減衰フィルタを用いた校正測定が可能かどうかについての検討を行った。

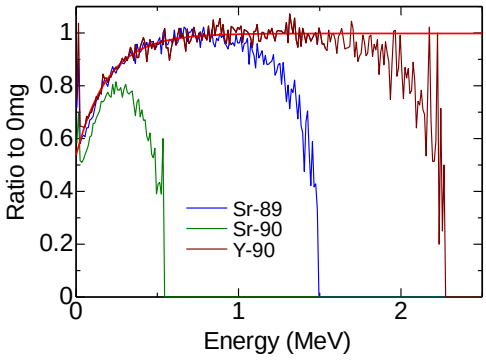


図 1 自己遮蔽によるスペクトル減少率。試料量 83 mg を 0 mg で除したもの。

参考文献

[1] 文部科学省、放射能測定法シリーズ 2 放射性ストロンチウム分析法 (2003)

* Kenichi Watanabe [1], Takumi Ono[2] and Hidesuke Itadzu[2]

[1]Kyushu Univ., [2]SEIKO EG&G

電荷およびチェレンコフ光の解析に基づく TlBr ガンマ線検出器の特性評価

Characterization of TlBr Gamma Detector Based on Electrical Charge and Cherenkov Light Analysis

*封　博宇[1]，Moh HAMDAN[1]，人見　啓太朗[2]，上ノ町　水紀[3]，
野上　光博[2]，豊川　秀訓[4]，島添　健次[1]
[1]東京大学，[2]東北大学，[3]東京工業大学，[4]JASRI

In this study, we developed a Thallium Bromide (TlBr) semiconductor detector, featuring a pixelated anode and a planar cathode, for room-temperature gamma-ray detection. Time resolution assessments indicated potential performance in the picosecond range, showcasing the capability of TlBr for precise energy resolution and time resolution.

キーワード：臭化タリウム検出器，チェレンコフ光，ガンマ線検出器

1. 緒言 (Introduction)

Thallium Bromide (TlBr) semiconductors are highly valued for room-temperature gamma-ray detection due to their high crystal resistivity and photon-stopping power. [1]Detecting Cherenkov photons from gamma-ray interactions significantly enhances the timing performance of TlBr detectors. [2] [3] This study focuses on characterizing TlBr by analyzing electrical charge carriers and Cherenkov light, emphasizing energy resolution, drift time, and time resolution.

2. 実験方法 (Method)

TlBr detector consisted of a 5 mm × 5 mm × 5 mm crystal with a planar cathode, pixelated anode, and surrounding ground electrode to minimize pulse-height loss from hole trapping. Signals from charge carriers and Cherenkov light were read concurrently. The waveform characteristics are influenced by recombination, trapping, electric field non-uniformity, and variations in charge collection efficiency. Therefore, we perform depth of interaction (DoI) analysis based on the pulse height of charge carrier signals to enhance energy resolution.

3. 結果(Result)

The energy resolution of TlBr improved to 1.94% FWHM at 662 keV with the filtered waveform-based depth of interaction analysis, correlating time drift (2 μs to 30 μs) with the DoI parameters. The 5 × 5 × 5 mm³ TlBr crystal achieved a time resolution of approximately 511 ps at 6 p.e.

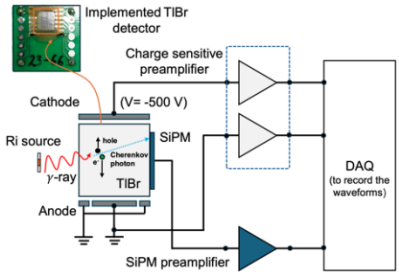


Fig.1. TlBr characterization using electrical and optical readout system

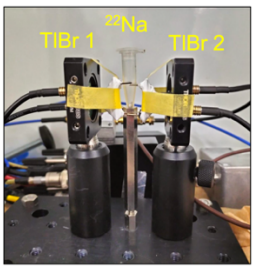


Fig.2.Experimental setup

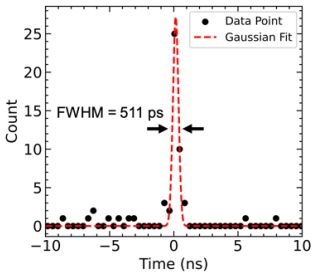


Fig.3.Time resolution distribution at 6 p.e.

参考文献(Reference)

[1] K. Hitomi et al., Nucl. Instrum. Methods Phys. Res. A 607 (2009) 112–115.

[2] Hitomi K et al., 2023 Jpn. J. Appl. Phys. 62 081001.

[3] Ariño-Estrada G et al., 2021 Phys. Med. Biol. 66 044001.

*Boyu Feng[1], HAMDAN Moh[1], Keitaro Hitomi[2], Mizuki Uenomachi[3], Mitsuhiro Nogami[2], Hidenori Toyokawa[4], Kenji Shimazoe[1]
[1]UTokyo., [2]Tohoku Univ., [3]Tokyo Inst. of Tech., [4]JASRI.

プログラマブル SoC を用いたワンチップ放射線計測モジュールの拡充(2)
－ランダムパルサの基本設計と検証－

Expansion of a one-chip radiation instrumentation module using a programmable SoC
- Basic design and validation of a random pulse generator -

*前川　立行

技術士事務所 TM RAMS Consulting（ティーエム ラムズ）

スペクトロメータの性能試験等で必要となるランダムパルス発生機能を、ワンチップ SoC に実装する提案を行なってきた。今回、具体的な設計検討を進め、基本機能部分を実装し、その動作と性能を検証した。

キーワード： SoC、ディジタル、ランダムパルス、乱数、ポアソン分布、確率密度関数

1. 簡素な新ディジタル処理方式の提案

FPGA 等による高速・大量のデータ処理を必要とせず、ワンチップ SoC のみでランダムパルスを生成することができる簡素な新方式を提案してきた。これは、ポアソン分布における時間間隔確率密度の相対値（整数）を配列に格納し、t=0 から実時間で走査して一様乱数で設定した値を下回った時点でパルスを生成するものである。今回、平均 10kcps のランダムパルスを生成する基本回路を実装し、動作と性能を評価した。

2. 基本機能部分の実装

実装した回路の機能ブロックを図 1 に示す。基本設計時は、到時間間隔の分布形状にあまり関心を払わず、専ら平均時間間隔 τ（計数率 r の逆数）の精度の観点から走査時間や乱数ビット数を検討し、8bit システムでの具体検討を進めてきた。しかし、設計進捗の中で、シェーピングアンプの BLR(Base Line Restorer)応答評価では、隣接するパルスの時間差パターンも極めて重要であるため、時間間隔分布形状についても、理論値に近いものが得られることが望ましいと考えるに至った。このため、疑似乱数のビット数を 8bit から 16bit に拡張し、全体の実装設計もまた、16bit ベースで進めた。

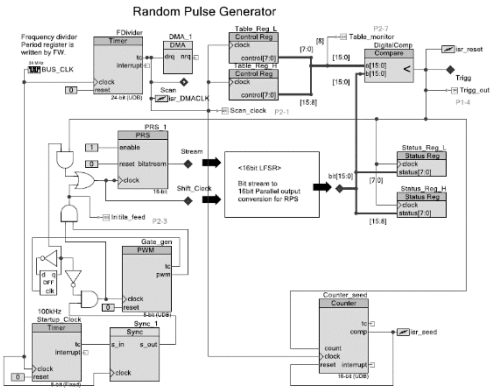


図 1. 実装した回路機能ブロック

3. 基本動作と性能検証結果

図 1 中の Trigg 出力の時間差分布を、SoC 中に構築した TAC 回路で測定した結果を図 2 に示す。確率密度関数を示す指数減衰分布（対数プロットでは直線）が得られており、ポアソン分布に沿ったランダムパルスの出力が確認できた。測定で得られた分布の加重平均値は 103.5μs であり、計算評価値（100.5μs）に対して 3μs 長い。この原因の一つとして、DMA 転送の強制停止・再始動に係るデッドタイムが考えられ、現在検討を進めている。

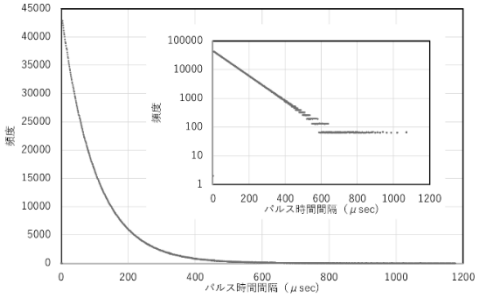


図２．時間間隔分布の測定結果

4. 今後の予定

今回の試作評価で、新たに提案した簡素なディジタル処理方式により、ランダムパルスが得られることが検証できた。今後、より詳細な性能評価や改善・検証を進め、性能限界を明らかにすると共に、計数率の可変機能等を含めた実用的機能についての実装も進めていく。

参考文献

[1] 前川, プログラマブル SoC を用いたワンチップ放射線計測モジュールの拡充, 2H16, 日本原子力学会春の年会 (2024)

*Tatsuyuki Maekawa, P.E. Office TM RAMS Consulting.

マイクロ波照射レーザープラズマを用いたガドリニウム共鳴吸収信号の観測

Observation of gadolinium resonance absorption signals using laser plasma with microwave irradiation

*岩田 圭弘[1]，大場 正規[1]，宮部 昌文[1]，寺林 稜平[2]，長谷川 秀一[2]

[1] 日本原子力研究開発機構，[2] 東京大学

強い放射線環境下における遠隔元素・同位体分析に向けて、マイクロ波照射レーザープラズマを用いた共鳴吸収分光法の開発を行っている。本研究では、ガドリニウム焼結試料から生成したプラズマに波長 422.7 nm 半導体レーザーを照射し、ガドリニウム共鳴吸収信号の空間分布及び時間変化を観測した。

キーワード：ガドリニウム，レーザープラズマ，共鳴吸収，マイクロ波

1. 緒言

高強度パルスレーザーを試料に照射（LA: レーザーアブレーション）して発生するレーザープラズマを用いた共鳴吸収分光法は、試料の複雑な前処理が不要であり強い放射線環境下における遠隔元素・同位体分析に有用である。しかし、ウラン及びガドリニウム（Gd）等大気中で酸化が進みやすい元素では、プラズマが拡散する前に酸化物が形成され吸収信号が消える。本研究では、LA 生成プラズマにマイクロ波を照射することで、レーザープラズマの再励起及び酸化物解離を利用した共鳴吸収分光法の開発を行っている。

2. マイクロ波照射による Gd 共鳴吸収信号の観測

Gd 原子の波長 422.7 nm 遷移（$6s^2\ ^9D^\circ_6 \rightarrow 6s6p\ ^9F_7$）[1]に着目し、大気下で波長 532 nm ナノ秒パルスレーザーを酸化 Gd 焼結試料に照射した。発生した LA 生成プラズマにマイクロ波及び半導体レーザーを照射し、Gd 共鳴吸収信号の時間変化をオシロスコープで観測した（図 1）。赤・緑・青線は、半導体レーザー周波数が共鳴・共鳴−5 GHz・共鳴−100 GHz で、黒線は共鳴でマイクロ波照射なしのデータである。LA から 10 μs 程度で酸化が進み吸収量が低下するが、マイクロ波照射により酸化物が解離し 40 μs 付近をピークとした共鳴吸収信号が観測されたと考えられる。

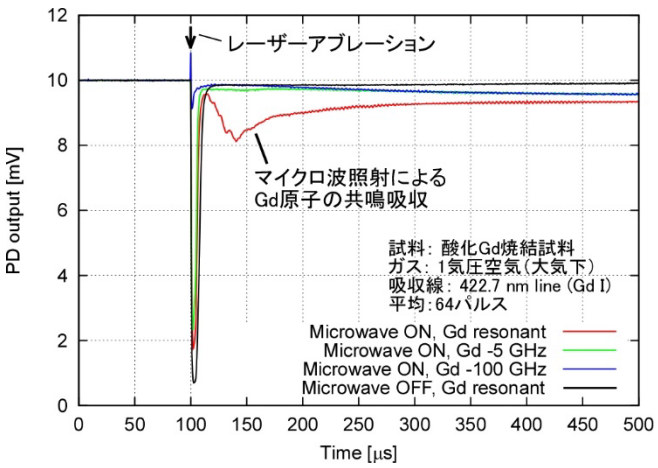


図 1　マイクロ波照射による Gd 共鳴吸収信号
（縦軸は LA 前の出力 10 mV に補正）

3. 結言

酸化 Gd 焼結試料の LA 生成プラズマを用いて、マイクロ波照射による Gd 共鳴吸収信号を観測した。

参考文献

[1] K. Blaum et al., Eur. Phys. J. D **11** (2000) 37-44.

本研究の一部は、JSPS 科研費 JP24K01406 の助成を受けた内容を含みます。

*Yoshihiro Iwata[1], Masaki Ohba[1], Masabumi Miyabe[1], Ryohei Terabayashi[2] and Shuichi Hasegawa[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]The University of Tokyo

高分解能ドップラーフリーアブレーション共鳴分光法による核種分析法の開発

Development of isotopic analysis based on high-resolution Doppler-free resonance excitation spectroscopy

*宮部 昌文[1], 岩田 圭弘[1], 長谷川 秀一[2]
[1]原子力機構、[2]東京大学

固体表面にパルスレーザー光を照射して生じるレーザープラズマに、波長可変レーザー光を吸収させることで原子を励起し、その蛍光や吸収信号から物質の核種組成を遠隔・非接触で測定する手法を開発している。従来の方法では室温程度のドップラー拡がりにより波長分解能が制限されていたが、2 波長 2 段階ドップラーフリー分光法によって、同位体シフトの小さい核種の分析が可能となった。

キーワード： レーザーアブレーション、同位体分析、ドップラーフリー分光

1. はじめに 東京電力福島第一原子力発電所の廃炉で発生する強い放射能を有する燃料デブリ等の廃炉関連物質の核種分析にレーザーアブレーションを用いた遠隔分析法を適用することを検討している。レーザープラズマの発光から分析を行う方法（レーザー誘起ブレークダウン分析法（LIBS））は、発光線波長の同位体毎の差を識別するだけの波長分解能を得ることが難しい場合が多く、より波長分解能の高い分光法が必要とされている。そこで我々は、レーザープラズマに 2 本の共鳴レーザー光を対向させて照射し、原子を2段階励起させて生じる高励起状態に起因する共鳴蛍光や吸収信号から高い波長分解能を得る手法を開発している[1]。

2. 実験 セメントと酸化ストロンチウム粉末を混合・圧縮して成型したペレットを、真空チャンバー内の回転試料台に乗せ、Nd:YAG レーザーの 2 倍高調波光(532nm, 10Hz)を垂直に照射してレーザープラズマを発生させた。また Ca や Sr 原子の 2 段階励起に必要な光を 2 台の外部共振器半導体レーザーで発生させ、試料表面から数 mm 上方でプラズマに対向して照射して、Ca や Sr 原子の第 2 励起状態から生じる共鳴蛍光や吸収信号を光電子増倍管や高速フォトダイオードによって検出した。

3. 結果と考察 図1は背景ガス（ヘリウム）の圧力を 3 通りに変化させて 2 段目のレーザー波長をスキャンして得られた ^{40}Ca の蛍光スペクトルを比較した図である。スペクトルの半値幅は圧力に比例して変化するが、信号強度も増減することが分る。このことから、高い波長分解能と十分な信号感度が両立する圧力条件を決めることができた。また、アブレーション直後のプラズマ内では粒子衝突が激しく、速度変化衝突によるガウス型バックグランド信号がスペクトルに重畳されるため、アブレーションから観測までの時間差も重要であることが分かった。更に同様の分光特性は Ca だけでなく Sr でも得られ、また蛍光信号だけでなく吸収信号からも同様の結果が得られることが明らかになった。

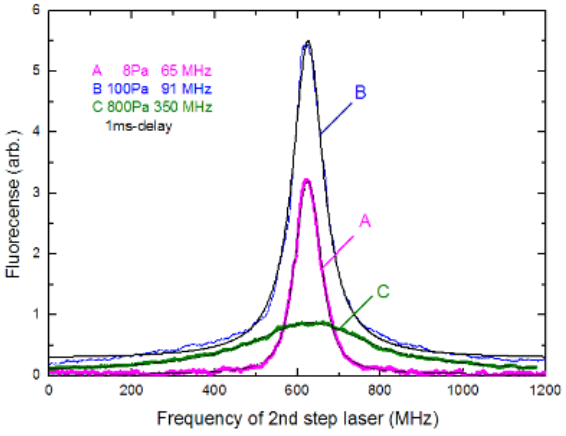


図 1 Ca の蛍光スペクトルの圧力変化

謝辞 本研究の一部は JSPS 科研費・基盤研究 B （課題番号 22H02011）の助成によって得られた成果です。

[1] M. Miyabe, M. Kato, S. Hasegawa, *J. Anal. At. Spectrom*. 2023, 38, 347-358, DOI: 10.1039/d2ja00304j

*Masabumi Miyabe[1], Yoshihiro Iwata[1], Shuichi Hasegawa[2] （[1]JAEA, [2]The University of Tokyo）

Oral presentation | VIII. Non-proliferation, Safeguards and Nuclear Security：801-2 Technology for Non-Proliferation, Safeguards and Nuclear Security

Wed. Sep 11, 2024 10:30 AM - 11:55 AM JST | Wed. Sep 11, 2024 1:30 AM - 2:55 AM UTC Room O(Recture RoomsB 2F B204)

[1O01-05] Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security

Chair:Masato Hori(JAEA)

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

[1O01]

Impact of Uranium-silicide fuels on enhancement of fuel lifetime, nuclear safety and security in large scale LWRs

*Yusuke Mori[1], Hiroshi Sagara[1] (1. Tokyo Tech)

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

[1O02]

The development of detection and reasoning methods for nuclear material theft behaviors based on artificial intelligence and background analysis

*Zhan Li[1], Xingyu Song[1], Shi Chen[1], Kazuyuki Demachi[1] (1. The University of Tokyo)

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

[1O03]

Identification of key signature nuclides to estimate the origin of reprocessed Pu for Nuclear Forensics

*Hayato Sato[1], Hiroshi Sagara[1], Young Chi Han[1], Yoshiki Kimura[2], Kosuke Tanabe[3] (1. Tokyo Tech, 2. JAEA, 3. NRIPS)

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

[1O04]

Numerical Analysis of Photonuclear Reaction Detection using High Energy Gamma-ray from $^{7}Li(p,g)^{8}Be$ reaction Triggered by Pelletron Accelerator

*Krittanai Kiatkongkaew[1], Hiroshi Sagara[1], Tatsuya Katabuchi[1], Chikako Ishizuka[1], Risa Kunitomo[1] (1. Tokyo Tech)

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

[1O05]

Application of prompt fission gamma rays to nuclear security

Measurements using approved Cf-252 devices with certification labels

*Tomooki Shiba[1], Saki Sugizaki[2], Tomoki Yamaguchi[1] (1. JAEA, 2. E&E Techno Service)

11:45 AM - 11:55 AM JST | 2:45 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

ウランケイ化物燃料を用いた大型軽水炉の長期運転可能性・高安全性・核セキュリティ性に関する研究

Impact of Uranium-silicide fuels on enhancement of fuel lifetime, nuclear safety and security in large scale LWRs

*森 悠輔[1]，相楽 洋[1]

[1]東京工業大学

本研究では、ウランケイ化物(U_3Si_2)燃料を用いた軽水炉の核特性、定常運転及び冷却材喪失事故(LOCA)発生時のピーク燃料温度、長期運転可能性、安全性を向上させることを明らかにした。

キーワード：事故耐性燃料，ウランケイ化物燃料，核熱解析，過渡解析，核セキュリティ

1. 緒言　軽水炉燃料開発において、高燃焼度化と安全性を達成するためにウラン濃縮度を高め、燃料集合体型式が 15x15(燃料棒直径 10.7 mm)から 17x17(燃料棒直径 9.5 mm)のように燃料棒を細くし本数を増やす設計が取られてきた[1]。事故耐性燃料である U_3Si_2 燃料は重金属密度が高く、ウラン濃縮度を上げずに運転期間の長期化が可能であり、燃焼を通じて熱伝導率が高いためピーク温度の抑制と高い安全性が期待できる。また、化学的安定性が高いことから Pu の単離が技術的に困難なため、核不拡散性の向上が期待され、中小型 PWR 利用における有効性が示されてきた[2]。本研究では、大型 PWR 及び BWR において、U_3Si_2 燃料を用いて長期運転可能性、安全性、核セキュリティ性を同時に向上させる設計条件を明らかにすることを目的とする。

2. 研究手法　まず軽水炉燃料の反応度・燃焼解析のために、集合体を模擬した 2 次元実効ピンセルモデルを用いた MVP/MVP-BURN[3,4]による中性子輸送及び燃焼計算を行った。次に RELAP5-3D[5]を用いて、3GW$_{th}$ クラスの大型 PWR 炉心に対する伝熱流動、核動特性を解析し、定常時および過渡時における安全特性評価を行った。パラメータとして、燃料集合体内の燃料棒直径および本数、ウラン化学形態 (UO_2、U_3Si_2) を置いた。最後に、核セキュリティ性として、サボタージュによる安全機能喪失を想定した炉心安全影響を評価した。

3. 結果　大型 PWR における 1000 秒後 LOCA 発生時の燃料棒最高温度を、燃料型式(17x17、15x15)および化学形態(UO_2、U_3Si_2)について比較評価した結果を**図 1** に示す。定常運転時の燃料最高温度は、17x17 の細径燃料集合体において、UO_2 に比べ U_3Si_2 は 742 K 低くなった。また、15x15 の太径燃料集合体と比較すると、UO_2 では 554 K 高いのに対し、U_3Si_2 は 116 K と差が格段と小さかった。これは U_3Si_2 の熱伝導率が燃焼末期の保守的仮定においても UO_2 に比べ 6 倍程度大きいためである。また、LOCA 発生後、直後の原子炉スクラム作動および 50 秒後の非常用炉心冷却設備の動作によりいずれの燃料においても最高温度が冷却水温度の約 350 K まで下がった。特に U_3Si_2 は冷却されるまでの時間が UO_2 に比べ短縮されている効果も確認された。

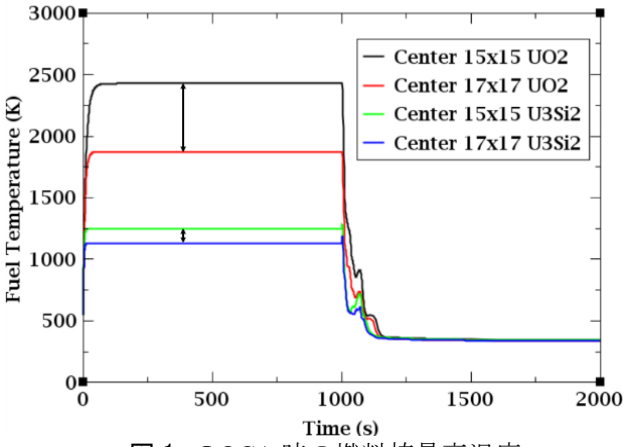


図 1　LOCA 時の燃料棒最高温度

4. 結言　U_3Si_2 燃料を用いた軽水炉の核特性、定常運転及び LOCA 発生時のピーク燃料温度評価により、長期運転可能性、安全性の向上効果を確認した。今後、核セキュリティ性の評価を行う。

謝辞　本研究の一部は、原子力規制人材育成事業における 3S 研究プロジェクトの支援を受けて行われた。

参考文献　[1]原子力安全研究協会, 軽水炉燃料のふるまい, 2013, [2]N. Mitsuboshi and H. Sagara, Annal. Nucl. Energy, 2021, [3]長家他, JAEA-Data/Code-2016-019, 2016, [4]奥村他, JAEA-Data/Code2011-010, 2011, [5] RELAP5-3D code manual, INEELEXT-98-00834, 2005

*Yusuke Mori[1], Hiroshi Sagara[1]

[1]Tokyo Institute of Technology.

The development of detection and reasoning methods for nuclear material theft behaviors based on artificial intelligence and background analysis

*Zhan Li, Xingyu Song, Shi Chen, Kazuyuki Demachi
The University of Tokyo

Abstract: A novel detection and reasoning method for nuclear material theft behaviors is proposed in this research. In detail, an extra tree-structured analysis process is proposed to determine the status of background objects. Besides, this background analysis process is well integrated in our previously proposed explainable reasoning methods. The results show that our proposed methods prove to be promising to detect nuclear material theft events.
Key words: nuclear security; human malicious behaviors identification; artificial intelligence; background analysis

1. Introduction

In our previous research [1], three novel and explainable reasoning methods are proposed to solve the problems of human malicious behaviors in external intrusion of nuclear security. However, for the more complex and significant scenarios of nuclear material theft, the proposed methods are required to be advanced with the process of background analysis.

2. Methodology

The framework is shown in Fig.1, which is mainly comprised by two calculation steps called computer vision module (CVM) and reasoning module (RM). In CVM, multiple deep learning models (in blue font) are implemented and applied to extract the three types of human actions, which are HPOIA, HBOIA and TA in Fig.1. However, for the cases of nuclear material theft, we additionally add a process of background analysis (in green font) in CVM, thus the corresponding output background analysis (BA) would also be obtained. Then, the three extracted human actions as well as BA results are comprehensively considered for final reasoning in RM.

3. Conclusion

With the development of background analysis process shown in Fig.2, the special background object ‘nuclear fuel’ would be assigned with a label which might be ‘exist’, ‘hidden’ or ‘disappear’. The proposed methods seem to be useful for identification of nuclear material theft cases.

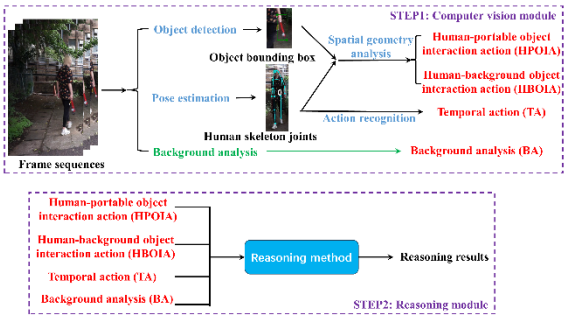


Fig.1 Framework

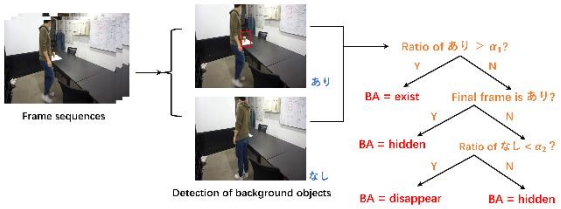


Fig.2 Background analysis

References

[1] Li, Z., Song, X., Chen, S., Demachi, K., 2024. Data, language and graph-based reasoning methods for identification of human malicious behaviors in nuclear security. Expert Systems with Applications 236, 121367.

核鑑識のための回収 Pu の起源推定に必要な重要シグネチャ核種の検討

Identification of Key Signature Nuclides to Estimate the Origin of Reprocessed Pu for Nuclear Forensics

*佐藤 颯[1]，相楽 洋[1]，韓 治暎[1]，木村 祥紀[2]，田辺 鴻典[3]

[1]東京工業大学，[2]日本原子力研究開発機構，[3]科学警察研究所

本研究では、再処理工程で多様な形態で存在する回収 Pu の起源推定を目的とし、核鑑識の重要パラメータの一つである燃料核種組成情報を活用した重要シグネチャ核種の検討を行った。

キーワード：核鑑識，核セキュリティ，回収 Pu，PWR・BWR，照射済燃料核種組成

1. 緒言

我が国では、Pu リサイクルを行う核燃料サイクルの実現を推進しており、Pu 利用に係る透明性を高めることが求められる。本研究では、再処理工程において多様な形態で存在する回収 Pu が生成された原子炉型、燃料型、再処理工程における分離生成年代を推定するために、照射済核種組成の違いから機械学習を用いた起源推定に必要な重要シグネチャ核種の検討を行った。

2. 研究手法

本研究では、照射済核種組成インベントリを作成するためゼロ次元の核種崩壊生成計算コード ORIGEN2.2、核データライブラリには JENDLE - 4.0 を中核とする核データを導入した ORLIBJ40 を用いた。まずベンチマークとして、SFCOMPO に含まれる BWR および PWR 燃料ペレット照射後試験結果と燃焼計算結果の比較により計算精度を確認した。次に、表 1 に示す PWR・BWR 燃料集合体の再処理前後における核種組成計算を行った。これらにより核種データベースを構築し、再処理工程における除染係数等を用いた測定可能性を考慮し、機械学習手法を用いて回収 Pu の起源を推定するための重要シグネチャ核種の検討を行う。

表 1 核種崩壊生成計算に必要な燃料情報 [1, 2]

集合体タイプ	平均取出燃焼度 [GWd/t]	ウラン濃縮度 [wt%]	冷却期間 [years]	(再処理後)冷却期間 [years]
BWR STEP II	39.5	3.4	10, 50	0.1, 10, 50
PWR STEP I	44	4.1	10, 50	0.1, 10, 50

3. 結果

ベンチマーク結果より、主要 Pu 同位体(Pu-239,240,241)の計算精度が 5%以内であることを確認した。また、PWR と BWR の使用済燃料中核種密度の差が 10%以上となる核種リストを抽出し、シグネチャ核種候補とした。今後、燃料型(BWR Step I, II, III, PWR Step I, II)をパラメータとした照射済燃料組成や集合体内の位置ごとでの照射後燃料核種組成情報を用いてデータベースの拡充を行い、機械学習手法を用いた起源推定に必要な重要シグネチャ核種の検討を行う予定である。

謝辞

本研究は、日本原子力研究開発機構との共同研究「核鑑識のための回収プルトニウムの起源推定手法に関する研究」成果の一部を含んでおり、日本原子力研究開発機構における成果は文部科学省核セキュリティ補助金事業によるものである。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ている。

参考文献

[1] OECD, Nuclear Energy Agency. SFCOMPO 2.0 (Spent Fuel Isotopic Composition).

[2]奥村啓介，“軽水炉使用済み燃料の核種インベントリ”,日本原子力研究開発機構, 2011.

---

*Hayato Sato[1], Hiroshi Sagara[1], Chi Young HAN[1], Yoshiki Kimura[2] and Kosuke Tanabe[3]

[1]Tokyo Tech., [2]JAEA, [3]NRIPS

Numerical Analysis of Photonuclear Reaction Detection using High Energy Gamma-ray from $^{7}Li(p,\gamma)^{8}Be$ reaction Triggered by Pelletron Accelerator

*Krittanai Kiatkongkaew[1], Hiroshi Sagara[1], Tatsuya Katabuchi[1], Chikako Ishizuka[1] and Risa Kunitomo[1]
Tokyo Institute of Technology[1].

A potential of photonuclear reactions to be utilized in non-destructive assay methods for nuclear security and safeguards has been realized. A numerical study on activated photonuclear reactions by γ-rays emitted from the $^{7}Li(p,\gamma)^{8}Be$ reaction, including influences from geometrical condition and detectability analysis was performed.

Keywords: Non-Destructive Assay, Nuclear Security, Photonuclear reaction, Detectability, Pelletron Accelerator

1. Introduction High energy γ-rays from the $^{7}Li(p,\gamma)^{8}Be$ reaction can be considered an effective photon source for active interrogation of nuclear materials. An experimental demonstration on photonuclear reaction induced by γ-rays from the $^{7}Li(p,\gamma)^{8}Be$ reaction utilizing a proton beam from the Pelletron accelerator of Tokyo Tech is planned. This study aims to perform a numerical study on the current active method utilizing the $^{7}Li(p,\gamma)^{8}Be$ reaction. The study includes impacts from geometrical condition, and detectability analysis.

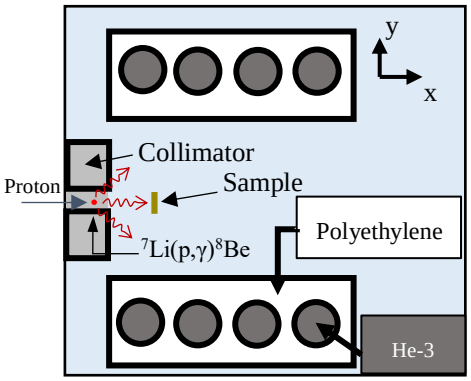


Figure 1 Simulated neutron measurement apparatus

2. Methodology Numerical analyses were carried out with the Monte Carlo simulation code MCNP. The previous experimental data of the energy distribution and yields of γ-rays from the $^{7}Li(p,\gamma)^{8}Be$ reaction [1] were used to isotropically generate photons in the calculation. Photonuclear reactions occurring in the samples were calculated from photonuclear cross section data of ENDF/B-VII.1. Investigation on detectability of photonuclear reactions changing sample materials, distance, and sample thickness was performed for the measurement setup shown in the **Figure 1**.

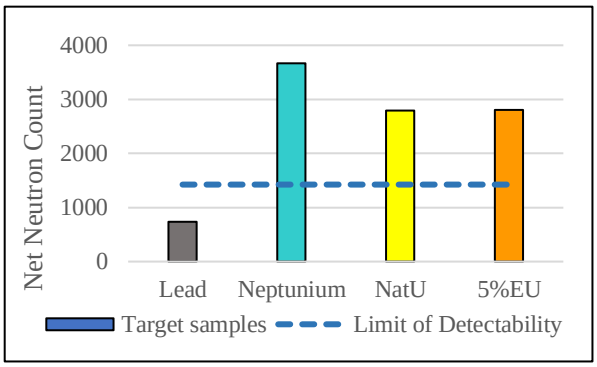


Figure 2 Net neutron counts from samples placed at 1 cm from source position

3. Result Geometrical conditions such as distance, sample thickness and surface area have an impact on photoneutron emission. The sample was placed at 1 cm from the photon source and neutrons were detected with ^{3}He proportional counters surrounded with polyethylene moderators**.** The limit of detectability was evaluated based on background neutrons from photoneutrons emitted from the lead collimator. As shown in **Figure 2**, at a sample distance of 1 cm from the photon source, given the sample size of 1 cm^2 surface area and 1 mm thick, neutrons from lead are below the detectability limit, while photonuclear events from nuclear material samples such as neptunium and uranium samples are found to be detectable.

4. Conclusion The characteristics of neutron emission by γ-rays from $^{7}Li(p,\gamma)^{8}Be$ reaction regarding sample materials and geometrical conditions have been investigated in numerical analyses. With an optimal experimental setup, photon-induced neutron events from nuclear materials can be made detectable.

Acknowledgement This research was partially supported by the Nuclear Regulation Authority of Japan through the Tokyo Tech ANSET-CP 3S program and also by JSPS KAKENHI Grant numbers JP23H01894, and Nuclear Regulation Authority, Japan.

References [1] Saito, T., Katabuchi, T. et al., (2017). Journal of Nuclear Science and Technology, 54:2, 253-259

核分裂即発ガンマ線の核セキュリティへの応用
表示付認証機器 Cf-252 を用いた測定

Application of prompt fission gamma rays to nuclear security
Measurements using approved Cf-252 devices with certification labels

*芝　知宙[1]，杉崎 沙希[2]，山口　知輝[1]
[1]原子力機構，[2]E&E テクノサービス

核物質に特有な核分裂に伴う即発ガンマ線（PFG）を検出することを、核セキュリティ分野へ応用する。特に表示付認証機器 Cf-252 を用いた測定について述べる。

キーワード：核分裂即発ガンマ線、核セキュリティ、核物質検知

1. 緒言

核セキュリティ上、遮蔽体内に隠ぺいされた核物質を検知する技術が求められている。核物質に特有な PFG は連続スペクトルであるが、透過力の高い高エネルギー領域までのスペクトルを有する。現在、原子力機構核不拡散・核セキュリティ総合支援センターでは、PFG を用いた核検知技術の開発を行っている。本報告では、ウランからの PFG を測定するため、UO_2 試料に対して中性子源（表示付認証機器 Cf-252）を用いたアクティブ中性子実験について述べる。

2. 実験体系のシミュレーション手法

実験に使用した試料は、元素重量 24g の天然ウランの二酸化物であった。中性子源（表示付認証機器 Cf-252）の放射能は 3.1 MBq であった。この中性子源を UO_2 試料に接近させ、核分裂反応を誘発させ、PFG を発生させた。発生させたガンマ線は、HPGe 検出器（直径 58.9mm、長さ 59.3mm、35%効率）で測定した。測定時間は数時間とした。試料と同様の PFG を放出する中性子源のみのガンマ線測定に対して、UO_2 試料+中性子源（Cf-252）のアクティブ測定が、有意に CPS が増えているかを確認した。

3. 結果と今後の展望

天然バックグラウンドとなる Tl-208 の 2615 keV 付近を避け、2700-2710 keV の区間の CPS を図に示す。区間全域にわたり、アクティブ測定では、中性子源のみのガンマ線測定と比較し、有意な増加が確認できる。今後は異なるウラン試料を用いた実験や、本実験を再現するシミュレーション手法を確立し、検出限界となる核物質量を評価していく。

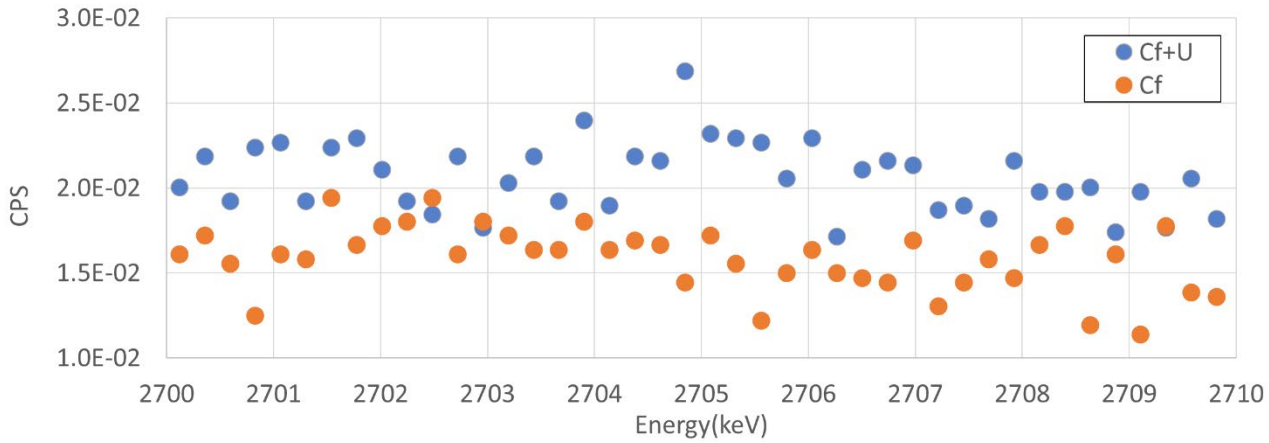


図　2700-2710 keV 区間の CPS

*Tomooki Shiba[1], Saki Sugizaki[2] and Tomoki Yamaguchi[1]
[1]JAEA, [2]E&E Techno Service

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

Wed. Sep 11, 2024 10:50 AM - 11:55 AM JST | Wed. Sep 11, 2024 1:50 AM - 2:55 AM UTC Room K(Recture RoomsB 2F B200)

[1K04-07] 1F Waste 1

Chair:Tomofumi Sakuragi(RWMC)

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

[1K04]

Study on estimation of radioactivity concentration of biological shielding at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
(1) Technical issues and approach

*Yoshikazu Koma[1], Takashi OKADA[1], Youko TAKAHATAKE[1], Tsutomu ISHIGAMI[2], Takeshi SUGITA[2], Tsutomu OKAMOTO[2], Masaya SEKI[2], Hiroki NEMOTO[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. NAIS Co., Inc.)

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

[1K05]

Study on estimation of radioactivity concentration of biological shielding at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
(2) Contribution of activation processes and material composition in concrete

*Tsutomu ISHIGAMI[2], Yoshikazu KOMA[1], Takashi OKADA[1], Youko TAKAHATAKE[1], Takeshi SUGITA[2], Tsutomu OKAMOTO[2], Masaya SEKI[2], Hiroki NEMOTO[2] (1. JAEA, 2. NAIS, Co., Inc.)

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

[1K06]

Study on estimation of radioactivity concentration of biological shielding at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
(3) Neutron flux distribution applying variance reduction method

*Masaya SEKI[2], Yoshikazu KOMA[1], Takeshi OKADA[1], Youko TAKAHATAKE[1], Tsutomu ISHIGAMI[2], Takeshi SUGITA[2], Tsutomu OKAMOTO[2], Hiroki NEMOTO[2] (1. JAEA, 2. NAIS, Co., Inc.)

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

[1K07]

Study on estimation of radioactivity concentration of biological shielding at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
(4) Uncertainty Factors and Sensitivity Analysis

*Tsutomu Okamoto[2], Yoshikazu Koma[1], Takashi Okada[1], Youko Takahatake[1], Tsutomu Ishigami[2], Takeshi Sugita[2], Masaya Seki[2], Hiroki Nemoto[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Nippon Advanced Information Service)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

福島第一原子力発電所における生体遮へいの放射能濃度の推定に関する研究 (1) 課題とアプローチ

Study on estimation of radioactivity concentration of biological shielding at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, (1) Technical issues and approach

*駒 義和[1], 岡田 尚[1], 高畠 容子[1]
石神 努[2], 杉田 武志[2], 岡本 力[2], 関 優哉[2], 根本 拓紀[2]
[1]日本原子力研究開発機構, [2]NAIS 株式会社

福島第一原子力発電所の事故に伴う放射性廃棄物のうち原子炉の生体遮へいコンクリートを対象として、廃棄物処分において重要な長半減期核種を含めて放射能量を計算解析により推算した。コンクリートの組成や計算解析上の不確実性を検討し、結果は妥当であると考えられた。

キーワード：福島第一原子力発電所、放射性廃棄物処理、放射化計算

1. 研究の必要性

東京電力ホールディングス（株）福島第一原子力発電所にて発生する放射性廃棄物の管理を合理的に実施する上で、廃棄物中の放射能の推算が不可欠である。廃棄物の処分区分を検討するためには、長半減期の難測定核種を含めてあらかじめ推算する手法が重要である。原子炉の生体遮へいコンクリートは、放射化生成物に加えて事故に伴う汚染が重畳しており、放射化量は計算解析により求める。計算解析の条件設定においては、原子炉建屋の内部への立ち入りについての制約が厳しく、調査や試料の採取が困難であることを踏まえた推算が必要である。

2. 研究の課題

放射能量を燃焼方程式により算出する上でターゲット核種の数密度と中性子束が重要なパラメータであり、ここでターゲット核種の数密度は、コンクリートの原材料の組成が明らかでなく、複合材料であり蘇生の不確実性を考慮しなければならない。低いレベルの放射能を推定する上で生体遮へい内部の低中性子束領域を正確に推定するためにはモンテカルロ計算量が膨大となり、効果的な解析手法が求められる。これらを含め、計算解析には多くの不確実性因子があり、それらの影響の度合いを把握する必要がある。

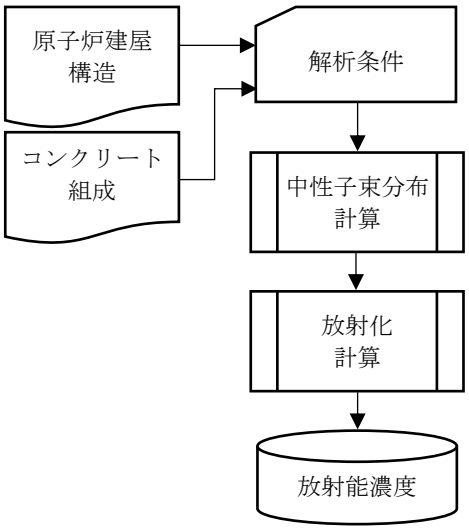


図 1 放射能濃度算出処理フロー

3. 研究のアプローチ

図 1 に示す計算処理フロー[1]に基づいて 2 号機を対象として解析評価を実施した。対象の核種は、クリアランスの基準を考慮して候補を抽出した。原材料の組成は、建設当時の情報を参照して類似の材料を分析して組成を設定し、中性子の減速に係わる水の影響を考慮した。低フラックスの中性子束は計算解析手法を工夫した。推定過程における種々のパラメータを挙げてそれらの不確実性を感度解析により評価した。続報にてそれぞれの詳細を報告する。

本研究は経済産業省による令和 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）」補助事業の成果を含む。

参考文献

[1] 助川武則 ほか, JAEA-Data/Code 2008-009 (2008).

*Yoshikazu KOMA[1], Takashi OKADA[1], Youko TAKAHATAKE[1], Tsutomu ISHIGAMI[2], Takeshi SUGITA[2], Tsutomu OKAMOTO[2], Masaya SEKI[2], Hiroki NEMOTO[2] , [1]JAEA, [2]NAIS.Co.,Inc.

福島第一原子力発電所における生体遮へいの放射能濃度の推定に関する研究 (2) コンクリートでの放射化過程と材料組成について

Study on estimation of radioactivity concentration of biological shielding at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, (2) Contribution of activation processes and material composition in concrete

*石神　努[2], 駒　義和[1], 岡田　尚[1], 高畠　容子[1]
杉田　武志[2], 岡本　力[2], 関　優哉[2], 根本　拓紀[2]
[1]日本原子力研究開発機構, [2]NAIS 株式会社

原子炉を構成する主要な材料のうち、コンクリートは廃棄物の発生量が多く、廃棄物管理において重要な対象である。また、微量に含まれる成分の放射化や、含有する水による中性子束への影響を考慮する必要がある。しかし、コンクリートはその材料の産地や配合の仕方により、組成が変化し、実際の構成材料の条件を考慮した検討が不可欠である。そこで、本報告では、放射化過程を整理し必要となる、コンクリート中の微量な成分を含む元素の構成比と自由水の量について調査した。

キーワード：福島第一原子力発電所、コンクリート、放射性廃棄物処理、放射化計算

1. 緒言

1F の原子炉、特に内部が汚染している 1 から 4 号機を主たる対象として、放射化を考慮すべき区域にて使用されている可能性が高い骨材の産地を推定した。同骨材に相当する材料、および、該当するセメント材料を入手してこれらを分析した。分析では、放射化過程及び放射性廃棄物レベル区分における重要核種を考慮の上選定した主要な元素[1]とともに微量に含まれる元素の構成比及び自由水の量を求めた。

2. 分析試料

調査の結果、1F の原子炉の生体遮へいコンクリートで使用されている可能性が高い骨材の産地は「阿武隈川産および新田川産の川砂と新田川産の川砂利」と推定された。同骨材に相当する材料、および、使用したセメント材料と同様のものを入手し、合計 10 個の試料を作成・分析した。

3. 検証

原料組成について、放射化評価で重要な元素として Ca、Si、Eu と Co 等の組成割合を分析し、分析結果を文献情報と比較検討した。自由水の量についても試料を分析し、文献情報と比較検討した。これら調査・分析結果を基に元素組成比と自由水割合に係る不確実さを考察した。

結果の例として、Eu と Co の含有量の相関について、本分析結果と文献情報との比較を図 1 に示す。分析結果は他のデータのばらつきの範囲内にあること分かる。

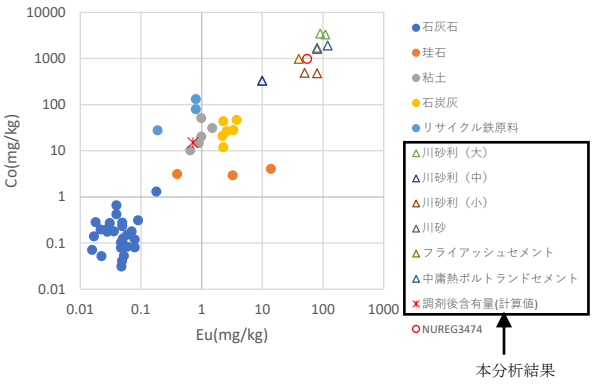


図 1 セメント原料の Eu/Co 含有量

本研究は経済産業省による令和 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）」補助事業の成果を含む。

参考文献

[1]坂井　章浩　他 : JAEA-Technology-2010-021「研究施設等廃棄物の埋設処分における安全評価上重要核種の選定(その 3）.

*Tsutomu ISHIGAMI[2], Yoshikazu KOMA[1], Takashi OKADA[1], Youko TAKAHATAKE[1], Takeshi SUGITA[2], Tsutomu OKAMOTO[2], Masaya SEKI[2], Hiroki NEMOTO[2] , [1]JAEA, [2]NAIS.Co.,Inc.

福島第一原子力発電所における生体遮へいの放射能濃度の推定に関する研究 (3) 分散低減法を適用した中性子束分布

Study on estimation of radioactivity concentration of biological shielding at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, (3) Neutron flux distribution applying variance reduction method

*関　優哉[2]，駒　義和[1]，岡田　尚[1]，高畠　容子[1]
石神　努[2]，杉田　武志[2]，岡本　力[2]，根本　拓紀[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]NAIS 株式会社

福島第一原子力発電所 2 号機を対象とした 3 次元の計算モデルを構築し、放射化計算で必要となる中性子線束分布をモンテカルロ（MC）計算コードで算出した。そこでは、計算範囲を原子炉格納容器周辺の生体遮へいコンクリートまでとし、最適化対象を 3 領域へ分割して分散低減法の最適化を行った。

キーワード：福島第一原子力発電所、放射性廃物処理、放射化計算、モンテカルロ法、分散低減

1. 緒言

原子炉施設には多くの接続配管等の貫通孔が存在し、中性子の局所的な流れ（ストリーミング）により炉心から離れた位置においても中性子が到達し放射化することが想定されるため、体系内における中性子の流れとエネルギースペクトルの計算が放射能量の推定に必要となる。このような場合は MC 法による輸送計算が有効であるが、一方で 3 次元の解析モデルの作成と計算結果を収束させるための分散低減法が課題となる。

2. 3 次元計算モデルの構築と分散低減パラメーターの作成方法

解析には MC 計算コード MCNP を使用した。原子炉建屋は JAEA 楢葉遠隔技術開発センター公開の CAD データを、原子炉格納容器や圧力容器等の形状は公開文献を参考に解析モデルを作成した（図 1[1]）。分散低減法としては ADVANTG[2]コードを用いて任意の標的領域における分散低減パラメーターを作成した。

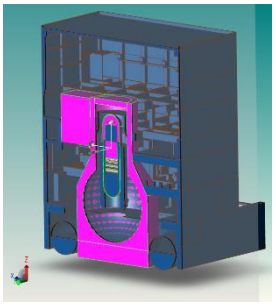


図 1 解析モデル

3. 分散低減パラメーターの分割化と中性子束分布結果の結合

初め評価領域を原子炉建屋全体の空間に設定し、外壁や躯体のコンクリート内部へ中性子が到達することを狙い、同領域を標的領域とした分散低減パラメーターを作成したが、計算自体が発散しやすく一括で建屋内全体の中性子束結果を得ることは困難であることが分かった。そこで評価領域を格納容器周辺に限定した上で標的領域を格納容器の蓋部、底部外周、底部全体の 3 つの領域へ限定した分散低減パラメーターを作成し各々で計算を行った。これらの結果を重ね合わせることで最終的に生体遮へい領域の中性子束を概ね得ることが出来た（図 2）。本計算手法を用いることにより商用炉規模の大規模な幾何体系における中性子束評価と放射化計算が可能となった。

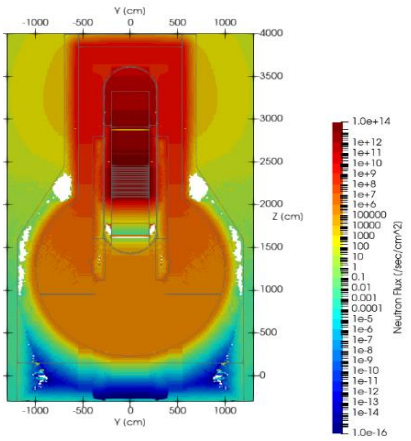


図 2 熱中性子束分布

本研究は経済産業省による令和 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）」補助事業の成果を含む。

参考文献

[1] SuperMC 3.4.0, Super Multi-function Calculation Program for Nuclear Design and Safety Evaluation. , Copyright , FDS Team.
[2] Scott W. Mosher, et al. :*G*, ORNL/TM-2013/416 Rev. 1 (2015).

*Masaya SEKI[2], Yoshikazu KOMA[1], Takashi OKADA[1], Youko TAKAHATAKE[1], Tsutomu ISHIGAMI[2], Takeshi SUGITA[2], Tsutomu OKAMOTO[2], Hiroki NEMOTO[2], [1]JAEA, [2]NAIS.Co.,Inc.

福島第一原子力発電所における生体遮へいの放射能濃度の推定に関する研究 (4) 不確実性要因と感度解析

Study on estimation of radioactivity concentration of biological shielding at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, (4) Uncertainty Factors and Sensitivity Analysis

*岡本　力[2]，駒　義和[1]，岡田　尚[1]，高畠　容子[1]
石神　努[2]，杉田　武志[2]，関　優哉[2]，根本　拓紀[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]NAIS 株式会社

放射化生成物放射能濃度の算出結果に含まれる不確実性の評価が求められる。不確実性の評価を行うために、不確実性に寄与する要因を過去の事例等から抽出し、それらの要因が計算結果に及ぼす不確実性（評価に用いるモデルの多様性が評価結果に及ぼす度合い）及び感度（評価モデルに用いるパラメータの変動幅が評価結果に及ぼす度合い）について計算コードを用いて算出するとともに、その結果を検討した。

キーワード：福島第一原子力発電所、放射性廃物処理、放射化計算、感度解析

1. 緒言

放射化生成物放射能濃度算出結果に含まれる不確実性を検討するにあたり、不確実性に寄与する可能性のある要因を抽出し、要因のデータを変動させた感度解析を行った。また、その結果に基づき廃棄物レベル区分領域について検討した。

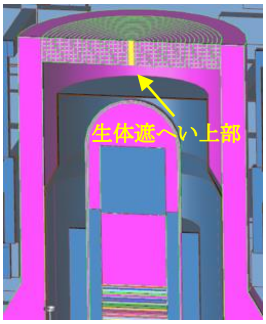


図 1 放射能濃度の評価領域

2. 不確実性に係る要因の抽出

放射能濃度の計算結果に影響を及ぼす可能性のある要因として次の 11 個を抽出した。①コンクリート表面加工・鉄筋配置等 ②配管形状モデル ③核分裂発生領域内発生分布 ④炉内任意温度 ⑤分散低減法 ⑥コンクリートの元素組成・密度 ⑦骨材試料の元素組成 ⑧コンクリート中の自由水割合 ⑨放射化ライブラリ ⑩崩壊ライブラリ 及び⑪中性子空間分布の集計単位。中性子輸送計算には MCNP[1]、放射化計算には ORIGEN-S[2]を用いた。要因のデータに標準データを設定した場合を標準ケースとした。

3. 感度解析結果

不確実性要因による影響を Co-60 及び Eu-152 の放射能濃度の推定値により示す。生体遮へい中央上部（図 1）の放射能濃度を推算し、標準に対する変動値とともに図 2 に示す。Co-60 の推定値を L3 濃度上限値[3]と比較すると、変動幅を考慮しても濃度上限値より 1 桁以上低い。Eu-152 についても同様の変動幅である。本研究の推定手法は設定した標準条件とともに妥当であると考えられる。

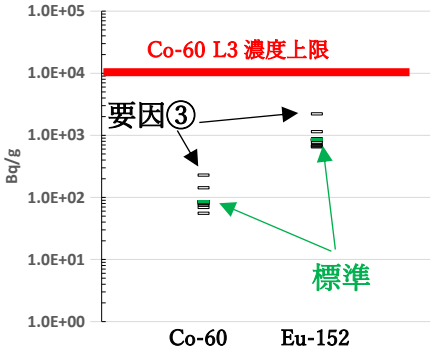


図 2 Co-60 及び Eu-152 放射能濃度の推定値に対する不確実性要因の影響

本研究は経済産業省による令和 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）」補助事業の成果を含む。

参考文献

[1] MCNP® Version 6.2 Release Notes , Los Alamos National Laboratory report LA-UR-17-29981.
[2] I.C.Gauld, et al. : "ORIGEN-S ", ORNL/TM-2005/39 Version 6 Vol. II, Sect. F7, (2009).
[3] 武田聖司ほか, TRU 核種を含む放射性廃棄物及びウラン廃棄物のトレンチ処分に対する濃度上限値の評価(受託研究), JAEA-Research 2008-044

*Tsutomu OKAMOTO[2], Yoshikazu KOMA[1], Takashi OKADA[1], Youko TAKAHATAKE[1], Tsutomu ISHIGAMI[2], Takeshi SUGITA[2], Masaya SEKI[2], Hiroki NEMOTO[2], [1]JAEA, [2]NAIS.Co.,Inc.

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

Wed. Sep 11, 2024 10:55 AM - 12:00 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 1:55 AM - 3:00 AM UTC Room M(Recture RoomsB 2F B202)

[1M04-07] Water chemistry and Corrosion for LWR

Chair:Ryuji Nagaishi(JAEA)

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

[1M04]

Evaluation of KOH as a pH control agent of PWR primary system

(1) Study of pH control method for K-Li environment by column adsorption test on ion exchange resin

*Genki MURAKAMI[1], Yusuke NAKANO[2], Wataru SUGINO[2], Yosuke MUKAI[1], Yuichi SHIMIZU[1], Nobuo ISHIHARA[1] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 2. The Japan Atomic Power Company)

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

[1M05]

Evaluation of KOH as a pH control agent of PWR primary system

(2) Evaluation of the effect of KOH on PWSCC initiation

*Kenta Kakitani[1], Yusuke Nakano[2], Wataru Sugino[2], Kenji Sato[1], Yuichi Shimizu[1] (1. MHI, 2. JAPC)

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

[1M06]

Effects of Oxygen Injection and Platinum Deposition on Flow Accelerated Corrosion of Carbon Steel under Simulated Reactor Water Clean-up System Conditions

(3) FAC rates of carbon steel at 280 ^{o}C with Pt deposition

*Yoichi Wada[1], Toshimasa Ohashi[1], Hikari Murotani[1], Ryosuke Shimizu[2], Makoto Nagase[2], Shinobu Okido[2] (1. Hitachi, 2. Hitachi-GE)

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

[1M07]

Development of chemical decontamination method for carbon steel (2)

Development of decomposition of decontaminants and purification methods

*Yuto Kato[1], Hideyuki Hosokawa[1], Takashi Ohira[2], Shintaro Yanagisawa[2], Masahiko Kazama[3] (1. Hitachi, 2. HGNE, 3. Kurita Water Industries)

11:55 AM - 12:00 PM JST | 2:55 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

PWR 1 次冷却水の pH 調整剤としての水酸化カリウムの適用性評価
（１）カラム通水試験によるカリウム・リチウム共存環境の pH 制御法の検討

Evaluation of KOH as a pH control agent of PWR primary system

(1) Study of pH control method for K-Li environment by column adsorption test on ion exchange resin

*村上 元規[1]，中野 佑介[2]，杉野 亘[2]，向井 洋介[1]，志水 雄一[1]，石原 伸夫[1]

[1] 三菱重工業，[2] 日本原子力発電

PWR 1 次冷却水の pH 調整剤である LiOH の代替剤として KOH を適用した場合、系統内のカチオンは K と、炉内で生成する Li の共存環境となる。pH 制御法の初期検討としてプロセス計算を実施し、脱塩塔の運用は変更せず、管理基準を K、Li の合計モル濃度とすることで、現行同様の pH 制御ができる可能性を確認した。

キーワード：加圧水型原子炉、水化学、KOH、LiOH、pH 管理、イオン交換樹脂、カラム通水試験

1. 緒言

PWR 1 次冷却水には ^{7}Li を濃縮した LiOH が添加されている。同位体濃縮 LiOH の生産国が限られており、調達費高騰などの理由から、代替剤として KOH を検討する動きがある [1]。化学成分管理法の観点では、系統内は添加剤由来の K と、ほう素への中性子照射により炉内で生成する Li の共存環境となるため、K、Li 共存環境での pH 制御法の確立（カチオン濃度管理バンド作成、陽イオン脱塩塔の運用条件検討）が必要になる。今回は、上記の初期検討としてプロセス計算を行い、陽イオン脱塩塔の運用条件は変更せず、添加剤を KOH に転換した場合の、系統内の K、Li 濃度の経時変化を試算した。

2. 検討方法

図 1 に示す系統フローを仮定し、①炉内での Li 生成、②混床式脱塩塔および③陽イオン脱塩塔でのカチオンの吸脱着を考慮した簡易プロセス計算により、系統内の K、Li 濃度の経時変化を試算した。混床式脱塩塔は常に吸着平衡状態と仮定し、イオン交換樹脂における K、Li の選択係数は、カラム通水試験（K 型樹脂に Li 溶液を通水）により取得した。陽イオン脱塩塔への通水流量は、合計カチオン濃度が管理バンド内を維持するよう制御し、現行運用を模擬した。

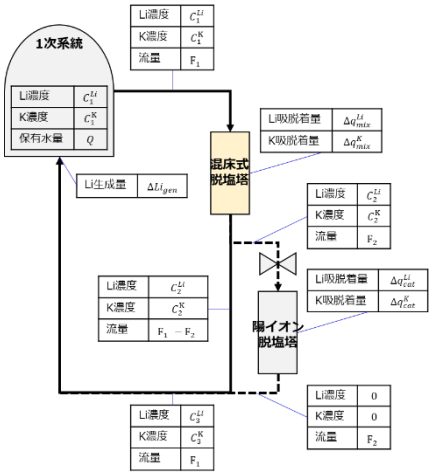


図 1. 試算した系統フロー

3. 結果と考察

炉内で生成した Li の一部は系統内に残留するため、系統内 Li 濃度は経時的に上昇し、最終的に Li/K 比 2~3 程度まで到達することが示唆された（図 2）。一方で、カチオン合計の Li 換算濃度は、現行の管理バンド内で制御できており、管理基準を Li 濃度管理[ppm]から K および Li の合計モル濃度管理[mol/L]に変更する必要はあるものの、陽イオン脱塩塔への通水運用自体は変更不要と考えられる。ただし、本計算は各種仮定をおいた簡易計算であり、高 pH 一定運転等への運用変更を行う場合は、より精緻な非定常計算により検討していく必要はある。

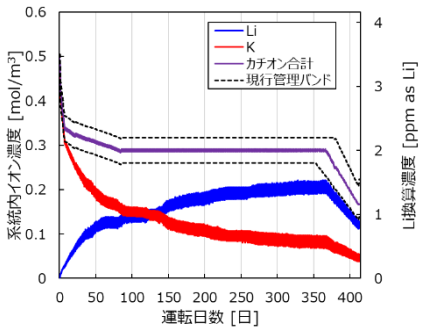


図 2. 系統内イオン濃度の試算結果

参考文献

[1] K. Fruzzetti, et al. Proc. 20th NPC Int. Conf. (2016).

*Genki Murakami[1], Yusuke Nakano[2], Wataru Sugino[2], Yosuke Mukai[1], Yuichi Shimizu[1] and Nobuo Ishihara[1]

[1]Mitsubishi Heavy Industries, [2]Japan Atomic Power Company

PWR 1 次冷却水の pH 調整剤としての水酸化カリウムの適用性評価
（２）水酸化カリウムの PWSCC 発生への影響評価

Evaluation of KOH as a pH control agent of PWR primary system
(2) Evaluation of the effect of KOH on PWSCC initiation

*垣谷 健太[1]，中野 佑介[2]，杉野 亘[2]，佐藤 賢二[1]，志水 雄一[1]
[1] 三菱重工業，[2] 日本原子力発電

PWR 1 次冷却水の pH 調整剤である LiOH の代替剤として KOH を適用した場合の、Ni 基合金の 1 次冷却水中応力腐食割れ（PWSCC）の発生感受性を調べた。X-750 合金試験片に対する 360℃での定荷重試験の結果、LiOH をモル濃度の等しい KOH に置き換えても、PWSCC 発生時間が有意に変化しないことが確認された。

キーワード：加圧水型原子炉、水化学、KOH、LiOH、Ni 基合金、応力腐食割れ

1. 緒言

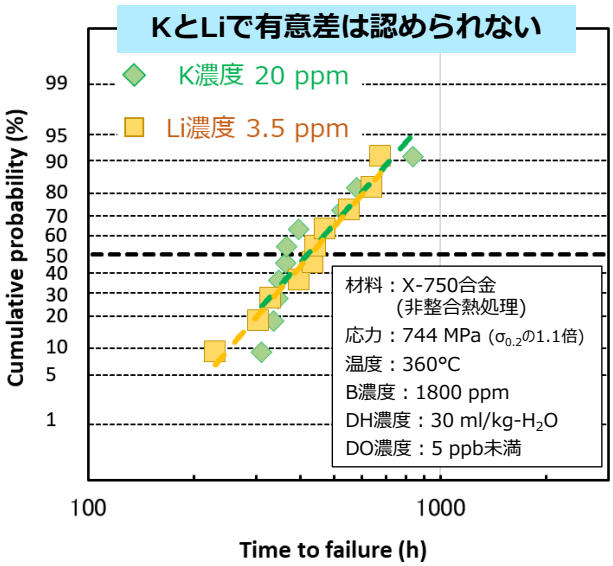
PWR 1 次冷却水には ^{7}Li を濃縮した LiOH が添加されている。同位体濃縮 LiOH の生産国が限られており、調達費高騰などの理由から、代替剤として KOH を検討する動きがある [1]。これまでに我々は、Ni 基 X-750 合金試験片に対する 360°C での定荷重試験を行い、燃料サイクル中期を模擬した薬剤濃度条件下で（Li：2 ppm, B：500 ppm）、Li をモル濃度の等しい K に置き換えても、PWSCC 発生時間が有意に変化しないことを報告した [2]。今回、燃料サイクル初期を模擬した水質条件における定荷重試験の結果を報告する。

2. 試験方法

Ni 基 X-750 合金を試験片素材とした。試験時間合理化のため、PWSCC 発生感受性が高まる熱処理条件とした。循環式オートクレーブを用いて 360°C の 1 次冷却水模擬環境で定荷重試験を行った。試験片には 0.2% 耐力の 1.1 倍（744 MPa）の応力を負荷した。水質条件は、アルカリが異なる二種（Li：3.5 ppm、K：20 ppm）とした。なお、Li と K のモル濃度は等しい。各水質条件に対して 10 個の試験片を装荷し、それらの破断時間に基づき PWSCC 発生感受性を評価した。

3. 結果と考察

全ての試験片は試験開始から数百時間で破断に至った。いずれの水質条件でも、試験片に粒界破面が観察され、PWSCC の発生が確認された。右図は、対数正規確率紙にプロットした試験片破断時間である。二条件の破断時間を有意水準 5%で t 検定した結果、有意な差があるとは言えないことが確認された。以上から、本試験の条件では、燃料サイクル初期を想定した 3.5 ppm Li 相当の薬剤濃度の条件下においても、LiOH を KOH で代替することによって PWSCC 発生感受性は変化しないと評価された。



図．対数正規確率紙にプロットした
定荷重試験片の破断時間

参考文献

[1] K. Fruzzetti, et al. Proc. 20th NPC Int. Conf. (2016). [2] K. Kakitani et al., Mechanical Engineering Journal 11 (2024) 23-00317.

*Kenta Kakitani[1], Yusuke Nakano[2], Wataru Sugino[2], Kenji Sato[1] and Yuichi Shimizu[1]
[1]Mitsubishi Heavy Industries, [2]Japan Atomic Power Company

原子炉浄化系模擬条件下における炭素鋼配管の流れ加速型腐食に及ぼす酸素注入と白金付着の影響 (3) - 280℃での Pt 付着炭素鋼の腐食速度

Effects of Oxygen Injection and Platinum Deposition on Flow Accelerated Corrosion of Carbon Steel under Simulated Reactor Water Clean-up System Conditions (3)
- FAC rates of carbon steel at 280 ºC with Pt

*和田 陽一[1]、大橋 利正[1]、室谷 光[1]、清水 亮介[2]、長瀬 誠[2]、大城戸 忍[2]
[1]日立、[2]日立 GE

原子炉浄化系 (CUW) の炭素鋼 (CS) 配管に対して、オンライン貴金属注入 (OLNC) により白金 (Pt) が付着したときの流れ加速型腐食 (FAC) への影響について 280 ºC の条件で検討した。溶存水素 (DH) 過剰かつ溶存酸素(DO)共存条件で Pt が付着すると CS の腐食電位(ECP)が低下し、FAC 速度は DO 単独の条件より速いが、DH 単独条件より遅くなった。腐食電位 (ECP) を監視することが FAC の管理に有効である。

キーワード：BWR、炭素鋼、流れ加速型腐食、FAC、原子炉浄化系、CUW、貴金属注入、白金

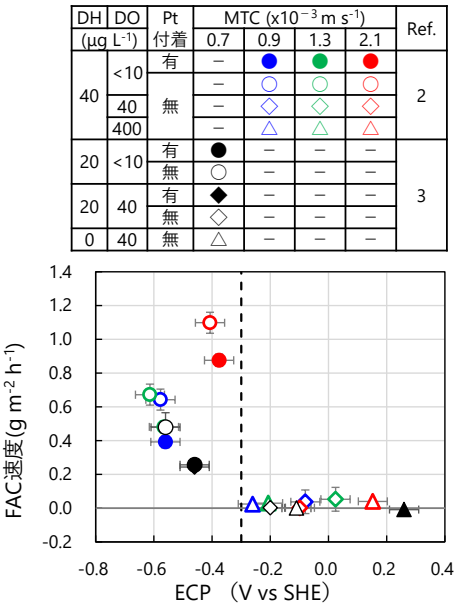
1. 緒言　米国で水素注入または OLNC を長期的に適用してきた BWR において、CUW 系の再生熱交換器下流で CS 配管の FAC の報告が増えている[1]。知見が不足していた OLNC の FAC への影響について、これまでに、再生熱交換器に付着した Pt による DO 低下の影響、150 ºC 及び 280 ºC での DH 単独条件での FAC への影響、酸素注入による FAC 抑制効果 [2]、および 150 ºC での DH 過剰かつ DO 共存条件での FAC への影響[3]について報告した。本研究では 280 ºC での DH 過剰かつ DO 共存条件での FAC への影響を検討した。

2. 試験方法　FAC 発生のため不純物 Cr 濃度<0.04 %[4]とした CS 試験片を 280 ºC、DH20 μg L^{-1} で予備酸化後、予備酸化皮膜が変化しないよう 60 ºC で Pt 付着処理した。FAC 試験水質は、OLNC 適用時は炉水の DH を DO に対して化学量論比で等量から 20 μg L^{-1} 以上余剰となるように管理するので、これを模擬して DH30 μg L^{-1}、DO80 μg L^{-1} とした。CUW の流動条件は物質移動係数(MTC)を 0.7×10^{-3} m/s として模擬した。試験後の試験片重量減少(Δw)、試験片表面積(A)、および試験時間(t = 100 h)を用いて FAC 速度($\Delta w/A/t$)を求めた。試験片の ECP は参照電極を流動環境中に置いて測定した。

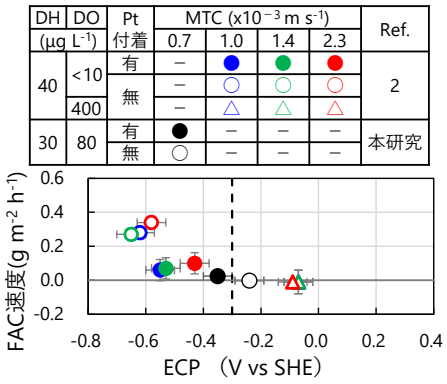
3. 結果　これまでに得られた FAC 速度[2、3]と共に試験結果を図 1 (a)及び図 1 (b)に示す。150 ºC と同様に 280 ºC においても DH 過剰かつ DO 共存条件では、Pt 付着は ECP を低下させ FAC 速度が速くなった。しかし、DH 単独条件より ECP は高く FAC 速度は運転管理上十分に遅かった。両温度において FAC 速度は各 MTC において ECP 依存性を示し、ECP が−0.3 V vs SHE（標準水素電極電位基準）付近以上で著しく低下した。OLNC 適用後の CUW では ECP の監視が CS の FAC 管理に有効な対策である。

参考文献　[1] Garcia S et al.、 NPC 2018、 #694620 (2018). [2]大橋利正他、 日本原子力学会 2023 年秋の大会、 1A02 (2023). [3]室谷光他、日本原子力学会 2024 年春の年会、 1M03 (2024). [4] K. Ishida et al.、 J. Nucl. Sci. Technol.、 **59**、 709–724 (2022).

*Yoichi Wada[1]、 Toshimasa Ohashi[1]、 Hikari Murotani[1]、 Ryosuke Shimizu[2]、 Makoto Nagase[2]、 and Shinobu Okido[2]　[1]Hitachi、 [2]HGNE



(a) 150 ºC



(b) 280 ºC

図 1　ECP と FAC 速度の関係

炭素鋼向け化学除染方法の開発(2)
－除染剤の分解，浄化方法の開発－

Development of chemical decontamination method for carbon steel (2)
Development of decomposition of decontaminants and purification methods

*加藤 雄斗[1]，細川 秀幸[1]，大平 高史[2]，柳澤 慎太郎[2]，風間 正彦[3]
[1]日立，[2]日立 GE，[3]栗田工業

原子力プラントの炭素鋼配管向けにギ酸，アスコルビン酸，防食剤を用いた化学除染法を開発している．本研究では除染後廃液中の除染剤分解法をラボ試験で検討した．フェントン反応による除染剤分解で，炭素鋼母材の腐食を抑制しつつ，排水のための処理に要するイオン交換樹脂量を削減できる見通しを得た．

キーワード：化学除染，炭素鋼，腐食，ギ酸，アスコルビン酸

1. 緒言： 沸騰水型軽水炉の原子炉水浄化系では，炭素鋼配管に付着した放射性核種が定期検査時の作業員の被ばくの原因になっている．そこで，日立は被ばく低減のため，炭素鋼に効果の高い化学除染法を開発している．化学除染は①配管に付着した放射性核種を除染剤で除去する溶解工程，②除染後廃液中の除染剤の分解工程，③浄化工程の 3 つの工程に分けられる．既報[1]では，ギ酸，アスコルビン酸，防食剤を用いた除染剤で①での除染効果を確認した．本研究では上記の除染剤について，②，③の工程をラボ試験で検討した．除染中の炭素鋼母材の過度な腐食を防ぐため，腐食を抑制しつつ除染剤を分解，浄化する方法を検討した．

2. 実験方法： 模擬除染液(ギ酸 1750 ppm，アスコルビン酸 750 ppm，防食剤 200 ppm, Fe 10~100 ppm)を調製し，炭素鋼試験片を挿入した試験片容器に通水し循環させた．循環する除染液中に H_2O_2 を連続添加し，Fe イオンとのフェントン反応で除染剤を分解した．過剰量の H_2O_2 による炭素鋼の腐食を抑制するため， H_2O_2 添加速度を調整した．一定時間分解後の除染液中のギ酸濃度のほか，ギ酸，アスコルビン酸，防食剤およびそれらの分解生成物など除染液中の有機成分の総量の指標となる全有機炭素(TOC)濃度，炭素鋼試験片の腐食量を調べた．また，分解後の除染液に対してイオン交換樹脂による浄化試験を実施し，排水可能な水質（導電率 0.2 mS/m 以下）まで浄化するのに必要なイオン交換樹脂量を評価した．

3. 結果： 図 1 に分解中のギ酸，TOC の濃度変化を示す．フェントン反応による分解で，ギ酸濃度は 4 ppm，TOC 濃度は 40 ppm まで低減した．分解しない場合と比べて浄化に必要なイオン交換樹脂量を約 1/3 に削減できる見通しを得た．図 2 に分解終了時の炭素鋼腐食量を示す．分解中の H_2O_2 添加速度を調整して腐食抑制を図ったことで，分解終了時の腐食量は 1.3 mg/cm² となった．添加速度を調整せず H_2O_2 が過剰となった場合の約 1/4 の腐食量となり，腐食を抑制しつつ除染剤を分解，浄化できる見通しを得た．

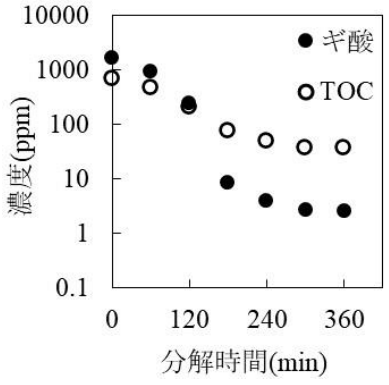


図 1 分解によるギ酸，TOC 濃度変化

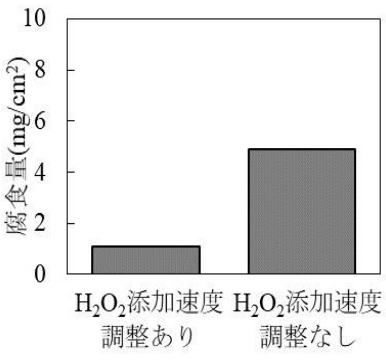


図 2 分解終了時の炭素鋼腐食量

参考文献

[1] 細川秀幸 ほか 4 名，炭素鋼向け化学除染方法の開発，日本原子力学会 2024 年春の年会,3E06, 2024

---

*Yuto Kato[1], Hideyuki Hosokawa[1], Takashi Ohira[2], Shintaro Yanagisawa[2], and Masahiko Kazama[3]
[1]Hitachi, [2]Hitachi-GE, [3]Kurita

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：303-1 Reactor Instrumentation, Instrumentation System, Reactor Control

Wed. Sep 11, 2024 11:00 AM - 11:55 AM JST | Wed. Sep 11, 2024 2:00 AM - 2:55 AM UTC Room B(Recture RoomsA 1F A102)

[1B01-03] Measurement and Control Systems of Nuclear Reactors

Chair:Akio Gofuku(Okayama Prefectural Univ.)

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

[1B01]

Gamma-ray measurement in JRR-3 vertical irradiation capsule using a self-powered detector

*Ryoma Takeda[1], Takazumi Ohmori[1], Kento Mitsui[1], Tomoaki Takeuchi[1], Hiroki Ushijima[1], Yoshinori Matsui[1], Daisuke Nio[1], Yasuichi Endo[1], Yuji Okada[1], Hiroshi Ide[1] (1. JAEA)

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

[1B02]

Early detection of in-core abnormalities in Na-cooled fast reactors based on data-driven acoustic diagnosis

*Yoshitaka Ueki[1], Itsuki Hirako[1], Kosuke Aizawa[2], Kuniaki Ara[1] (1. TUS, 2. JAEA)

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

[1B03]

Implementation of Backup System in PWR Digital Reactor Protection System Considering Software Common Cause Failure Countermeasures

*Masafumi Utsumi[1], Osamu Shibuya[1], Hiroshi Shirasawa[1], Kenta Shimizu[1], Tetsuo Saguchi[1] (1. MHI)

11:45 AM - 11:55 AM JST | 2:45 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

自己出力型検出器を用いた JRR-3 垂直照射キャプセル内のガンマ線計測

Gamma-ray measurement in JRR-3 vertical irradiation capsule using a self-powered detector

*武田 遼真[1]，大森 崇純[1]，光井 研人[1]，武内 伴照[1]，牛島 寛章[1]，松井 義典[1]，
仁尾 大資[1]，遠藤 泰一[1]，岡田 祐次[1]，井手 広史[1]
[1]JAEA

JRR-3 垂直照射キャプセル保護管内のヒータ線アダプタ部ではガンマ線による特性劣化が懸念されるため、自己出力型ガンマ線検出器（SPGD）を用いたアダプタ下部位置におけるガンマ線量の評価を試みた。その結果、キャプセル保護管内におけるリアルタイムのガンマ線量率に関するデータが取得できた。

キーワード：JRR-3，照射試験，ガンマ線，自己出力型検出器、SPGD

1. 緒言

キャプセルの温度制御に用いるヒータ線は、キャプセル保護管内のアダプタ部でシース線からソフトケーブルに変換しており、アダプタ部はエポキシ樹脂により絶縁されている。原子炉運転中、炉心からのガンマ線を受けることで、ヒータの絶縁性の劣化を招く可能性がある。そのため、キャプセル保護管内のガンマ線量について in-situ で測定が可能な SPGD を用いて評価を試みた。

2. 実験

キャプセル下端から軸方向+120cm の位置のキャプセル保護管内にエミッタの材質が鉛、サイズが φ3×150mm である SPGD を装荷し、1 サイクル（R6/5/7～5/31）間の連続照射試験を行った。図 1 に SPGD の設置位置を示す。

3. 結果・考察

JRR-3 運転時の SPGD 出力電流値と炉出力の関係を図 2 に示す。図 2（a）の原子炉起動時には、炉出力 100kW から SPGD の出力電流に有意な上昇が見られ、各出力のステップ状の上昇に従い比例していることが確認された。SPGD 出力電流について、^{60}Co 照射場における校正定数を用いてガンマ線量率に換算したところ、20MW 定格運転時で約 12kGy/h となった[1]。図 2（c）の原子炉停止時には、炉出力及び SPGD の信号が約 2 分で 10 分の 1 以下にまで急減衰したことから、SPGD の出力は主に核分裂に伴う即発ガンマ線及び ^{27}Al の(n,γ)反応によるものと考えられる。その後、SPGD 出力値は緩やかに減衰しており、放射化した ^{28}Al 等及び短半減期の FP 核種等の崩壊ガンマ線による影響が示唆された。

一方、図 2（b）の 20MW 定格運転時には、運転開始から約 2 週間にわたり SPGD 出力が上昇し続け、約 3 倍まで増加した。これは、原子炉の運転に伴って生成した Np-239 等の放射性核種の増加とその崩壊ガンマ線や、定格運転中の制御棒（R-2）の引き抜きにより、ガンマ線分布が炉心軸方向上部へシフトしたことによる影響と考えられる。なお、同キャプセル内に設置した熱電対による照射温度分布測定結果からも、照射サイクル初期―中期においてガンマ発熱率分布が上部方向にシフトしているとの解析結果であったことから、定格運転中にキャプセル温度分布に有意な影響を与えうるガンマ線量率分布の変動があったものと考えられる。

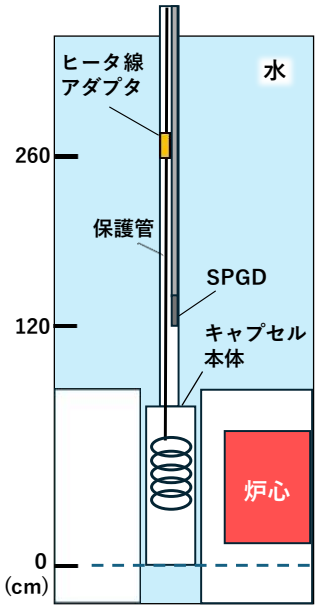


図 1. SPGD の設置位置

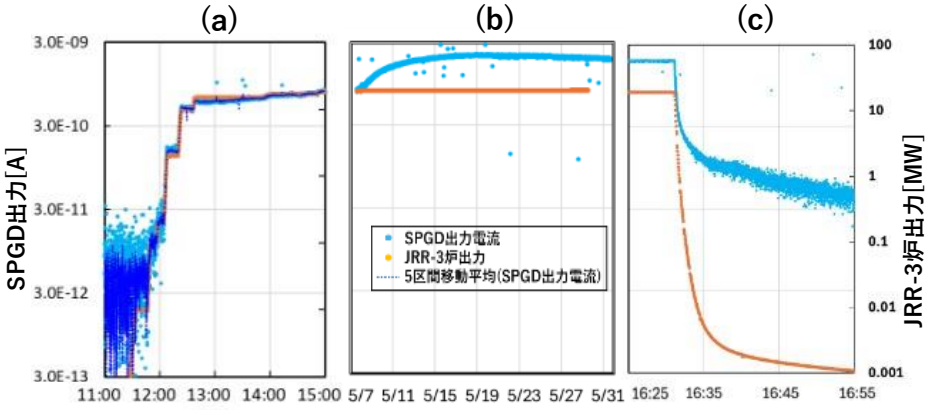


図 2. (a)炉起動時(5/7)、(b)定格運転時、(c)炉停止時(5/31)における SPGD 出力電流と JRR-3 炉出力の関係

参考文献

[1] T. Takeuchi, N. Ohtsuka, A. Shibata, K. Tsuchiya, J. Nucl. Sci. Technol. 51, 939–943 (2014)

*Ryoma Takeda[1], Takazumi Ohmori[1], Kento Mitsui[1], Tomoaki Takeuchi[1], Hiroki Ushijima[1], Yoshinori Matsui[1], Daisuke Nio[1], Yasuichi Endo[1], Yuji Okada[1], Hiroshi Ide[1]
[1]JAEA

データ駆動型音響診断を基盤としたNa冷却高速炉の炉内異常の早期検知の検討

Early detection of in-core abnormalities in Na-cooled fast reactors based on data-driven acoustic diagnosis

*植木 祥高[1]，平子 樹[1]，相澤 康介[2]，荒 邦章[1]

[1]東京理科大学，[2]日本原子力研究開発機構

Na高速炉の炉心における冷却材沸騰事象の早期検知と推移把握を目的とし、当該炉心局所異常に伴う異常検知技術開発に必要な基礎知見の取得整備並びに基本的成立性を示すことを目標に、音響識別によるサブクール沸騰の発生検知及び推移把握に適合する深層学習の手法構築および性能評価を行った。

キーワード：深層学習、音響診断、沸騰、畳み込みニューラルネットワーク、説明可能AI

1. 緒言

原子炉システムの安全は深層防護の思想を基本としてプラント安全性が確保されているが、昨今の安全性強化の要求に対してより高い事故耐性が求められており、供用中における異常の早期検知が重要である。Na冷却高速炉は、高出力密度でなおかつ稠密な炉心構造を有しており、何らかの原因により炉心内に異物が混入した際に流路閉塞が懸念される。局所閉塞の発生時には冷却材の流量減少が生じ、炉心の冷却不十分に続く燃料の過熱を招き、冷却材沸騰の発生が予測される。本研究では沸騰時に発生する音圧を異常の早期検知に活用することを最終的な目的としている。本報告では可視化と現象に応じた音圧変化の時刻暦応答の関係の把握と分析をねらいとし、サブクール沸騰時に生じる音響データを取得し、時間-周波数表現の特徴量を学習させたラベル分類型・回帰分析型の２種の畳み込みニューラルネットワークの深層学習モデルを構築した。

2. 沸騰音響実験・深層学習

本研究のねらいとして異常検知技術開発に必要な基礎知見の取得整備にあり、可視化と現象に応じたプール沸騰時の音圧変化の時刻歴応答の関係の把握を行うべく、作動流体として超純水（電気伝導率：18.2 MΩ・cm）を用いた。電極間に水平に張った白金細線（直径 0.3 mm）に対して、直流電源を用いて電圧を印加し沸騰を発生させ、ハイドロフォンにより収録した。時間 - 周波数表現の二次元音響特徴量データを学習させた畳み込みニューラルネットワークの機械学習モデルを構築した。今回、AlexNet、VGG-16、ResNet-50の３種のネットワークアーキテクチャを採用した。

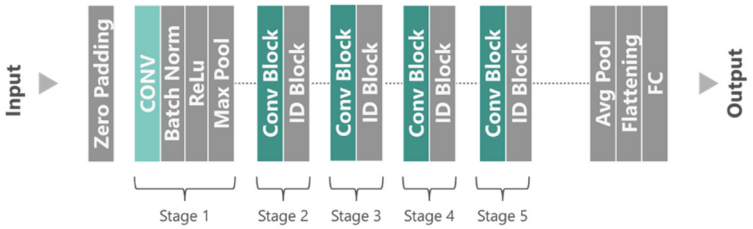


図１.　ResNet-50 ネットワークアーキテクチャ

3. 結言

本研究において短時間フーリエ変換に基づく時間 - 周波数表現の音響特徴量データをResNet-50に用いた場合が最良の正答率（99±0.4 %）を示した。沸騰発生を高精度で識別することができる他、Grad-CAMに基づく識別根拠の可視化により重要度が高いと深層学習モデルが判定した音響周波数帯域が明らかとなった。また、回帰分析型の深層学習モデルを構築し、沸騰熱流束の数値を高精度（決定係数0.99±0.00）に予測可能であることを検証した。本発表は文部科学省原子力システム研究開発事業（JPMXD0223813040）、科研費（23K03713）の助成による成果を含む。

---

*Yoshitaka Ueki[1], Itsuki Hirako[1], Kosuke Aizawa[2] and Kuniaki Ara[1]

[1]TUS, [2] JAEA.

PWRプラントへのディジタル安全保護系のソフトウェア共通要因故障対策設備の導入

Implementation of Backup System to PWR Digital Reactor Protection System Considering Software Common Cause Failure Countermeasures

*内海 正文[1]，澁谷 理[1]，白澤 寛司[1]，清水 健太[1]，佐口 哲央[1]
[1]三菱重工

PWR プラントでは、ディジタル化された安全保護系で用いられる制御ソフトウェアの共通要因故障に対する対策の一環で、多様性を有するバックアップ設備を設置してきた。さらに原子力エネルギー協議会（ATENA）による国内共通の技術要件書の発行を受け、全てのプラントでの改良を進めている。

キーワード：ディジタル安全保護系，ソフトウェア共通要因故障

１．導入の経緯

原子力発電所の安全保護系をディジタル化する際に、安全保護系の多重化された設備に共通して搭載される制御ソフトウェアに起因する共通要因故障（以下ソフトウェア CCF）の対策については、1970 年代からの米国での議論を踏まえ、制御ソフトウェアの設計や対策設備の設置など当社独自の対策を実施しており、良好な運転実績を上げてきている。

その後、2020 年に ATENA から「原子力発電所におけるデジタル安全保護回路のソフトウェア共通要因故障緩和対策に関する技術要件書」が発行されたことを受け一部改良を図ってきている。

２．ソフトウェア CCF 対策設備の概要

ソフトウェア CCF 対策設備は、ディジタル安全保護系が制御ソフトウェアの CCF によって全て機能喪失した状態を想定しても、運転時の異常な過渡変化事象および設計基準事故に対して、現実的な想定の元で安全性を確保可能なようにバックアップ機能（自動作動機能・手動操作機能・監視機能）を選定している。

CCF 対策設備は、ディジタル安全保護系設備のソフトウェア CCF の影響を受けないように十分な多様性を有する必要があるため、PWR プラントでは従来のアナログ式の安全保護系の技術を応用した専用設備を適用している。

ほぼ全ての PWR プラントでは、既存のアナログ式の安全保護系をディジタル式に更新してきており、ソフトウェア CCF 対策設備も設置されていたため、ATENA の技術要件書発行を受けてバックアップ機能の範囲拡大など順次最新の設計に改良している。

３．今後の取組み

ディジタル安全保護系の信頼性は、従来からの様々な要求事項の適用や設計上の工夫、およびソフトウェア CCF 対策設備の設置等で十分確保されていると考えるが、さらなる安全性向上の観点からプラント全体のリスク低減の効果を踏まえた検討を継続してゆくことが重要である。

---

*Masafumi Utsumi [1], Osamu Shibuya [1], Hiroshi Shirasawa [1], Kenta Shimizu [1], Tetsuo Saguchi [1]
[1] Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

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

Wed. Sep 11, 2024 11:05 AM - 11:55 AM JST | Wed. Sep 11, 2024 2:05 AM - 2:55 AM UTC Room D(Recture RoomsA 1F A106)

[1D05-07] Uncertainty Evaluation Method

Chair:Hiroki Koike(MHI)

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

[1D05]

Uncertainty quantification of prompt neutron decay constant due to thermal neutron scattering law for light water using maximum entropy method

*Yoshinari Harada[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya Univ.)

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

[1D06]

Research on a hybrid data assimilation technique

*Shuhei Maruyama[1,2], Akio Yamamoto[2], Tomohiro Endo[2] (1. JAEA, 2. Nagoya Univ.)

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

[1D07]

Influence of implicit effect for multi-group cross-section perturbation on random-sampling-based uncertainty propagation

*Tatsuya Fujita[1] (1. JAEA)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

最大エントロピー法による軽水の熱中性子散乱則に起因した即発中性子減衰定数の不確かさ評価

Uncertainty quantification of prompt neutron decay constant due to thermal neutron scattering law for light water using maximum entropy method

*原田 善成[1]，遠藤 知弘[1]，山本 章夫[1]
[1]名古屋大学

最大エントロピー法に基づいたランダムサンプリングにより、軽水のフォノン状態密度のエネルギースペクトル形状が、軽水の熱中性子散乱則データに起因した即発中性子減衰定数の不確かさ評価結果に大きな影響を与えることが明らかとなった。

キーワード：軽水，熱中性子散乱則，即発中性子減衰定数，最大エントロピー法，フォノン状態密度

1. 緒言　軽水炉を対象とした核計算では、軽水の熱中性子散乱則(TSL)データに起因した不確かさが生じる。我々の過去研究[1]において、TENDL-2021 にて公開されているランダムサンプリングされた LEAPR インプットファイルを 200 個用いて、軽水の TSL データに起因した水槽体系における即発中性子減衰定数αの不確かさ評価およびベイジアンモンテカルロに基づき 6 つの LEAPR インプットパラメータ$(\Delta, \sigma_s, \omega_t, E_1, E_2, c)$のデータ同化を実施した。結果として、LEAPR による軽水の TSL の評価で必要となるフォノン状態密度を構成するパラメータのうち、E_2(振動エネルギーの期待値)、Δ(フォノン状態密度のエネルギースペクトル形状を保ったまま、エネルギー方向に伸縮させるパラメータ)が、α不確かさ評価結果に大きな影響を及ぼすことを確認した。ただし、フォノン状態密度のエネルギースペクトル形状の変化が、α計算結果に与える影響の大きさについては十分検討できていなかった。そこで本研究では、最大エントロピー法(MEM)に基づいて、フォノン状態密度のエネルギースペクトル形状を変化させることで、α不確かさ評価を実施することを目的とした。

2. 計算条件　軽水の CAB モデル(ENDF/B-VIII.0)では、分子間相関に由来した低エネルギー領域のフォノン状態密度のエネルギースペクトルが、混合ガウス分布でモデル化されている。このフォノン状態密度の平均値を相対標準偏差 10%だけ摂動する条件で、MEM とランダムサンプリング法に基づいて LEAPR インプットファイルを 200 個生成した。生成した 200 個の LEAPR インプットファイルを NJOY2016 の LEAPR モジュールと FRENDY/MG により処理し、エネルギー172 群 XMAS 構造の巨視的多群断面積を処理した。得られた多群巨視的断面積を用いた S_N 法によるα固有値計算(飛行方向 icosahedral 72 分点、非等方散乱次数 P_3)[2]により、厚さ 1mm のアルミ容器の水槽体系(4.49 cm×4.51 cm×3.41 cm)を対象としてαを計算した。ここで、^{1,2}H, $^{16-18}$O, ^{27}Al の評価済み核データ、Al の TSL データについては JENDL-5 (upd-12)を使用した。得られた 200 個のα計算値から平均値と共分散を求め、α不確かさ評価を実施した。

3. 評価結果　実験値44683 ± 182 (1/s)に対して、MEM によるα不確かさ評価結果は47726 ± 1748 (1/s)となった(図 1)。本検討ではフォノン状態密度のエネルギースペクトル形状のみ変化させたにもかかわらず、先行研究[1]のα不確かさ評価結果47700 ± 1590 (1/s)と同程度の結果となったことから、フォノン状態密度のエネルギースペクトル形状の変化がα不確かさ評価結果に大きな影響を与えることが分かった。

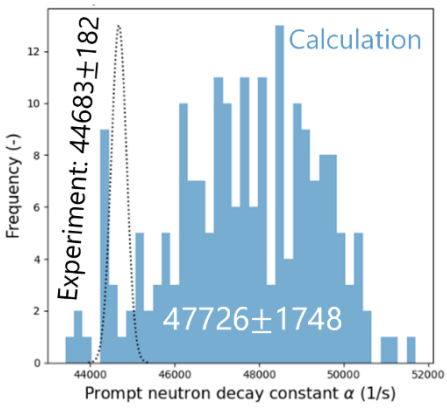


図 1　α不確かさ評価結果

参考文献　[1] 原田 善成, 他, 日本原子力学会 2023 年春の大会, 2K03 (2023); [2] H. Yamaguchi *et al.*, *Proc. RPHA2023* (2023).

---

*Yoshinari Harada[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1]
[1]Nagoya Univ.

ハイブリッドなデータ同化法の検討

Research on a hybrid data assimilation technique

*丸山　修平[1,2]，山本　章夫[2]，遠藤　知弘[2]

[1]JAEA，[2]名大

本研究では、核データ起因不確かさに関して、従来の感度係数に基づいたデータ同化法と、ベイジアンモンテカルロ法(BMC)に基づく厳密なデータ同化法の理論的な統合を試み、互いに無矛盾かつ、計算コストの観点でも合理性を有すると考えられるハイブリッドな手法の理論について検討した。

キーワード　ハイブリッドデータ同化法、ベイジアンモンテカルロ法、ランダムサンプリング、感度係数

目的　これまで高速炉の炉心解析においては、一般化摂動論に基づく核データ感度係数と核データ共分散を利用した核データ起因不確かさ評価やデータ同化法の適用が行われてきており、利用する積分実験についても、それを前提とした整備が行われてきた。一方、近年では、厳密な輸送計算手法である連続エネルギー(CE)MC 輸送計算とランダムサンプリング法(RS)を用いた厳密なデータ同化法である BMC を組み合わせた手法(CEMC-BMC)の導入も可能になりつつある。CEMC-BMC は、従来の不確かさ評価手法における解析手法起因の系統誤差を排除することが可能というメリットがある一方で、MC 法起因の統計誤差が付随するデメリット、すなわち計算コスト上の課題が存在する。本研究では、感度係数と CEMC による直接摂動の結果の併用を可能にするデータ同化法の導出を行う。

結果　提案するデータ同化法は、BMC に基づき、target 特性のバイアス$\boldsymbol{b}$、分散$\mathbf{v}$を次式で評価する：

$$\boldsymbol{b}=\sum_{s=1}^{N_{\mathrm{RS}}}\left(\frac{\boldsymbol{r}_{\mathrm{c}}(\boldsymbol{T}_{(s)})-\boldsymbol{r}_{\mathrm{c}}(\boldsymbol{T}_0)}{\boldsymbol{r}_{\mathrm{c}}(\boldsymbol{T}_0)}\right)w(\boldsymbol{T}_{(s)})\Big/\sum_{s=1}^{N_{\mathrm{RS}}}w(\boldsymbol{T}_{(s)}) \quad (1)$$

$$\mathbf{v}=\sum_{s=1}^{N_{\mathrm{RS}}}\left(\frac{\boldsymbol{r}_{\mathrm{c}}(\boldsymbol{T}_{(s)})-\boldsymbol{r}_{\mathrm{c}}(\boldsymbol{T}_0)}{\boldsymbol{r}_{\mathrm{c}}(\boldsymbol{T}_0)}-\boldsymbol{b}\right)\left(\frac{\boldsymbol{r}_{\mathrm{c}}(\boldsymbol{T}_{(s)})-\boldsymbol{r}_{\mathrm{c}}(\boldsymbol{T}_0)}{\boldsymbol{r}_{\mathrm{c}}(\boldsymbol{T}_0)}-\boldsymbol{b}\right)^{\mathrm{T}}w(\boldsymbol{T}_{(s)})\Big/\sum_{s=1}^{N_{\mathrm{RS}}}w(\boldsymbol{T}_{(s)}) \quad (2)$$

$$w(\boldsymbol{T}_{(s)})\equiv\exp\left[-\frac{1}{2}\left(\frac{\boldsymbol{R}_{\mathrm{e}}-\boldsymbol{R}_{\mathrm{c}}(\boldsymbol{T}_{(s)})}{\boldsymbol{R}_{\mathrm{c}}(\boldsymbol{T}_{(s)})}\right)^{\mathrm{T}}(\mathbf{V}_{\mathrm{e}}+\mathbf{V}_{\mathrm{m}})^{-1}\left(\frac{\boldsymbol{R}_{\mathrm{e}}-\boldsymbol{R}_{\mathrm{c}}(\boldsymbol{T}_{(s)})}{\boldsymbol{R}_{\mathrm{c}}(\boldsymbol{T}_{(s)})}\right)\right] \quad (3)$$

ここで$\boldsymbol{T}_{(s)}(s=1,2,\dots,N_{\mathrm{RS}})$は、確率分布$f(\boldsymbol{T})=C\exp\left[-\frac{1}{2}\left(\frac{\boldsymbol{T}-\boldsymbol{T}_0}{\boldsymbol{T}_0}\right)^{\mathrm{T}}\mathbf{M}^{-1}\left(\frac{\boldsymbol{T}-\boldsymbol{T}_0}{\boldsymbol{T}_0}\right)\right]$ (C:規格化定数)から無作為抽出された摂動後の核データを表す。i 番目の target 特性$r_{\mathrm{c},i}(\boldsymbol{T}_{(s)})$および j 番目の積分実験$R_{\mathrm{c},j}(\boldsymbol{T}_{(s)})$は、CEMC による直接摂動計算、もしくは、感度係数を用いた以下の一次摂動計算で評価する。

$$\frac{r_{\mathrm{c},i}(\boldsymbol{T}_{(s)})-r_{\mathrm{c},i}(\boldsymbol{T}_0)}{r_{\mathrm{c},i}(\boldsymbol{T}_0)}=\boldsymbol{g}_i\cdot\frac{(\boldsymbol{T}_{(s)}-\boldsymbol{T}_0)}{\boldsymbol{T}_0},\qquad\frac{R_{\mathrm{e},j}-R_{\mathrm{c},j}(\boldsymbol{T}_{(s)})}{R_{\mathrm{c},j}(\boldsymbol{T}_{(s)})}=\frac{R_{\mathrm{e},j}-R_{\mathrm{c},j}(\boldsymbol{T}_0)}{R_{\mathrm{c},j}(\boldsymbol{T}_0)}-\boldsymbol{G}_j\cdot\frac{(\boldsymbol{T}_{(s)}-\boldsymbol{T}_0)}{\boldsymbol{T}_0}$$

これにより、感度係数で整理されたデータと CEMC による直接摂動計算に基づき整理されたデータを併用したハイブリッドなデータ同化が可能となる。なお、両方の摂動計算が（一部／全部）の特性に対して行われた場合、制御変数法を適用することで MC 積分の統計誤差を低減させて BMC の計算効率を向上させることが原理的に可能である。即ち(1),(2)式に代わり、以下の量を評価する。

$$\boldsymbol{b}_{\mathrm{eff}}=\boldsymbol{b}+(\boldsymbol{b}_{0,\mathrm{th}}-\boldsymbol{b}_{0,\mathrm{MC}}) \quad (4),\qquad \mathbf{v}_{\mathrm{eff}}=\mathbf{v}+(\mathbf{v}_{0,\mathrm{th}}-\mathbf{v}_{0,\mathrm{MC}}) \quad (5)$$

ここで、添字の"0"は既に感度係数が整備されている既存データベースを用いてデータ同化を行った結果を表し、$\boldsymbol{b}_{0,\mathrm{th}},\mathbf{v}_{0,\mathrm{th}}$はベイズ推定における核データ変数$\boldsymbol{T}$に関する積分を解析的に実行した結果（従来のデータ同化式）を、$\boldsymbol{b}_{0,\mathrm{MC}},\mathbf{v}_{0,\mathrm{MC}}$は MC 積分で数値的に実行した結果をそれぞれ表している。$\boldsymbol{b}_{\mathrm{eff}},\mathbf{v}_{\mathrm{eff}}$の MC 積分の統計誤差は(4),(5)式における第１項および第３項からの寄与によるが、これらに強い正の相関がある場合、$\boldsymbol{b},\mathbf{v}$ の統計誤差よりもそれを小さくすることができると考えられる。

用語　$\boldsymbol{T}_0$：基準の核データ，$\mathbf{M}$：核データ共分散，$\mathbf{V}_{\mathrm{e}}$：実験不確かさ，$\mathbf{V}_{\mathrm{m}}$：解析モデル不確かさ，$\mathbf{g},\mathbf{G}$：感度係数(target 特性，積分実験)，$\boldsymbol{r}_{\mathrm{c}},\boldsymbol{R}_{\mathrm{c}}$：解析値(target 特性，積分実験)，$\boldsymbol{R}_{\mathrm{e}}$：実験値

---

*Shuhei Maruyama[1,2], Akio Yamamoto [2] and Tomohiro Endo[2]

[1]JAEA, [2]Nagoya Univ.

ランダムサンプリング法に基づく不確かさ評価における多群核反応断面積摂動時の間接効果の影響

Influence of implicit effect for multi-group cross-section perturbation on random-sampling-based uncertainty propagation

*藤田 達也[1]
[1]日本原子力研究開発機構

本研究では、ランダムサンプリング法に基づく不確かさ評価において、多群核反応断面積摂動時の間接効果が多群中性子輸送計算における無限増倍率の不確かさ評価結果に与える影響を定量的に確認した。

キーワード：ランダムサンプリング法，間接効果，FRENDY，GENESIS，NJOY，JENDL-5，SERPENT

1. 序論　決定論的手法に基づく多群中性子輸送解析コードにおけるランダムサンプリング法において、核反応断面積（以下単に「断面積」という。）の摂動に伴う間接効果（断面積の摂動に伴う中性子束の変化による影響）の取扱方法が問題提起されている[1]。既往研究では、代表的な重核種及び核分裂生成核種に対して、無限増倍率に対する間接効果の影響を予備的に確認し、U、Pu、Am といった重核種の(n,γ)反応断面積で顕著であることや共分散行列のエネルギー群数によって影響度合いに違いがあることを確認した[2]。本研究では、FRENDY と GENESIS を結合した決定論的多群中性子輸送計算において、多群核反応断面積摂動時の間接効果が多群中性子輸送計算における無限増倍率の不確かさ評価結果に与える影響を確認した。

2. 計算方法　UO_2及びMOX燃料セル体系[3]において、FRENDY[4]でACE形式ファイルを入力としてKRAM形式ファイルを作成後、GENESIS[5,6]により無限増倍率を計算した。従来と同様に直接効果（断面積の摂動による影響）のみを考慮する場合は、FRENDY で KRAM 形式ファイルを作成後、NJOY2016[7]で作成された共分散行列に基づいて KRAM 形式ファイル中の多群断面積を直接的に摂動させた。直接効果と間接効果の両方を考慮する場合は、共分散行列に基づいて摂動 ACE 形式ファイルを FRENDY の ACE 形式ファイル摂動ツールで作成し、これを入力として多群断面積の KRAM 形式ファイルを作成した。本研究では、表 1 に示すとおり、SERPENT を用いた計算ケースを含めた 8 つの計算ケースに対してランダムサンプリング法により無限増倍率の相対標準偏差を評価した。上記において、断面積と共分散行列は JENDL-5 に基づいて作成した。

3. 計算結果　1000 回のサンプリング計算によって評価した無限増倍率の相対標準偏差について、ケース 0~6 と参照ケースの差異を図 1 に示す。図 1 から主に以下の 3 点が確認できた。①既往研究[1]のとおり間接効果の影響は UO_2 燃料セル体系では小さいが MOX 燃料セル体系では顕著な影響が生じた。②MOX 燃料セル体系では間接効果の考慮の有無により 56 群計算で約 90 pcm（ケース 1 と 4）、252 群計算で約 20 pcm の差異が生じた（ケース 2 と 5、3 と 6）。③MOX 燃料セル体系では共分散行列のエネルギー群数の設定により約 70~80 pcm の差異が生じた（ケース 2 と 3、5 と 6）。④中性子輸送計算と共分散行列のエネルギー群数が最も詳細なケース 6 の不確かさ評価結果は参照ケースと同等であった。

表1　計算条件

ケース	輸送計算コード	群数		摂動先	摂動成分	
		輸送	共分散		直接	間接
参照	SERPENT	連続	252	ACE形式	○	○
0		連続	56			
1	FRENDY/GENESIS	56	56	KRAM形式	○	／
2		252				
3			252			
4		56	56	ACE形式		○
5		252				
6			252			

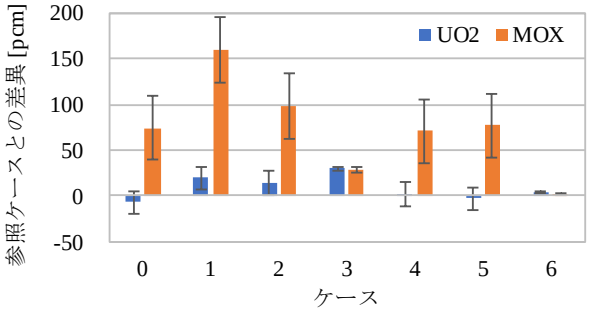


図1　無限増倍率の相対標準偏差の差異
※エラーバーはモンテカルロ計算(Serpent)及びランダムサンプリング法に起因する統計誤差を示す

4. 結論　間接効果が無限増倍率の不確かさ評価結果に与える影響を確認した。中性子輸送計算と共分散行列のエネルギー群数が詳細であれば、間接効果を明示的に考慮せず多群断面積を直接摂動させても間接効果の影響を低減可能であると考えられる。

参考文献　[1] ANE, 138, 107178, (2020).　[2] 日本原子力学会 2024 年春の年会, 1L16, (2024).　[3] JNST, Vol. 39, 900, (2002).　[4] JAEA-Data/Code 2022-009, (2022).　[5] JNST, 45, 985, (2008).　[6] NSE, 186, 1, (2017).　[7] LA-UR-17-20093, (2019).

*Tatsuya Fujita[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

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

Wed. Sep 11, 2024 11:10 AM - 12:00 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 2:10 AM - 3:00 AM UTC Room G(Recture RoomsB 1F B101)

[1G05-07] High-temperature Gas-cooled Reactors

Chair:Tadakatsu Yodo(MHI)

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

[1G05]

Development of innovative design of HTGRs

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

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

[1G06]

Evaluation of Combustible Gas Explosion Hazard in HTTR Heat Application Test Facility

*Keisuke Morita[1], Takeshi Aoki[1], Atsushi Shimizu[1], Hiroyuki Sato[1], Nariaki Sakaba[1] (1. JAEA)

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

[1G07]

Development of Large-Scale Hydrogen Production Technology Utilizing Very High Temperature

Development of Hot Gas Duct Coupling HTTR with Hydrogen Production Facility

*Kentaro Nagatsuka[1], Naoki Mizuta[1], Keisuke Morita[1], Kaoru Kurahayashi[1], Takanori Yasuda[1], Hiroki Noguchi[1], Yasunobu Nomoto[1], Atsushi Shimizu[1], Hiroyuki Sato[1], Nariaki Sakaba[1] (1. JAEA)

11:55 AM - 12:00 PM JST | 2:55 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

革新的高温ガス炉システムの開発と展望

Development of innovative design of HTGRs

*西村 洋亮[1]，山崎 友資[1]，岡本 孝司[1]

[1]東京大学

ブロック型高温ガス炉の炉心高出力化と安全性向上をねらいとしてスリーブレス燃料コンパクトの研究開発を行なってきた．本稿ではその概要と今後の展望について紹介する．

キーワード：高温ガス炉，新型炉システム，燃料安全性，固有安全性，受動安全性

1. 背景

高温ガス炉の炉心は，TRISO 燃料粒子を黒鉛(グラファイト)により焼き固めた円筒状の燃料コンパクトが用いられ，原子力機構の HTTR においてはこの円筒形燃料コンパクトの空気侵入事故時の燃料酸化を低減するため，管状の黒鉛スリーブに収められている．このスリーブの存在により，スリーブとコンパクト間のギャップコンダクタンスが原因となり炉心冷却性能に限界がある．そこで，黒鉛コンパクトではなく SiC によって TRISO 燃料粒子を焼き固めた SiC コンパクトを用いるアイデアが提案されており，すなわち SiC による耐酸化性能の向上と伝熱抵抗となっているスリーブを除去することで，冷却性能を大幅に向上させ，高温ガス炉の安全性を確保するとともに高出力密度を達成することができる．我々は令和 3-5 年にかけて文部科学省 国家課題対応型研究開発推進事業 (原子力システム研究開発事業)のプロジェクトにおいて，東京大学・東京工業大学・原子力機構により，高温ガス炉安全性にきわめて重要な SiC 酸化挙動評価を行うマルチフィジクスシミュレーションコードの開発を目指し，その V&V のための基盤技術の確立を行ってきた．

2. 開発の成果と今後の課題

反応焼結法を採用した SiC 燃料コンパクトの作成に成功し[1]，理論密度 95%と，通常運転時に要求させるのに十分な値の熱伝導率を達成した．製造された母材は Si 等の不純物を含有しているが，空気侵入事故時に想定されうる 1400℃までの高温酸化条件において優れた耐酸化性能を示し，著しい燃料母材の腐食が起きないことを確認した[2]．加えて様々な条件の下での酸化試験データを取得し，V&V に有用な燃料酸化モデルを構築することに成功している[3,4,5]．なお，核熱計算においては，設計燃焼度を達成するためには従来の HTTR と比較してウラン濃縮度を増大させる必要があるが，通常運転時における燃料最高温度は安全基準の 1495℃を十分に下回ること[6]，また減圧事故時においては最高温度が 1300℃を下回り，受動安全性が確認された．今後，流路閉塞等のシナリオも加味した過渡事象安全解析や，スリーブレス燃料を固定するためのスペーサ等の構造設計と機械強度，熱応力評価等が必要であり，昨年経産省から中核企業として指定された MHI からの委託事業としてこれらの課題解決に取り組む予定である．

3. 結論

SiC コンパクト酸化挙動の VVUQ がなされ，設計の信頼性を大幅に高めることが可能となった．この SiC コンパクトを用いた高温ガス炉の高出力化は，東芝などをはじめとする，ポーランドへの高温ガス炉事業を進めている産業界からも期待が寄せられている．日本の技術力を世界に示し，高温ガス炉で世界を先導することにつながる．

参考文献

[1] K. Yoshida et al., Proc. *30th International Conference on Nuclear Engineering*, May 21-26, **2023**, Kyoto, Japan.

[2] Y. Nishimura et al., *Ceram. Int.*, **2024** (in press)

[3] Y. Nishimura et al., *Mech. Eng. Lett.*, **2022**, 8, 22-00315.

[4] Y. Nishimura et al., *Nucl. Sci. Technol*, **2023**, 60 (11).

[5] Y. Nishimura et al., *J. Euro. Ceram. Soc.*, **2024**, 44, 3031-3038.

[6] S. Okita et al., Proc. *30th International Conference on Nuclear Engineering*, May 21-26, **2023**, Kyoto, Japan.

---

*Yosuke Nishimura[1], Yusuke Yamazaki[1] and Koji Okamoto[1]

[1]The University of Tokyo.

HTTR－熱利用試験施設における可燃性ガスの爆発影響評価

Evaluation of Combustible Gas Explosion Hazard in HTTR Heat Application Test Facility

*守田 圭介[1]，青木 健[1]，清水 厚志[1]，佐藤 博之[1]，坂場 成昭[1]

[1]原子力機構

本報では、水素製造施設の接続に係る高温ガス炉の安全評価手法として開発中の可燃性ガス漏えい及び爆発影響評価手法に関し、HTTR－熱利用試験施設を対象とした試算結果を報告する。

キーワード：高温ガス炉，水素，HTTR－熱利用試験，爆発影響評価

1. 緒言

高温ガス炉による大量かつ安定した水素製造の実現には、原子炉の安全確保を前提としつつ、原子炉施設と水素製造施設間の離隔距離を合理的に設定可能な手法の確立が必要である。原子力機構は、流体解析コード FLACS[1]を用い、想定される事故シナリオに基づき、水素製造施設から漏えいした可燃性ガスの火災爆発が原子炉施設へ与える影響を評価可能とする手法の開発を進めている。本報では、HTTR（高温工学試験研究炉）と天然ガス水蒸気改質法による水素製造施設を接続する HTTR－熱利用試験施設（図１）を対象に、当該手法を用いた試算結果を報告する。

2. 評価条件

(1) 事故シナリオ

原子炉建家から 55ｍの離隔距離にある水蒸気改質器近傍の配管が破損し、破損口から可燃性ガスが原子炉建家方向に一定の流速で漏えい及び拡散し爆発

(2) 評価条件

- 可燃性ガス組成：H_2:CH_4:CO=52:47:1(vol.%)
- 可燃性ガスインベントリ：720kg
- 放出継続時間：50 秒間（水素製造施設の可燃性ガスが漏えい及び拡散し、定常状態となるまで）
- 着火点：可燃性ガスと空気の当量比が 1 となる地点近傍

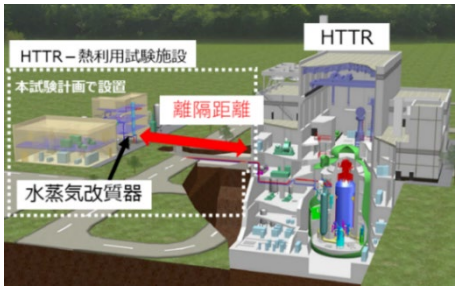


図 1 HTTR－熱利用試験イメージ

3. 評価結果

爆発した際の着火点からの距離と最大圧力変化の結果を図２に示す。原子炉建家壁面での最大圧力は約 0.95 kPa となり、従来の評価手法[2]を用いて算定される爆風圧 10kPa[2]を下回ることを確認した。

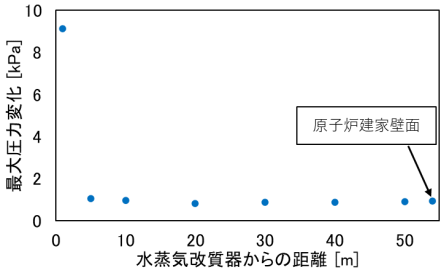


図２ 水蒸気改質器からの距離と圧力の評価結果

4. 結言

開発中の手法を用いて爆発影響を試算した結果、従来手法に比べ、爆発による原子炉建家への圧力が低減することを確認した。今後は事故シナリオ分析や可燃性ガス漏えい及び爆風圧評価に係る不確実さ評価の手法を検討する。

参考文献

[1] FLACS-CFD manual v22.2, Gexcon AS, https://www.gexcon.com/support/flacs-cfd/technical-manuals/ (アクセス日 2024 年 6 月 20 日)

[2] 原子力規制委員会, 原子力発電所の外部火災影響評価ガイド, 原規技発第 13061912 号 (2013)

---

*Keisuke Morita[1], Takeshi Aoki[1], Atsushi Shimizu[1], Hiroyuki Sato[1] and Nariaki Sakaba[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

超高温を利用した水素大量製造技術の開発
－HTTR と水素製造施設を接続する高温断熱配管の開発－

Development of Large-Scale Hydrogen Production Technology Utilizing Very High Temperature
- Development of Hot Gas Duct Coupling HTTR with Hydrogen Production Facility -

*永塚健太郎，水田直紀，守田圭介，吉野匡紀，長谷川武史，石井克典，青木健，小野正人，
高橋豪夫，倉林薫，安田貴則，野口弘喜，野本恭信，清水厚志，飯垣和彦，佐藤博之，坂場成昭
原子力機構

高温ガス炉と水素製造施設の接続機器である高温断熱配管の技術開発項目及び計画、並びに得られた成果の一部として高温断熱配管に用いる候補断熱材の熱伝導率及び放出ガス量の測定結果を報告する。

キーワード：高温ガス炉，水素製造，HTTR，HTTR-熱利用試験

1. 緒言　原子力機構は、高温ガス炉と水素製造施設の高い安全性を有する接続技術の確証に向けて、HTTR（高温工学試験研究炉）と商用化済みの天然ガス水蒸気改質法による水素製造施設を接続する HTTR-熱利用試験を計画中である。HTTR と水素製造施設の接続には、図 1 に示す高温断熱配管を採用する。高温断熱配管に用いる断熱材は、高温ヘリウムガス輸送時の熱損失を低減するために高い断熱性能を有すること、また、ヘリウム雰囲気への不純物の放出量が少ないことが求められる。HTTR 建設時に内部断熱材として使用実績のあるカオウールは現在製造されていないため、新たな断熱材を適用した高温断熱配管を開発する必要がある。

2. 高温断熱配管の技術開発項目及び計画　カオウールの代替材となり得る断熱材として、ファイバーマックス、マフテック、ファインフレックス BIO の 3 種類を選定した。これらの候補断熱材に関しては、ヘリウム環境下での特性データが存在せず、また、高温断熱配管及び二重管への適用実績がないため、高温断熱配管の製作に向けた検証が必要となる。これらの課題に対して、表 1 に示す高温断熱配管の技術開発項目及び計画を策定した。3 種類の候補断熱材を対象に、1 MPaG の低圧条件下での熱伝導率及びヘリウム雰囲気への放出ガス量のデータ取得を完了した。

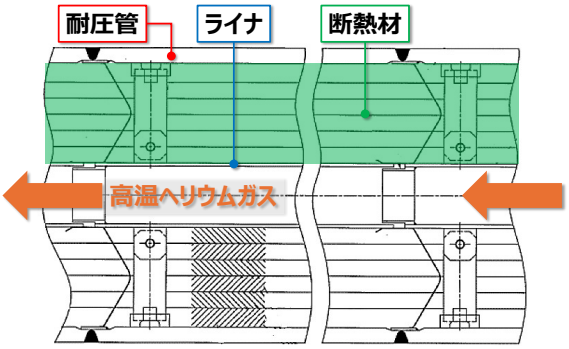


図 1　高温断熱配管の概念図

表 1　高温断熱配管の技術開発項目及び計画

技術開発項目	技術開発計画
断熱材のヘリウム環境下での特性データ取得	● 熱伝導率の計測（低圧条件、高圧条件） ● 復元率の計測 ● 放出ガス量の計測
製作性の検証	● 部分モックアップの試作を通じた施工性、溶接性、検査性等の検証

謝辞　本報告は、経済産業省資源エネルギー庁令和 5 年度高温ガス炉実証炉開発事業（超高温を利用した水素大量製造技術実証事業）の成果の一部である。

*Kentaro Nagatsuka, Naoki Mizuta, Keisuke Morita, Masaki Yoshino, Takeshi Hasegawa, Katsunori Ishii, Takeshi Aoki, Masato Ono, Hideo Takahashi, Kaoru Kurahayashi, Takanori Yasuda, Hiroki Noguchi, Yasunobu Nomoto, Atsushi Shimizu, Kazuhiko Iigaki, Hiroyuki Sato and Nariaki Sakaba
Japan Atomic Energy Agency

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：504-2 Nuclear Chemistry, Radiochemistry, Analytical Chemistry, Chemistry of Actinide Elements

Wed. Sep 11, 2024 11:25 AM - 12:00 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 2:25 AM - 3:00 AM UTC Room N(Recture RoomsB 2F B203)

[1N06-07] Analytical Technique 1

Chair:Yuma Sekiguchi(CRIEPI)

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

[1N06]

Development of flow injection/online liquid scintillation analysis system for the determination of alpha nuclides in fuel debris

(3) Analysis performance evaluation by measuring plutonium standard solution

*Juri Aoya[1], Kenji Masui[1], Kazushi Horigome[1], Masahiko Yamamoto[1], Shigeo Taguchi[1] (1. JAEA)

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

[1N07]

Development of an HCl-free analytical method for Pu, Am and Cm in radioactive wastes

*Noriyasu Kodaka[1], Yasuyuki Tanaka[1], Takahiro Furuse[1], Kosuke Tanaka[1] (1. JAEA)

11:55 AM - 12:00 PM JST | 2:55 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

燃料デブリ中α核種分析のためのフローインジェクション／オンライン液体シンチレーション分析システムの開発 （3）Pu 測定性能評価

Development of flow injection/online liquid scintillation analysis system for the determination of alpha nuclides in fuel debris
(3) Analysis performance evaluation by measuring plutonium standard solution

*青谷 樹里[1]，舛井 健司[1]，堀籠 和志[1]，山本 昌彦[1]，田口 茂郎[1]
[1]JAEA

燃料デブリ中の Pu の迅速・簡便分析を目的としたフローインジェクション分析システム開発において、本研究では Pu 標準試料の測定により分析システムの性能について評価した。

キーワード：フローインジェクション分析、液体シンチレーション、燃料デブリ、α核種

1. はじめに

燃料デブリの移送、保管にあたり、Pu は放射線防護上及び核物質管理上の重要核種であり、正確な定量、厳格な管理が求められる。本研究では、燃料デブリ中の Pu の迅速・簡便分析のため、内径 2 mm の流路内で溶媒抽出分離から液体シンチレーションカウンタ（LSC）測定までの一連の操作を行うフローインジェクション分析（FIA）システムの開発を進めている[1, 2]。今回は、LSC 検出部のフローセルを開発するとともに、これまでに開発した各要素技術と組み合わせた FIA システムの性能を Pu 標準試料の測定により評価した。

2. 実験

フローセルには、ガラス又はポリプロピレン（PP）を材質としたバイアルを用いて、図 1 に示す液置換型セルとテフロンチューブをコイル状に充填したセルを作製し、Pu 標準試料（以下、Pu）と液体シンチレータ（Perkin Elmer 製 Ultima Gold AB）を混合した試料を LSC で測定し、セルの材質や構造が測定値へ与える影響を調査した。

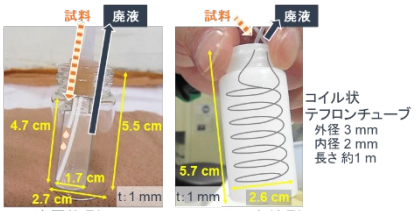


図 1　測定セルの構造

図 2 に FIA システムの構成図を示す。キャリア溶液には 3 M 硝酸（水相）、Pu 抽出には第 4 級アンモニウム塩である Aliquat®336 をキシレンに溶解した抽出溶媒（有機相）を使用した。測定は、水相側のサンプルループ（0.5 mL）に Pu を充填して流速 0.5 mL/min のキャリア溶液で押出し、既報[1, 2]と同様に有機相と混合後、抽出・相分離した。有機相は、流速 2.0 mL/min で供給される液体シンチレータと混合後、測定セルに導入して送液を停止し、300 秒 LSC で測定した。

図 2　FIA システム構成図

3. 結果及び考察

（1）フローセルの評価　ガラス及び PP 製バイアルに Pu を充填して測定した結果、計数効率は両者とも約 100%であり、材質による影響は確認されなかった。次に、PP 製バイアルに直接 Pu を導入した場合とコイル充填型セルの計数効率を比較した結果、計数効率はコイル充填型セルの方が約 20%低かった。これは内径 2 mm の細いチューブ内を反応場としてα線とシンチレータを作用させることによるα線の自己吸収の影響、またはチューブによるシンチレーション光の遮光の影響と推定される。

また、液置換型及びコイル充填型セルに Pu を充填後、有機相でセル内を洗浄したが、液置換型セルではガラス壁面に付着したシンチレータを十分に洗浄できず、高いバックグラウンドが計測された。コイル充填型セルではバックグランド上昇はなく、洗浄に伴う廃液量は液置換型セルの 10%未満で済んだ。このため、本 FIA システムには計数効率は劣るが、洗浄が確実で廃液発生量も少ないコイル充填型セルを使用した。

（2）FIA システムによる Pu 測定　本 FIA システムを用いてオンラインで一連の Pu 分析操作を行い、作成した検量線は相関係数 R = 0.998 の直線性を示した。また、Pu 標準試料（286 Bq/mL）の繰り返し測定（n＝7）の相対標準偏差（2σ）は 6.2%と良好な再現性が得られた。本 FIA システムの検出限界は 5.2 Bq/mL（計数時間 300 秒）、処理能力は 1 測定あたり約 20 分であった。

4. まとめと今後の展望

本 FIA システムは、試料を注入する方式の簡便な操作により約 20 分／測定と迅速に Pu を測定できた。今後は実試料を想定し、水相側に分配するα核種（Am、Cm 等）、β核種（Sr 等）の測定条件を検討し、分析機能の拡張を図る。

参考文献

[1] 田口 茂郎，他，日本原子力学会 2023 年秋の大会　[2] 山本 昌彦，他，日本原子力学会 2023 年秋の大会

*Juri Aoya[1], Kenji Masui[1], Kazushi Horigome[1], Masahiko Yamamoto[1] and Shigeo Taguchi[1]
[1]JAEA

塩酸フリーな放射性廃棄物中の Pu、Am、Cm の分析法の開発

Development of an HCl-free analytical method for Pu, Am and Cm in radioactive wastes

*小髙　典康[1]，田中　康之[1]，古瀬　貴広[1]，田中　康介[1]
[1] 日本原子力研究開発機構（JAEA）

福島第一原子力発電所事故由来の放射性廃棄物に対する塩酸を用いない Pu、Am、Cm 核種の分析手法を開発した。

キーワード：プルトニウム、アメリシウム、キュリウム、福島第一原子力発電所事故、塩酸フリー

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故により発生した固体廃棄物中の放射性核種分析は、処理処分に係る性状把握のために重要である。Pu、Am、Cm の従来の分析法は、化学分離操作に塩酸が使用されている。塩酸は、ステンレス材への腐食性が高いため、原子力施設における分析では、塩酸フリーな方法の適用が求められる。そこで本研究では、化学分離操作に塩酸を用いないこれらの核種の分析法を検討した。

2. 検討

従来の Pu の分析では、TEVA レジン®での分離操作において、妨害核種である 4 価の Th が Pu と同じ化学的挙動をすることから、塩酸溶液で Pu を保持したまま Th を除去し、Pu を硝酸溶液等で溶離する分析法が一般的である。本研究では、高い硝酸濃度で Th を保持させたまま、Pu のみを 3 価に還元して溶離する方法を検討した。一方、Am、Cm の従来の分析では、DGA ノーマルレジン®における Am、Cm の分配係数の濃度変化（濃度勾配）が大きい塩酸溶液を利用した吸着・溶離が一般的だが、本研究では、硝酸溶液中においても Am、Cm の分配係数の濃度勾配が大きい DGA ブランチドレジン®に着目した。

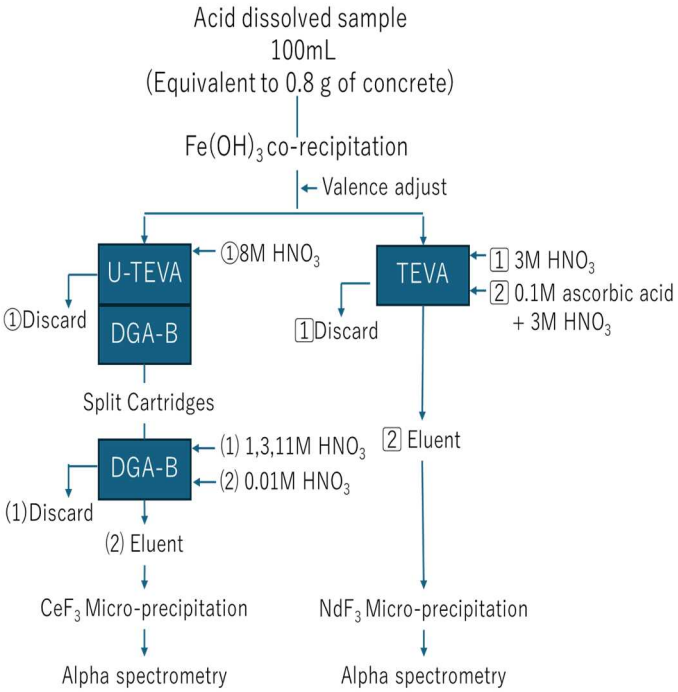


図１　Pu、Am、Cm 分析フロー

3. 実験及び結果

本研究で検討した分析フローを図 1 に示す。0.8 g のコンクリートに ^{242}Pu、^{243}Am の放射能標準溶液をそれぞれ 0.04 Bq 添加して本手法の適用性を確認した。Pu と Th を TEVA レジン®に吸着させたのち、0.1M アスコルビン酸と 3M 硝酸の混酸で Th を保持させたまま Pu を溶離した。Am に対しては、U-TEVA レジン®と DGA ブランチドレジン®を接続し、U-TEVA レジン®に妨害核種である Pu、U、Th 等を吸着させるとともに、Am を DGA ブランチドレジンに吸着させ、0.01M 硝酸で溶離した。その結果、^{242}Pu、^{243}Am において 80%以上の回収率が得られた。また、α線スペクトルに U や Th などの天然核種由来のピークは確認されなかった。当日は、環境認証物質及び福島第一原子力発電所事故由来の試料に本手法を適用した結果も報告する。

---

*Noriyasu Kodaka[1] , Yasuyuki Tanaka[1] ,Takahiro Furuse[1] and Kosuke Tanaka[1]　[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

本件は、令和 4 年度「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（簡易・迅速化された分析技術を用いた標準的な分析法の検討））」に係る補助事業の成果の一部を取りまとめたものである。

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

Wed. Sep 11, 2024 2:45 PM - 3:35 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 5:45 AM - 6:35 AM UTC Room D(Recture RoomsA 1F A106)

[1D08-10] Analysis Code Development

Chair:Motomu Suzuki(CRIEPI)

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

[1D08]

Development of Mitsubishi Three-Dimensional Heterogeneous Transport Calculation Code GALAXY-Z

(9) Burnup Calculation and Whole Core Calculation for High Temperature Gas-cooled Reactor

*Kazuya Yamaji[1], Hiroki Koike[1], Koji Asano[1] (1. MHI)

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

[1D09]

Development of Mitsubishi FBR Nuclear Design Code System GALAXY-H/ENSEMBLE-TRIZ

(12) Reduction of Spatial Homogenization Error by Reaction-Rate-Ratio Preservation for Axial Direction

*Hiroki Koike[1], Masato Yamamoto[1], Koji Asano[1] (1. MHI)

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

[1D10]

Development of Burnup Calculation Code System SWAT-X

(1) Verification of burnup calculation using CRAMO and MVP

*Tomoaki Watanabe[1], Takeo Kikuchi[1], Kenichi Tada[1], Akio Yamamoto[2], Kenya Suyama[1] (1. JAEA, 2. Nagoya Univ.)

3:30 PM - 3:35 PM JST | 6:30 AM - 6:35 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

三菱 3 次元詳細輸送計算コード GALAXY-Z の開発
(9)　高温ガス炉の燃焼計算と全炉心計算

Development of Mitsubishi Three-Dimensional Heterogeneous Transport Calculation Code GALAXY-Z
(9) Burnup Calculation and Whole Core Calculation for High Temperature Gas-cooled Reactor

*山路 和也[1]，小池 啓基[1]，浅野　耕司[1]
[1]MHI

PWR 炉心計算の参照解コードとして開発した三菱 3 次元詳細輸送計算コード GALAXY-Z[1]を、高温ガス炉向けの核設計コードとして拡張中である。今般、燃焼計算機能を導入し、高温ガス炉の 3 次元非均質全炉心計算を行ったため、その結果を報告する。

キーワード：高温ガス炉、燃焼計算、炉心計算、GALAXY-Z

1.　はじめに

GALAXY-Z を高温ガス炉へ適用するため、被覆燃料粒子に対応した共鳴計算機能を導入済みである[2]。今回、燃焼計算機能を導入し、高温ガス炉を対象とした 3 次元非均質全炉心計算を行った。

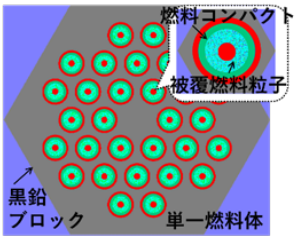


図 1 高温ガス炉燃料体

2.　燃焼計算機能

燃焼計算機能として、約 150 核種からなる燃焼チェーンを採用し、燃焼行列の数値解法として krylov 部分空間法を用いた。核データライブラリは JENDL-5 を採用した。

被覆燃料粒子の燃料カーネルに含まれる核種i の数密度N_i、エネルギー群gのミクロ断面積σ_i^g、及び、燃料カーネルの中性子束ϕ_{fuel}^gが燃焼計算の入力となる。中性子束を求める輸送計算では、計算負荷を抑制するため、図 1 に示す被覆燃料粒子が含まれる燃料コンパクト内を均質化して取り扱うことから、得られる中性子束は燃料コンパクト平均$\phi_{compact}^g$である。DSTG (Deterministic Statistical Geometry)法に基づく燃料カーネルの不利因子f_{fuel}^g（＝燃料カーネルと燃料コンパクト内平均の中性子束の比）を$\phi_{compact}^g$に乗じることで、(1)式のように被覆燃料粒子の燃料カーネルの中性子束ϕ_{fuel}^gを求めることができる。

$$\phi_{fuel}^g = f_{fuel}^g \phi_{compact}^g \quad (1)$$

上記のN_i、σ_i^g、ϕ_{fuel}^gを入力とした燃焼計算により、3 次元炉心計算において、被覆燃料粒子の燃料カーネル内の核種生成量（核種数密度）を直接評価できる。

3.　検証

＜燃焼モンテカルロコードとの比較＞　JENDL-5、及び、開発者用の詳細チェーンを用いた連続エネルギー燃焼モンテカルロコード MVP-BURN と、燃料コンパクト体系において燃焼計算結果を比較した。図 2 より、寿命末期までを通じて、無限増倍率は 0.08%dk/k 以内で一致し、顕著な差異がないことを確認した。

＜全炉心計算＞　メッシュ内の軸方向中性子束分布を関数展開する 3 次元非均質輸送計算[1]の並列化により、図 3 に示す 3 次元全炉心非均質体系にて、1 サイクル分の燃焼計算を 3 日程度で計算可能であること確認した。径方向出力分布を図 4 に示す。

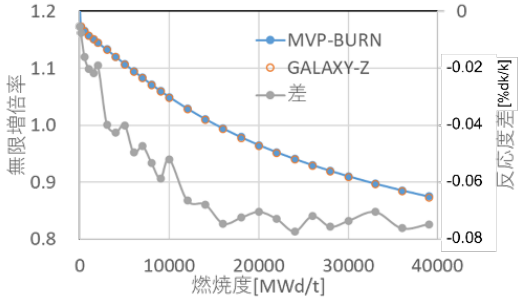


図 2 MVP-BURN との比較

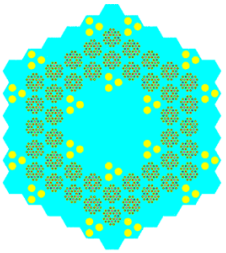


図 3　高温ガス炉環状炉心

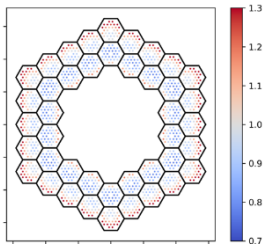


図 4　径方向出力分布(サイクル末期)

参考文献　[1]山路, 他 日本原子力学会春の年会(2023)
[2]山路, 他 日本原子力学会春の年会(2024)

* Kazuya Yamaji[1], Hiroki Koike[1], Koji Asano[1], [1]MHI

三菱 FBR 核設計コードシステム GALAXY-H/ENSEMBLE-TRIZ の開発 (12)軸方向反応率比保存による均質化誤差低減手法

Development of Mitsubishi FBR Nuclear Design Code System GALAXY-H/ENSEMBLE-TRIZ
(12) Reduction of Spatial Homogenization Error by Reaction-Rate-Ratio Preservation for Axial Direction

*小池 啓基[1], 山本 真人[1], 浅野 耕司[1]
[1] MHI

三菱高速炉核設計コードシステム GALAXY-H/ENSEMBLE-TRIZ における実効増倍率、Na ボイド反応度及び軸方向出力分布の予測精度を向上させるため、非均質体系の軸方向反応率分布を均質輸送計算で再現する核定数補正手法を開発した。高速炉体系に本手法を適用し実効増倍率を評価した結果、連続エネルギーモンテカルロコードによる参照解との差異は±200pcm 以下となり、本手法の有効性を確認した。

キーワード:GALAXY-H/ENSEMBLE-TRIZ、高速炉、均質化誤差低減手法、軸方向、Simultaneous-SPH 法、反応率比保存法

1. 緒言

MHI では、高速炉用核設計コードシステム GALAXY-H/ENSEMBLE-TRIZ を開発中である。本システムでは、格子計算コード GALAXY-H によって燃料集合体等の均質核定数を作成し、この均質核定数を入力として炉心計算コード ENSEMBLE-TRIZ にて 3 次元 70 群輸送計算により炉心核特性を算出する。本システムによる実効増倍率、Na ボイド反応度及び軸方向出力分布等の予測精度を向上させるため、非均質体系の軸方向反応率分布を、軸方向の異種媒質ごとに集合体内を均質化した輸送計算で再現する核定数補正手法を開発した。

2. 手法

本手法では、反応率比保存法[1]と Simultaneous-SPH 法[2]を組合せ、代表的な 3 次元単一集合体体系で核定数補正因子（Simultaneous-Reaction-Rate-Ratio Preservation factor：S-R3P 因子）f_iを式(1)に基づき作成する。あらかじめ連続エネルギーモンテカルロコード等により算出したf_iを用いて式(2)(3)の通り補正された核定数$\tilde{\Sigma}$を ENSEMBLE-TRIZ の 3 次元全炉心均質輸送計算に入力するため、3 次元全炉心計算の時間はf_iなしの場合と変わらない。

$$f_i = \frac{\int_i dr\phi(r)/\tilde{\phi}_i^{hom}}{\int_0 dr\phi(r)/\tilde{\phi}_0^{hom}} \cdots(1), \quad \tilde{\Sigma}_i = f_i \cdot \Sigma_i \text{ (輸送断面積以外) } \cdots(2), \quad \tilde{\Sigma}_{tr,i} = \frac{1}{f_i} \cdot \Sigma_{tr,i} \text{ (輸送断面積) } \cdots(3)$$

(i：均質化領域, 0：基準均質化領域, $\boldsymbol{\phi}(\boldsymbol{r})$：位置$\boldsymbol{r}$の非均質中性子束, $\tilde{\phi}^{hom}$：均質中性子束, Σ：断面積)

3. 検証

MOX-3600 ベンチマーク体系[3]に本手法を適用し実効増倍率を評価した結果、表に示す通り、連続エネルギーモンテカルロコード MVP3[4]による参照解との差異は±200pcm 以下となり、Na ボイド反応度の差異も低減されることを確認した。

表　MVP3、ENSEMBLE-TRIZ 間の核特性差異

手法	実効増倍率の相対差異[pcm]		Naボイド反応度の相対差異[%]
	Naボイドなし	Naボイドあり	
S-R3P因子なし	339	437	4.4
S-R3P因子あり	175	117	-3.0

(*)実効増倍率の MVP3 統計誤差(1σ)：13pcm

4. 結言

高速炉を対象に軸方向反応率比保存による均質化誤差低減手法を開発し、MVP3 との比較により本手法の有効性を確認した。発表では、複数の高速炉炉型への適用性についても報告する。

参考文献

[1]T.Kitada, S.Kosaka, et al., New Control Rod Homogenization Method for Fast Reactors, J.Nucl.Sci.Technol., 31, 7, pp.647-653, 1994.
[2]G.Chiba, et al., A note on application of superhomogénéisation factors to integro-differential neutron transport equations, J.Nucl.Sci.Technol., 49, 2, pp.272-280, 2012. [3] NEA, Benchmark for Neutronic Analysis of Sodium-cooled Fast Reactor Cores with Various Fuel Types and Core Sizes, www.oecd-nea.org, 2016. [4]Y. Nagaya, et al., MVP/GMVP Version 3 : General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations Based on Continuous Energy and Multigroup Methods, JAEA-Data/Code 2016-018, 2017.

*Hiroki Koike[1], Masato Yamamoto[1], Koji Asano[1], [1]MHI

燃焼計算コードシステム SWAT-X の開発
(1) CRAMO と MVP を用いた燃焼計算の検証

Development of Burnup Calculation Code System SWAT-X

(1) Verification of burnup calculation using CRAMO and MVP

*渡邉 友章[1]，菊地 丈夫[1]，多田 健一[1]，山本 章夫[2]，須山 賢也[1]

[1]JAEA，[2]名大

SWAT4.0 の後継として、最新の計算手法及び核データが利用可能な燃焼計算コードシステム SWAT-X の開発を進めている。開発の第一ステップとして、CRAMO と MVP を用いた燃焼計算機能を開発した。

キーワード：SWAT-X，燃焼計算，CRAM，CRAMO，MVP

1. 背景

JAEA が開発した燃焼計算コードシステム SWAT4.0 は燃焼計算に一点炉燃焼計算コード ORIGEN2 を利用しているが、ORIGEN2 は既に開発が終了しており、最新の計算手法や核データが利用できないという課題があった。そこで、SWAT4.0 の後継として新規に SWAT-X の開発を開始した。開発の第一ステップとして、一点炉燃焼計算コード CRAMO[1]と連続エネルギーモンテカルロコード MVP を組み合わせた燃焼計算機能を整備した。CRAMO は ORIGEN2 用核データライブラリ(ORLIB)と最新の燃焼計算手法であるチェビシェフ有理関数近似法(CRAM)に基づくコードであり、本開発は ORIGEN2 における Matrix Exponential 法から CRAM への燃焼計算手法の更新に相当する。また、燃料集合体のような多領域問題において、SWAT4.0 では各領域の重核種個数あたりの発生エネルギーの比を用いて出力分布を計算していたが[2]、SWAT-X では燃焼度及び比出力の単位に基づき、初期重核種重量あたりの発生エネルギーを用いるように修正した。

2. CRAMO と MVP を用いた燃焼計算機能の検証

開発した燃焼計算機能の検証のため、BWR 燃料集合体体系(OECD/NEA ベンチマーク Phase-IIIC)で 50 GWd/t まで燃焼計算を行い、核データ等の条件は統一して SWAT4.0 の結果と比較した。図 1 に SWAT4.0 からの k_{eff}の差異を示す。1 燃焼ステップあたりの燃焼計算回数(サブステップ数)を 2 として比較したところ、10 GWd/t 付近や 40 GWd/t 以降で 100 pcm 以上の差異が生じた。そこで、SWAT4.0 のサブステップ数を 5 に増やしたところ、高燃焼度での差異が解消した。また、SWAT-X における出力分布設定方法を、修正した方法(A)から SWAT-4.0 と同じ方法(B)に変更した場合、10 GWd/t 付近の差異が減少し SWAT4.0 と良く一致した。その他、燃焼度分布や核種重量も SWAT4.0 と良く一致することを確認した。以上より、CRAMO と MVP を用いた燃焼計算の妥当性を確認するとともに、燃焼計算手法の更新によりステップ幅に対する数値安定性が改善されること、Gd 燃料を含む体系において出力分布設定方法の修正が実効増倍率に影響することが分かった。今後は、任意の核データライブラリや燃焼チェーンの利用、POD などを活用した高速・高精度な燃焼計算などの機能について開発を進める予定である。

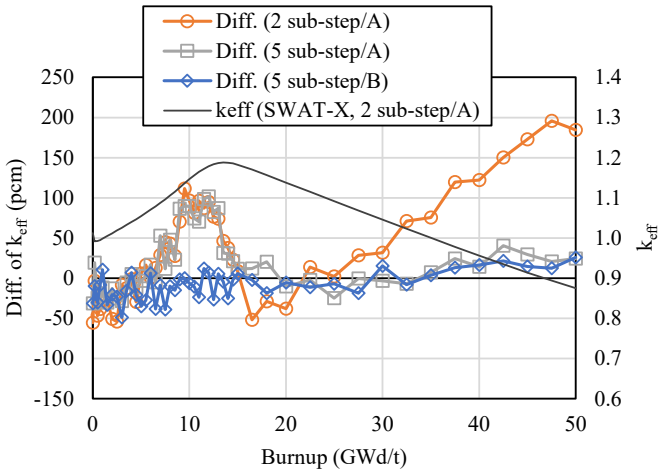


図 1　SWAT-X と SWAT4.0 の k_{eff} の比較

謝辞 本成果の一部は JSPS 科研費 24K08300 の助成を受けたものである。

参考文献 [1] 横山賢治, 神智之, JAEA-Data/Code 2021-001, 2021. [2] 鹿島陽夫, 他, JAEA-Data/Code 2014-028, 2015.

* Tomoaki Watanabe[1], Takeo Kikuchi[1], Kenichi Tada[1], Akio Yamamoto[2], Kenya Suyama[1]　[1]JAEA, [2]Nagoya Univ.

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

Wed. Sep 11, 2024 2:45 PM - 3:35 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 5:45 AM - 6:35 AM UTC Room G(Recture RoomsB 1F B101)

[1G08-10] Nuclear Utilization Technologies with Innobative Reactors

Chair:Kosuke Aizawa(JAEA)

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

[1G08]

Development of Mitsubishi multi-purpose modular ultra-safety micro reactor
(5) Preliminary core thermal analysis based on MOOSE framework

*Tadakatsu Yodo[1], Shohei Otsuki[1], Takeshi Koike[1] (1. MHI)

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

[1G09]

Evaluation of improvement on electricity selling income with Sodium-Cooled Fast Reactor Coupled to Thermal Energy Storage System

*Kazuya Takano[1], Kyoko Mukaida[1], Hidemasa Yamano[1], Naoto Yasumatsu[2] (1. JAEA, 2. NESI)

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

[1G10]

Burnup Characteristics of Silicide Fueled RFBB with Sodium Coolant

*Toru Obara[1], Odmaa Sambuu[2] (1. Tokyo Tech, 2. NUM)

3:30 PM - 3:35 PM JST | 6:30 AM - 6:35 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

三菱多用途モジュール式超安全マイクロ炉の開発
（5）MOOSE フレームワークに基づく予備的な炉心熱解析

Development of Mitsubishi multi-purpose modular ultra-safety micro reactor
(5) Preliminary core thermal analysis based on MOOSE framework

*淀 忠勝[1]，大槻 昇平[1]，小池 武史[1]
[1]三菱重工業（株）

三菱重工で開発中のマイクロ炉（以下、三菱マイクロ炉）に対して、マルチフィジックスの原子炉シミュレーション環境である MOOSE を用い、炉心材料に高配向性グラファイトブロックを適用した全固体原子炉の熱解析を実施した。

キーワード：マイクロ炉

1. 緒言

三菱マイクロ炉[1]は、原子炉の事故要因を極力低減するために、原子炉冷却材を用いず、炉心材料の熱伝導で発電系に熱輸送する全固体原子炉コンセプトを採用している（図 1）。本稿では、MOOSE (Multiphysics Object Oriented Simulation Environment)を用いた全固体原子炉の予備的な熱解析結果を報告する。

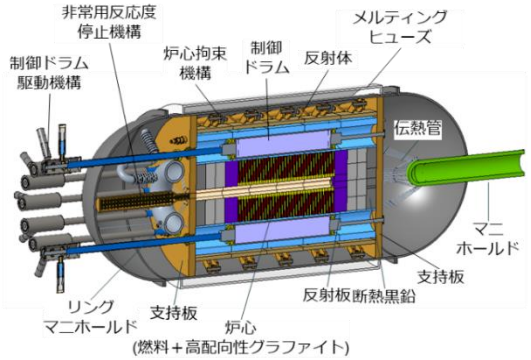


図 1. 三菱マイクロ炉の構成案
（2024 年 9 月時点）

2. 炉心熱解析

2-1. コード開発環境

MOOSE は米国アイダホ国立研究所が開発した原子力分野向け解析コード開発環境である[2]。MOOSE には、伝熱や流動など複数の物理現象の解析機能が標準実装されており、コード開発者は解析目的に応じた機能を選択するのみで実行ファイルの生成が可能である。また、コード開発者は標準機能を基に容易に機能追加が可能である。

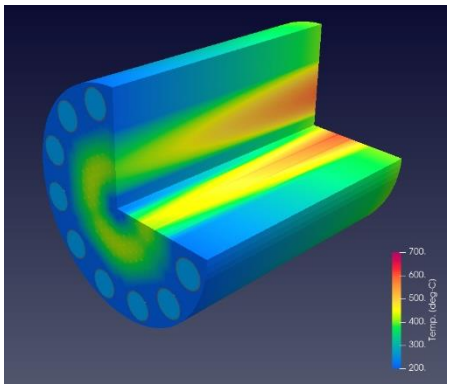


図 2. 炉心温度評価結果

2-2. コード開発及び解析結果

三菱マイクロ炉の炉心材料は高熱伝導かつ異方性熱伝導の性質を持つ高配向性グラファイトブロックを採用する計画である。全固体原子炉の炉心温度評価のために、MOOSE の Heat Conduction モジュールを基に異方性熱伝導の評価が可能な 3 次元場の熱伝導解析コードを開発した。予備的な炉心熱解析の結果、燃料から発電系伝熱管まで適切に熱伝導で熱輸送され、炉心温度は黒鉛の温度基準の目安である 1600℃以下の見込みを得た。

3. 結論

MOOSE をベースに炉心温度評価用の解析コードを開発し、全固体原子炉内の炉心温度分布を把握した。今後、三菱マイクロ炉のプラント評価に必要な物理現象を特定し、その評価機能を実装する計画である。

参考文献

[1] 淀 忠勝, 他, “三菱多用途モジュール式超安全マイクロ炉の開発 (1)原子炉概念”, 原子力学会, 2020 年秋の大会
[2] G. Giudicelli, et al, “3.0 - MOOSE: Enabling massively parallel Multiphysics simulations”, SoftwareX, Vol.26, 101690, 2024.

*Tadakatsu Yodo[1], Shohei Otsuki[1] and Takeshi Koike[1]
[1]MHI

蓄熱式高速炉の売電収入増加効果評価

Evaluation of improvement on electricity selling income with Sodium-Cooled Fast Reactor Coupled to Thermal Energy Storage System

*高野 和也[1], 向井田 恭子[1], 山野 秀将[1], 安松 直人[2]

[1]JAEA, [2]NESI

小型ナトリウム冷却高速炉に対して原子炉定格出力の 50%相当を 5.5h に渡り出力可能な規模の溶融塩蓄熱設備を付加し、高速炉と蓄熱設備のシステム全体による発電時間帯を高売電価格帯へシフトすることによる売電収入増加を定量的に評価した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉, 溶融塩, 蓄熱, 売電収入

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉に変動性再生可能エネルギーとの共生という新たな価値を付加すべく、硝酸系溶融塩を熱媒体とした蓄熱技術を組み合わせたナトリウム冷却高速炉の技術開発を進めている[1]。本報告では、蓄熱式高速炉の経済性評価の一環として、小型ナトリウム冷却高速炉に溶融塩蓄熱設備を付加し、高速炉と蓄熱設備のシステム全体による発電時間帯を高売電価格帯へシフトすることによる売電収入増加を定量的に評価した。

2. 検討内容及び結果

2-1. 検討方法

定格電気出力 300MWe の小型ナトリウム冷却高速炉に、定格出力の 50%相当を 5.5h に渡り出力可能とする規模の溶融塩蓄熱設備を接続することを想定する。売電基本単価としては、2020～2022 年度の日本卸電力取引所（JEPX）エリアプライスに基づき、各年度年間平均値として評価したエリアプライス日変動データを用いた（図 1）。なお、エリアプライスは東京エリアに加え、再生可能エネルギーの導入が比較的進んでいる九州エリアを対象とした。運転モードとしては図 2 に示すようにエリアプライス日変動データにおいて最低価格時間帯となる 5.5h に蓄熱設備に入熱、最高価格時間帯となる 5.5h に蓄熱設備から放熱するモードと 24h 定格出力（蓄熱設備無を想定）とするモードを想定して売電収入をそれぞれ評価し、両者の差から蓄熱式高速炉の売電収入増加効果を評価した。

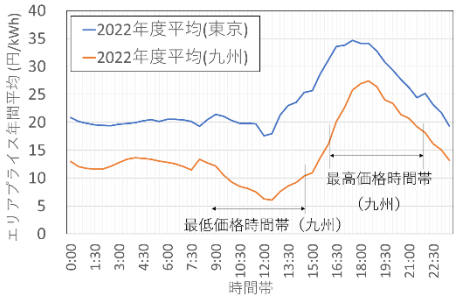


図 1　エリアプライス日変動データ（2022 年度平均）

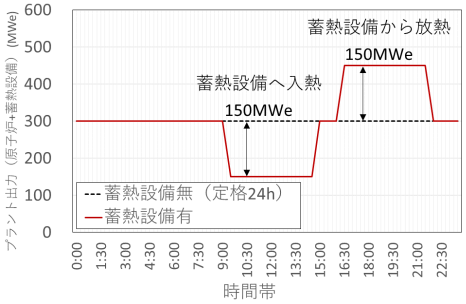


図 2　運転モード（2022 年度、九州エリア）

2-2. 売電収入増加効果の評価結果

蓄熱設備導入に伴う売電収入増加率を評価した結果を図 3 に示す。各年度のエリアプライス日変動データの違いにより評価値にはバラつきがあるが、東京エリアでは+5～9%、九州エリアでは+10～12%の売電収入増加効果となった。東京エリアより九州エリアの方が、エリアプライス日変動データにおける最低価格と最高価格の差が大きく、蓄熱設備導入による売電収入への感度が大きい結果となった。

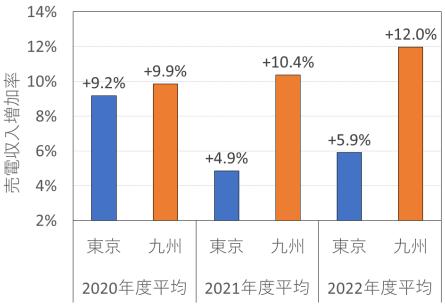


図 3　蓄熱設備付加による売電収入増加効果

3. 結言

小型ナトリウム冷却高速炉に対して原子炉定格出力の 50%相当を 5.5h に渡り出力可能な規模の溶融塩蓄熱設備を付加し、高速炉と蓄熱設備のシステム全体による発電時間帯を高売電価格帯へシフトすることによる売電収入増加を定量的に評価した。その結果、東京エリアでは+5～9%（年間 18～36 億円の増収に相当）、九州エリアでは+10～12%（年間 28～45 億円の増収に相当）の売電収入増加効果が得られる見込みを得た。蓄熱設備導入に伴う設備コストを評価した際には、本評価を活用して当該コストの回収見通しを得ることも可能となる。

参考文献

[1] Yamano et al., "Development of Safety Design Technologies for Sodium-Cooled Fast Reactor Coupled to Thermal Energy Storage System with Sodium-Molten Salt Heat Exchanger", New Energy and Future Energy Systems, Advances in Transdisciplinary Engineering, Vol.45, pp. 27-34 (2023).

*Kazuya Takano[1], Kyoko Mukaida[1], Hidemasa Yamano[1] and Naoto Yasumatsu[2], [1]JAEA, [2]NESI

ナトリウム冷却材を使用したシリサイド燃料 RFBB の燃焼特性

Burnup Characteristics of Silicide Fueled RFBB with Sodium Coolant

*小原　徹[1]，Odmaa Sambuu[2]

[1]東工大，[2]モンゴル国大

シリサイド燃料を用いたナトリウム冷却回転型シャッフリングブリードバーン高速炉(RFBB-SS)の炉心成立性を検討した。その結果起動から平衡状態に至るまで臨界を維持することが可能な炉心を設計可能であることが明らかになった。

キーワード：RFBB，シリサイド燃料，ナトリウム冷却，ブリードバーン高速炉

1. 緒言

回転型燃料シャッフリングブリードバーン高速炉(RFBB)は再処理を必要とせず天然ウランまたは劣化ウランを燃料として高燃焼度を達成する原子炉である。近年シリサイド燃料の動力炉利用への研究が行われている。シリサイド燃料は窒化物燃料に比べ重金属密度、熱伝導度に劣るものの窒化物燃料で必要となる同位体濃縮を必要としないというメリットがある。本研究の目的は、シリサイド燃料とナトリウム冷却材を使った RFBB (RFBB-SS)の実現可能性とその燃焼特性を明らかにすることである。

2. 解析

表 1 に原子炉の主要諸元、図 1 に 1/6 炉心の燃料シャッフリングパターンを示す。図 1 のハッチング部分は制御棒アセンブリである。初めに天然ウランのみを装荷した炉心で燃料シャッフリングを行いながら燃料解析を行い平衡燃焼炉心の特性を求めた。次に平衡燃焼炉心の各燃料集合体の中性子増倍率をもとに起動炉心を構成し、新燃料に天然ウランを装荷する燃料シャッフリング繰り返しつつ燃焼解析を行い、原子炉の起動から平衡燃焼に至るまでの炉心特性を解析した。解析にはモンテカルロコード SERPENT 2.1 及び ENDF/B-VII.0 を用いた。

表 1　主要諸元

項目	仕様
熱出力	750MW
燃料	U_3Si_2
冷却材	ナトリウム
炉心高さ	180cm
炉心等価直径	200cm
燃料集合体数	324体

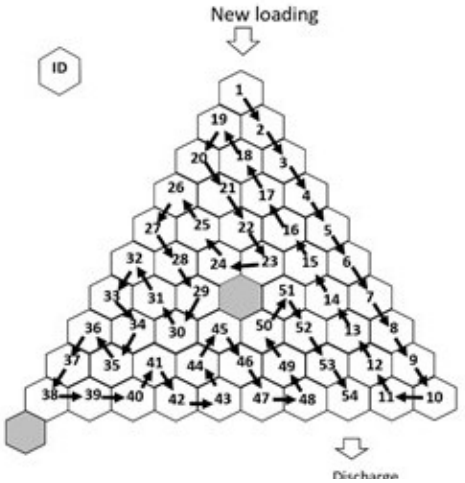


図 1　燃料シャッフリングパターン（1/6 炉心）

3. 結果

燃料シャッフリングの間隔は実効増倍率の変化を抑制するため、最初のシャッフリングステップまでの間隔を 300 日としたのち、その後第 2 ステップから第 4 ステップまでは 700 日、第 5 ステップから第 11 ステップまでは 900 日、それ以降は 700 日とした。その結果得られた各ステップでの実効増倍率の変化を図 2 に示す。図 2 に示すように、この原子炉は平衡燃焼状態で臨界となる炉心であり、また起動から平衡燃焼にいたるまでも臨界を維持していることがわかる。また起動から平衡燃焼にいたるまでの炉内の出力分布はほとんど変化していなかった。本解析により RFBB-SS の実現可能性が明らかとなった。

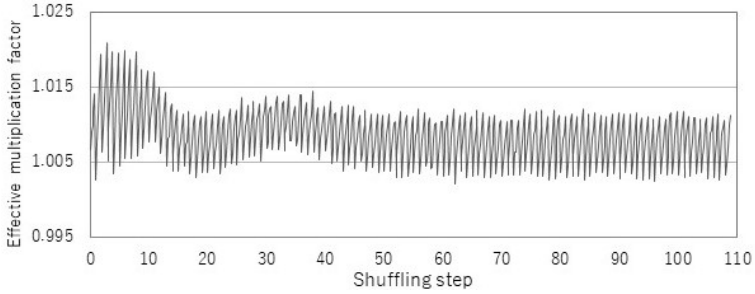


図 2 実効増倍率の変化

*Toru Obara[1] and Odmaa Sambuu[2]

[1]Tokyo Tech, [2]NUM

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

Wed. Sep 11, 2024 2:45 PM - 3:35 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 5:45 AM - 6:35 AM UTC Room L(Recture RoomsB 2F B201)

[1L08-10] General Remarks on Decommissioning

Chair:Shohei Sawada(KAJIMA)

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

[1L08]

Research on Human Resources Development for Decommissioning to Realize Safe and Smooth Decommissioning

*Masaki Onodera[1], Shintaro Yagi[1], Hironori Kato[1], Junji Eto[1], Masaru Hirata[2], Renaud Klein[2] (1. MRI, 2. Onet Technologies)

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

[1L09]

Importance of Generativity for the Decommissioning Knowledge Management

Focus Group on Plant Operating Knowledge

*Yasuyoshi Taruta[1], Shigeto Kobayashi[2], Takashi Hashimoto[3], Koichi Tomoda[1] (1. JAEA, 2. SCU, 3. JAIST)

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

[1L10]

A Study for the optimization of the decommissioning project of nuclear facilities

(6) Radiation exposure assessment of dismantlement

*Yukihiro IGUCHI[1], Daisuke KAWASAKI[1], Satoshi YANAGIHARA[1], Asei MINE[1], Yuya KOUDA[2], Koichi TOMODA[2] (1. Univ. of Fukui, 2. JAEA)

3:30 PM - 3:35 PM JST | 6:30 AM - 6:35 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

安全かつ円滑な廃止措置の実現に向けた廃止措置人材の育成に関する研究

Research on Human Resources Development for Decommissioning to Realize Safe and Smooth Decommissioning

*小野寺 将規[1]，八木 伸太郎[1]，加藤 大典[1]，江藤 淳二[1]，平田 大[2]，クライン ルノ[2]
[1]三菱総合研究所，[2]Onet Technologies

わが国の廃止措置は今後、原子炉領域の解体作業等の未経験の解体作業が本格化する見込みであり、作業環境・状況等に応じて安全で適切なプランニング、技術選択、解体作業・廃棄物管理作業が実践可能な廃止措置人材が求められる。本研究では、安全かつ円滑な廃止措置の実現に向け、廃止措置・廃棄物管理に携わる人材の一層の力量向上や技能向上に資するトレーニング内容を検討・試行した。

キーワード：廃止措置，解体，廃棄物，デジタル技術，人材育成

1. 緒言

廃止措置プラントは全国 18 基（福島第一原子力発電所の 6 基を除く）存在し、2025 年頃からは原子炉領域の解体作業等、未経験の解体作業が本格化する見込みである。わが国では多くの作業が未経験であり、作業の実務を担うことが想定される各種請負企業においても、十分な実績と経験が乏しい中で線量・汚染状況等に応じた高度な作業・管理等の実務を担っていくことが求められる。本研究では、安全かつ円滑な廃止措置・廃棄物管理の実現に資するべく、将来的に廃止措置・廃棄物管理等の実務を担うことが想定される請負企業の実務能力向上を目的とした人材育成プログラムを構築・試行した。

2. 実験（人材育成プログラムの構築と試行）

本研究における人材育成の方向性として、現場実務に従事する可能性のある請負企業従業員を対象とし、「部分的な解体作業等において工程・工法の計画立案など現場指揮・監督を担うことができる人材」と「安全・円滑に作業を実施する上で有益な先進技術等を積極的に取得し現場実務に適用できる人材」を育成像に設定した。人材育成プログラム構築の観点では、一般的な教育訓練体系として用いられる KSA（Knowledge, Skill, Attitude）を参考に、わが国が廃止措置・廃棄物管理の実績・経験が十分でないという前提に立ち、知識（Knowledge）、スキル（Skill）の向上を優先とした。これに基づき、知識面においては諸外国等における廃止措置・廃棄物管理の先行事例を中心とした座学講習を構築、技能面においては廃止措置・廃棄物管理の実務において適用されている先進技術（今回は 3 次元解体シミュレーションツール）の体験型技能訓練を構築し、本研究への協力機関従業員らを対象に人材育成プログラムを試行した。

3. 結果・考察（人材育成プログラムの効果と課題）

受講者アンケート調査にて試行結果を分析した。座学講習は「今後の解体作業においての選択肢の 1 つとなった」など、知識付与に関して好評の結果となった。技能訓練はツールへの理解・習熟の観点で好評が得られた一方で、「現場への適用の判断は難しい」といった、技術の現場実装上の課題の声が得られた。

謝辞

本研究は、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] 日本保全学会第 20 回学術講演会予稿,"円滑かつ着実な廃止措置の実現に向けた先進技術活用・人材育成に関する調査研究", 2024.

---

*Masaki Onodera[1], Shintaro Yagi[1], Hironori Kato[1], Junji Eto[1], Masaru Hirata[2], Renaud Klein[2]
[1]MRI, [2]Onet Technologies

廃止措置知識マネジメントにおけるジェネラティビティの重要性 その 2　プラント運転知識に関するフォーカスグループ追加調査

Importance of Generativity for the Decommissioning Knowledge Management
Focus Group on Plant Operating Knowledge

*樽田 泰宜[1]，小林 重人[2]，橋本 敬[3]，友田 光一[1]
[1] 日本原子力研究開発機構，[2] 札幌市立大学, [3] 北陸先端科学技術大学院大学

抄録　本研究では、廃止措置におけるジェネラティビティという次世代に伝えていく力に着目し、原子力施設の職員を対象にフォーカスグループを実施した。結果として、後世への継承という視点では若手職員等とベテラン職員では考え方や捉え方に差異があることが明らかとなった。

キーワード：廃止措置知識マネジメント，ジェネラティビティ，知識マネジメント，廃止措置，フォーカスグループ

1. 緒言

原子力施設の廃止措置は、建設、運転時の知識が必要不可欠であるが、長期プロジェクトであり、職員の世代交代が発生し、特に建設、運転時の知識の喪失が課題の一つとなっている。本研究では、こうした長期プロジェクトにおける知識の保存、伝達、活用やさらには知識の創造など知識マネジメントに着目する。特に、廃止措置の業務モチベーション等にも影響を与える一因として「ジェネラティビティ」[1] [2]という「新しいものを生み出し、育て、次世代に伝えていく力」について廃止措置中の原子力施設の従事者（職員）を対象に知識等の効率的な授受に向けて、過去の知識活用、過去と現在における知識継承の方法についても焦点を当ててフォーカスグループを実施する。

2. これまでの取組と今回の研究結果

これまでの研究では、ジェネラティビティに影響を与える原子力発電所の運転から廃止措置へと大きな事業変化（または転換）を経験している新型転換炉原型炉ふげんの職員を対象に悉皆調査、追加でベテラン職員へ廃止措置における運転時代の知識の活用についてフォーカスグループを実施した。この時の結果は、廃止措置業務でも能動的に知識を習得し、運転時の知識・経験を現在の廃止措置に活用していることを明らかにしている。他にも廃止措置業務に準じた新たな高次の目的意識の形成が調査から示唆されている[3]。

今回の研究では、ジェネラティビティ得点の高い職員を対象とし、主として廃止措置以後に入社した若手職員等に調査を実施した。結果として、運転時代の知識等については、それらをどのように後世に継承させていくかという視点についてはそれほど考慮していない場合もあることが分かった。理由として、保存・継承すべき対象というよりは、業務上必要とする参照情報の一つとして捉えていること、解体という特性上、繰り返し利用するものではなく、一度利用すれば次は不要になる点などが影響していると考えられる。

参考文献

[1] E. H. Erikson: Childhood and society, W. W. Norton & Company, New York, 1950.

[2] 丸島令子，中年期の「生殖性 (Generativity) 」の発達と自己概念との関連性について，教育心理学研究，Vol.48, No.1, pp.52-62, 2000.

[3] 小林重人，樽田泰宜，趙巧，橋本敬，2024，廃止措置における原子力発電所職員のジェネラティビティと知識マネジメント，横幹，Vol.18, No.1, pp.26-36, 2024

---

*Yasuyoshi TARUTA[1], Shigeto KOBAYASHI[2], Takashi HASHIMOTO[3], Koichi TOMODA[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Sapporo City University, [3]Japan Advanced Institute of Science and Technology

原子力施設の廃止措置の最適化に係る研究
（6）解体実績の被ばく評価

A Study for the optimization of the decommissioning project of nuclear facilities
(6) Radiation exposure assessment of dismantlement

*井口 幸弘[1]，川崎 大介[1]，柳原 敏[1]，峰 明誠[1]，香田 有哉[2]，友田 光一[2]
[1]福井大，[2]JAEA

最適な廃止措置戦略の立案のため、総費用を指標とした評価研究を行ってきた。このうち、解体実績による被ばく評価は、作業人工数を予測する上で、重要な要素の一つである。新型転換炉原型炉ふげんは、2008 年より放射線レベルの異なる多様な施設を解体してきており、この被ばく実績を分析することによって、より現実的な予測評価に資することができる。

キーワード：原子力施設、廃止措置、最適化、被ばく評価、放射線レベル

1. 緒言：現在、国内では、26 基の発電用原子炉施設の廃止措置が行われつつある。しかし処分場未定のため、数 10 年の長期の工程となっている。既報[1]-[5]では、最適化計画立案のため、費用をパラメータとした評価を実施してきた。今回は、ふげんの被ばく実績を分析し、最適化評価に必要な知見を抽出した。

2. 解体・被ばく実績：ふげん(165MWe)は 24 年間の運転後 2003 年に恒久停止、準備期間後 2008 年に計画認可を受け、解体作業を実施してきた。当初は、クリアランス相当あるいは、非管理区域の機器の解体を行っていたが、2020 年 2 月から 2022 年 9 月にかけて、L3 を含む原子炉建屋内の原子炉冷却系 AB 両ループ関連の配管・機器等を解体した。なお、廃止措置開始以来の調査、試験、除染、解体等に関連する職員及び協力会社の外部被ばく線量の合計は、2023 年度末時点で 961 人･mSv に達している。

3. 評価手法：原子炉冷却系 AB 両ループ等の解体作業を対象に、日毎に収集した情報に基づき、作業項目別の作業工数（人時）、被ばく線量、解体物量等を集計し分析した。また、作業環境の線量率等についても適宜測定を行っており、この情報及び線量の解析値も参考とした。

4. 評価結果：総被ばく線量と単位作業係数についてタービン系解体と比較した結果を図 1、2 に示す。このように、タービン系の被ばく量は無視できるレベルであり、単位作業係数は、タービン系で約 81 人時/t、AB ループ平均で 139 人時/t と 71%増となった。この要因としては、作業環境の線量や狭隘性及び解体装備(全面マスク、火気装備)等である。合計の被ばく線量は約 320 人・mSv であり、全作業工数で除した値は 2.5μSv/h、主要な解体作業を抽出すると、4.5μSv/h となる。2.5μSv/h で年間 1200 時間作業をしたとしても、3mSv であり、法定限度は越えず、ふげん従事者の年度管理線量運用値 15mSv を下回る。従って、本作業では線量制限による影響はなく、解体装備や狭隘性によるものが主と考えられる。ただし、ふげん停止 2003 年の 5 年後にこの作業を実施した場合には、Co-60 の半減期を考慮すると、一人当たり年間約 15mSv となり、作業時間制限等によって作業工数に影響を与える可能性が想定される。

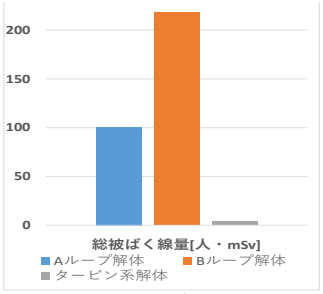


図 1 総被ばく線量

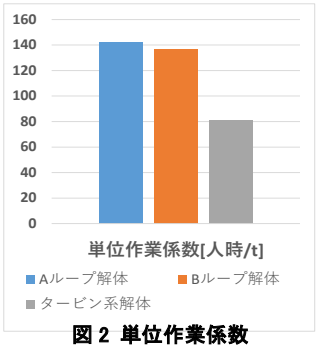


図 2 単位作業係数

参考文献

[1]2022 年春 3H11, [2]2022 年秋 1B07, [3]2023 年春 1G08, [4] 2023 年秋 2F16, [5] 2024 年春 2A02

*Yukihiro Iguchi[1], Daisuke Kawasaki[1], Satoshi Yanagihara[1], Asei Mine[1], Yuya Kouda[2] and Koichi Tomoda[2]
[1]Univ. of Fukui, [2]JAEA

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

Wed. Sep 11, 2024 2:45 PM - 3:50 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 5:45 AM - 6:50 AM UTC Room M(Recture RoomsB 2F B202)

[1M08-11] High-level Radioactive Waste 1

Chair:Yusaku Takubo(NUMO)

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

[1M08]

Parameter Optimization of the Solute Transport Equations from In Situ Tracer Test of the Excavation Damaged Zone

*Koraphat Fairat[1], Masaki Takeda[1], Yusuke Ozaki[1] (1. JAEA)

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

[1M09]

Overview of a full-scale construction experiment of hydraulic plugs for sedimentary rocks at Horonobe Underground Research Laboratory

(1) Plan of the experiment and investigation of the hydraulic properties around the niche

*Shun Kimura[1], Akira Hayano[1], Naomi Sato[1], Tomonori Tamura[1], Keisuke Yagi[2] (1. JAEA, 2. TAISEI)

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

[1M10]

Investigation on Fuel Cycle based on Actinide Management Towards Sustainable Use of Nuclear Energy

(1) Challenges of LWR fuel cycle and Research Overview

*Tomoo Yamamura[1], Takashi Shimada[1,3], Tomohiro Okamura[2], Masahiko Nakase[2], Kenji Takeshita[2], Yuki Konishi[4], Keisuke Nishimura[4], Taisuke Tsukamoto[4], Hitomi Ishida[4], Yasutoshi Ban[5] (1. Kyoto Univ., 2. Tokyo Tech, 3. MFBR, 4. MHI, 5. JAEA)

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

[1M11]

Investigation on Fuel Cycle based on Actinide Management Towards Sustainable Use of Nuclear Energy

(2) Analysis of the necessity and usefulness of MA temporary storage technology for the sustainable nuclear fuel cycle

*Tomohiro Okamura[1], Masahiko Nakase[1], Kenji Takeshita[1], Takashi Shimada[2,4], Yuki Konishi[3], Keisuke Nishimura[3], Hitomi Ishida[3], Tomoo Yamamura[2] (1. Tokyo Tech, 2. Kyoto Univ., 3. MHI, 4. MFBR)

3:45 PM - 3:50 PM JST | 6:45 AM - 6:50 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

Parameter Optimization of the Solute Transport Equations from In Situ Tracer Test of the Excavation Damaged Zone

*Koraphat Fairat[1], Masaki Takeda[1] and Yusuke Ozaki[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

Abstract
Excavation damaged zones (EDZs) formed around a tunnel may allow nuclides to migrate along the pathways. The characteristics of solute transport in fracture and rock matrix inside EDZs were investigated by in situ tracer test. The parameters of solute transport equations were optimized to satisfy the measured breakthrough curve (BTC) and estimate the advective and dispersive effect along with the diffusional transfer. The result shows that most tracers likely move along the fracture and do not diffuse into the matrix under the in situ experimental condition.
Keywords: Geological disposal, Excavation damaged zones, Solute transport, Parameter optimization

1. Introduction

EDZs caused by the construction of underground facilities can function as water-conducting features and migration pathways in the rock mass. The advective and dispersive effect would be dominant processes of solute transport within EDZ fractures. However, advective flow along fracture can lead to significant concentration and hydraulic gradient occurring between high-permeability fracture and rock matrix resulting in mass exchange between the two zones if the porosity of the matrix is high. This study carried out the in situ tracer test to obtain the BTC describing transport processes in the fracture and rock matrix to confirm the advection and dispersion effect as well as diffusional transfer. The objective is to estimate the fitted parameter satisfying the measured BTC from the test and clarify the influence of mass exchange between fracture and matrix for the solute transport characteristics within EDZ.

2. Methodology

We carried out dipole tracer tests in the EDZ fractures along the tunnels of the Horonobe Underground Research Laboratory at a depth of 350 m by using the uranine. Two representative models of mass exchange between fracture and matrix by Tang [1] and the mobile-immobile model (MIM) under 1D solute transport were employed to reproduce the measured BTC. The analytical solutions were fitted to estimate the parameters of longitudinal dispersivity and groundwater velocity for both models, aperture width and matrix porosity for Tang's model, and mass transfer coefficient and immobile porosity for MIM under the constraints of a dipole length of 4.2 m.

3. Result and Discussion

Both models can satisfy measured data and evaluate solute transport characteristics, including diffusional transfer (Fig.1). The result shows the longitudinal dispersivity of 0.12 m and groundwater velocity of 3.7×10^{-6} m/s which agree with the results by Takeda and Ishii [2]. However, matrix porosity for Tang's model [1] and immobile porosity for MIM were extremely low as 8.4×10^{-15} and 4.0×10^{-4} (1.0×10^{-3} % of total porosity), respectively. The constraint of these parameters to 40 % of the measured porosity by laboratory experiments could not reproduce the measured BTC. These results imply that the effect of mass exchange between fracture and matrix is very low and most tracers migrate along the fracture under the in situ experimental condition.

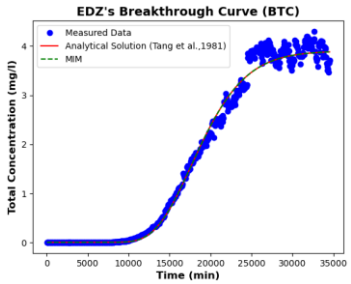


Fig.1 EDZ's breakthrough curve

References

[1] D. H. Tang, E. O. Frind, and E. A. Sudicky, "Contaminant transport in fractured porous media: Analytical solution for a single fracture," *Water Resour Res*, vol. 17, no. 3, pp. 555–564, 1981.
[2] M., Takeda and E. Ishii, "Assessment of advection dispersion through excavation damaged zone in sedimentary rock by in situ tracer tests", *J. Nuce*, in press.

幌延の堆積岩における止水プラグの原位置施工試験の概要
（1）全体概要と坑道周辺の水理条件の把握

Overview of a full-scale construction experiment of hydraulic plugs for sedimentary rocks at Horonobe Underground Research Laboratory
(1) Plan of the experiment and investigation of the hydraulic properties around the niche

*木村 駿[1]，早野 明[1]，佐藤 菜央美[1]，田村 友識[1]，八木 啓介[2]
[1]JAEA，[2]大成建設

幌延深地層研究センターの地下施設（幌延 URL）では，坑道の埋戻しから止水プラグの設置までの一連の設計及び施工技術を確認・実証するための試験（止水プラグの原位置施工試験）を実施する計画である。本計画の全体概要を，その坑道周辺の水理条件を把握するための調査の現状とともに報告する。

キーワード：地層処分，止水プラグ，掘削損傷領域，幌延 URL

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物処分場の地下施設を閉鎖する際、坑道やその周辺の掘削損傷領域（EDZ）が卓越した放射性物質の移行経路となることが懸念されている。そのため EDZ の幅を上回るように岩盤への切欠きを設け、そこに低透水性を有する粘土系材料から構成される止水プラグを設置することが考えられている。国外では結晶質岩系の岩盤を対象として止水プラグ設置の実証試験の事例があるが、堆積岩系の岩盤での検討事例は少ない。また、岩盤の力学特性や EDZ の広がりの程度は結晶質岩とは異なるため、幌延 URL では、堆積岩を対象とした止水プラグの原位置施工試験を計画している。ここでは、本試験の計画の全体概要及びその坑道周辺の水理条件を把握するための調査の現状について報告する。

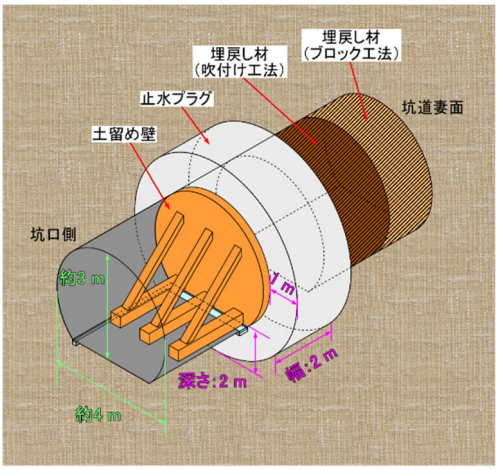


図 1 原位置施工試験の概念図

2. 止水プラグの原位置施工試験の計画の全体概要

止水プラグの原位置施工試験では、幌延 URL の 350m 試験坑道 6 において、図 1 に示すように坑道の妻面から数メートルの区間を埋戻した後に切欠き部を持つ止水プラグを設置する計画である。本試験に先立ち、坑道周辺の EDZ の広がりや岩盤の透水性の変化を把握するための原位置調査を行うとともに、原位置調査で得られた結果に基づき、埋戻し材と止水プラグの要求性能を設定して両者の材料仕様等の設計を具体化する。その後、具体化された設計に基づき坑道の埋め戻しと止水プラグの設置を行い、施工技術として整備する。

3. 350m 試験坑道 6 周辺の水理条件の把握

EDZ の形成による岩盤の透水性の変化を把握するために、図 2 に示す 350m 試験坑道 6 のボーリング孔のうち、底盤に掘削した 2 本のボーリング孔（B1 孔及び B2 孔）を対象に透水試験を実施した。試験区間の設定においては、底盤からの深度 1.5 m までの範囲で EDZ の特徴である引張割れ目の頻度が高いことがコア観察と BTV 観察により得られていることから、図 3 に示す通り B1 孔では天然の割れ目が存在する区間（区間 2 及び区間 3）を含む 3 つの区間を、B2 孔では 4 つの区間を設定した。図 3 より、B2 孔に着目すると引張性の割れ目の頻度が高い底盤からの深度 1.5 m までの範囲の透水係数は、10^{-8}～10^{-6} m/s のオーダーと比較的高い値を示した。一方で、それよりも深く割れ目の無い岩盤の透水係数は、10^{-10} m/s のオーダーと低い値を示しており、350m 調査坑道周辺に分布する稚内層の健岩部と同程度であった。よって、底盤から深度 1.5 m までの範囲が、EDZ の形成の影響を受けて岩盤の透水係数が高くなっていると考えられる。また、天然の割れ目が存在する B1 孔の区間 2 及び区間 3 の透水係数も 10^{-9}～10^{-7} m/s と相対的に高い値を示した。

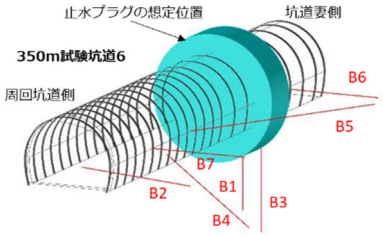


図 2 ボーリング孔の配置

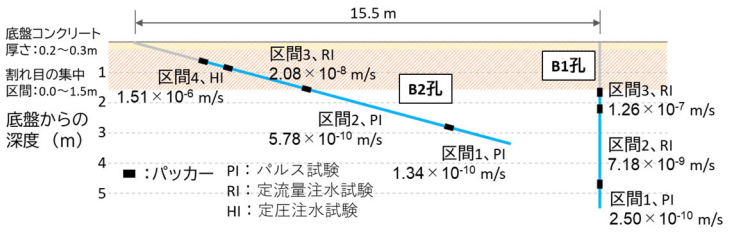


図 3 透水試験の試験区間と透水係数分布

本報告には、経済産業省資源エネルギー庁からの委託事業「令和 5 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）（地層処分施設施工・操業技術確証試験）」及び幌延国際共同プロジェクトの成果の一部を使用している。

*Shun Kimura[1], Akira Hayano[1], Naomi Sato[1], Tomonori Tamura[1], and Keisuke Yagi[2]
[1]JAEA, [2]TAISEI

持続的な原子力利用のためのアクチノイドマネジメントを備えた燃料サイクルの研究 （1）軽水炉燃料サイクルの課題と研究概要

Investigation on Fuel Cycle based on Actinide Management Towards Sustainable Use of Nuclear Energy
(1) Challenges of LWR fuel cycle and Research Overview

*山村 朝雄[1]，島田 隆[1,3]，岡村 知拓[2]，中瀬 正彦[2]，竹下 健二[2]，小西 裕貴[4]，西村 佳祐[4]，
塚本 泰介[4]，石田 仁美[4]，伴 康俊[5]，佐藤 武彦[5]，津幡 靖宏[5]
[1]京大，[2]東工大，[3]MFBR，[4]MHI，[5]JAEA

持続可能な社会に向けて、安定・発展に必要なエネルギー確保と社会のカーボンニュートラル化を両立させることが世界的に求められている。本発表では持続的な原子力利用を実現するための課題を整理し、その対策としてアクチノイドマネジメントを備えた燃料サイクルについて述べる。

キーワード：アクチノイドマネジメント、Pu-核分裂性比、MA 分離、MA 暫定保管、地層処分

1. 緒言

クリーンエネルギーによる経済社会構造の変革を目指す「GX 実現に向けた基本方針」が閣議決定され、持続的、すなわち長期的観点から、原子炉・核燃料サイクルのあり方・要件が検討されている[1]。この中で、軽水炉の活用や革新炉の導入、再処理や高速炉の実用化による核燃料サイクルの完成、放射性廃棄物の最終処分との整合性を含む多様かつ持続的で経済的に優位性のある原子力利用を進めるための評価例等の技術的側面についての検討を私たちは進めてきた。その結果、プルサーマル利用ケースでは Pu 核分裂性核種組成の低下（3 回以内で継続利用不可）とマイナーアクチノイド（MA）量と処分面積の大幅増大や、高速炉による Pu 組成改善や MA 分離変換は 22 世紀と見込まれる等の要因が整理されてきた。

2. 目的

持続的な原子力利用に伴う上記課題に対応し、以下の項目を備えたアクチノイドマネジメント（ACM）が可能な燃料サイクル像の提示と評価を実施した。(I) 核分裂性 Pu 組成の品質管理として、多様な燃料に対応した U-Pu-Np 抽出プロセス、(II) MA 処分負荷として、暫定保管を念頭に置いた MA 分離プロセス、暫定保管体の製作プロセス、暫定保管概念、(III) 核変換技術として発電用高速炉における高効率 MA 核変換炉心

3. 結果と考察

2023 年度は実現可能性調査（Feasibility Study）として、諸量評価に基づき暫定貯蔵に関する 4 つのシナリオを提案し、ACM を用いた燃料サイクル概念の有効性を示すことができた。持続的な原子力利用のための ACM 燃料サイクル概念の構築のため、再処理、MA 分離、暫定保管体製造、貯蔵概念、MA 核変換の各分野において、技術評価と技術選定を行なった。

謝辞

本研究は、文部科学省「原子力システム研究開発事業」JPMXD0223812958 の助成を受けて実施した。

参考文献

[1] 日本原子力学会 原子力アゴラ調査専門委員会, 持続的な原子炉・核燃料サイクル検討・提言分科会, 「持続的な原子炉・核燃料サイクル検討・提言分科会」 最終報告書, 日本原子力学会, (2024).

---

*Tomoo Yamamura[1], Takashi Shimada[1,3], Tomohiro Okamura[2], Masahiko Nakase[2], Kenji Takeshita[2], Yuki Konishi[4], Keisuke Nishimura[4], Taisuke Tsukamoto[4], Hitomi Ishida[4], Yasutoshi Ban[5], Takehiko Sato[5], and Yasuhiro Tsubata[5]

[1]Kyoto Univ., [2]Tokyo Tech, [3]MFBR, [4]MHI, [5]JAEA

持続的な原子力利用のためのアクチノイドマネジメントを備えた燃料サイクルの研究
(2) 持続可能な核燃料サイクルに向けた MA 暫定保管技術の必要性と有用性の分析

Investigation on Fuel Cycle based on Actinide Management Towards Sustainable Use of Nuclear Energy
(2) Analysis of the necessity and usefulness of MA temporary storage technology for the sustainable nuclear fuel cycle

*岡村知拓[1]，中瀬正彦[1]，竹下健二[1]，島田隆[2,3]，小西裕貴[4]，西村佳祐[4]，石田仁美[4]，山村朝雄[2]
[1]東工大，[2]京大，[3]MFBR，[4]MHI

将来想定される 4 つの原子力発電シナリオを設定し、本プロジェクトで開発している MA 分離・暫定保管技術の導入シナリオについて諸量評価コード NMB4.0 を用いて分析した。

キーワード：アクチノイドマネジメント、MA 分離、MA 暫定保管、地層処分、NMB4.0

1. 緒言　高レベル放射性廃棄物の処分負荷低減を目的に MA 分離・核変換技術の研究開発が推進されている。MA 分離による処分場面積の削減効果を高めるためには、できるだけ早期の MA 分離導入が必要である。一方で、MA 分離を早期導入した場合、21 世紀中盤に想定されている核変換能力を有する高速炉（FR）の実現までに数十年の時間的ギャップが生じる。本研究では、MA 分離・暫定保管技術を導入した際の処分場面積を NMB4.0[1]を用いて分析した。

2. シナリオ設定　4 つの原子力発電シナリオ（A～D）を設定した（図 1）。A：軽水炉サイクルシナリオでは、核燃料サイクルを軽水炉のみでの継続および、Pu マルチサイクルを想定した。B：FR 共存シナリオでは、回収 MA や高次 Pu の核変換に必要な最低限の FR 導入を想定した。C：FR 移行シナリオと D：FR 遅延移行シナリオは、2070 年と 2110 年にそれぞれ FaSLiEE（経済性評価を含め、高速炉が軽水炉より優位である状況）実現後に FR サイクルへの移行を想定した。再処理開始は 2025 年とし、MA 分離・暫定保管技術の導入は、2045 年からを想定した。A シナリオでは、MA を核変換できないため、回収 MA は 120 年間暫定保管後、ガラス固化・地層処分を想定した。NUMO の計画（基本ケース）に基づき[2]、廃棄体 4 万本の処分に必要な面積（1.75km²）を処分場 1 か所分として設定した。

3. 結果　図 2 に各シナリオの処分場面積を示す。B～D シナリオにおいて、MA 分離・暫定保管を導入により、2170 年までに発生する廃棄物の処分場面積が約 80%削減される。各シナリオの処分場面積は基本ケースよりも小さくなり、2170 年まで発生するガラス固化体を、処分場 1 ヶ所よりも小さい面積で埋設することが可能となる。回収した MA を暫定保管後、ガラス固化・地層処分する A シナリオでは、面積が約 25%削減となった。全シナリオにおいて、MA 分離・暫定保管技術の導入により処分場面積の削減が確認された。

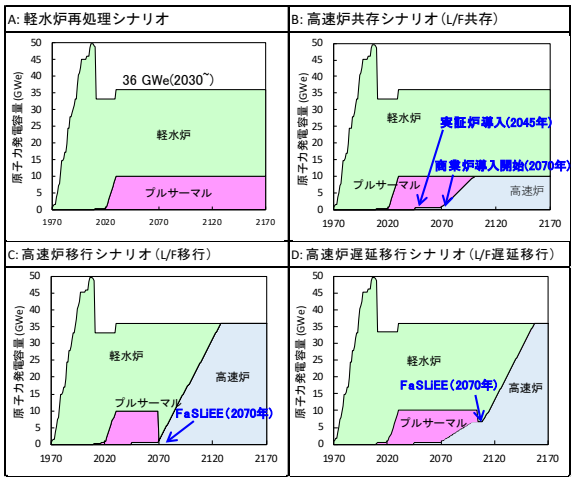


図 1　発電シナリオ

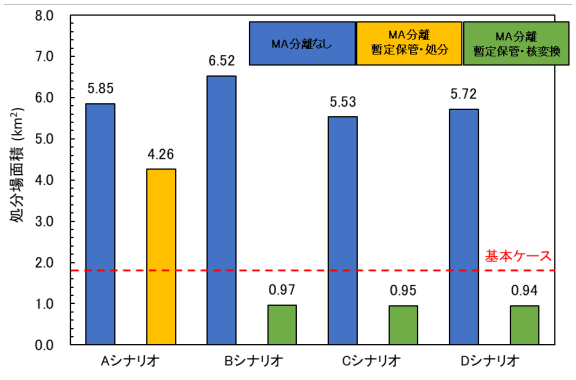


図 2　処分場面積の比較

謝辞　本研究は文部科学省「原子力システム研究開発事業」JPMXD0223812958 の成果の一部である。

参考文献　[1] EPJ Nuclear Sci.7(19), 2021. [2] NUMO-TR-20-03, 2021.

* Tomohiro Okamura[1], Masahiko Nakase[1], Kenji Takeshita[1], Takashi Shimada[2,3], Yuki Konishi[4], Keisuke Nishimura[4], Hitomi Ishida[4] and Tomoo Yamamura[2]　[1]Tokyo Tech, [2]Kyoto Univ., [3]MFBR, [4]MHI,

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：504-2 Nuclear Chemistry, Radiochemistry, Analytical Chemistry, Chemistry of Actinide Elements

Wed. Sep 11, 2024 2:45 PM - 3:55 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 5:45 AM - 6:55 AM UTC Room N(Recture RoomsB 2F B203)

[1N08-11] Analytical Technique 2

Chair:Yuji Sasaki(JAEA)

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

[1N08]

Effect of Composition Ratio on Plasma Temperature in Microwave-Assisted Laser-Induced Breakdown Spectroscopy (LIBS)

*Takahhiro Karino[1], Katsuaki Akaoka[1], Ikuo Wakaida[1] (1. JAEA)

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

[1N09]

Analysis of Laser-Induced Breakdown Spectroscopy of Three-Component Samples Using Linear Regression Machine Learning

*Katsuaki Akaoka[1], Takahiro Karino[1], Hironori Ohba[1], Ikuo Wakaida[1] (1. JAEA)

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

[1N10]

Observation of gadolinium isotope spectrum with DC glow discharge plasma cavity ringdown spectroscopy

*Ryohei Terabayashi[1], Shuichi Hasegawa[1] (1. UTokyo)

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

[1N11]

Spatially resolved measurement of Al_2O_3 laser-produced plasma by laser absorption spectroscopy

*Akira Kuwahara[1], Kenta Murakami[2] (1. Shibaura Inst. of Tech., 2. Nagoya Univ.)

3:45 PM - 3:55 PM JST | 6:45 AM - 6:55 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

マイクロ波重畳 LIBS における組成比がプラズマ温度に及ぼす影響

Effect of Composition Ratio on Plasma Temperature in
Microwave-Assisted Laser-Induced Breakdown Spectroscopy (LIBS)

*狩野 貴宏[1]，赤岡 克昭[1]，若井田 育夫[1]
[1] JAEA

レーザー誘起ブレークダウン発光分析法（LIBS）でマイクロ波を使用すると発光強度が増強され、S/N 比が向上する。LIBS では定量的な分析をする際にプラズマ温度の変化に配慮することが重要である。これまでの研究で、組成比が変化してもプラズマ温度はほとんど変わらないことが分かったが、マイクロ波の使用によってプラズマ温度が変化する可能性がある。本研究では、マイクロ波使用時の組成比とプラズマ温度の関係を検証した。

キーワード：燃料デブリ，レーザー，レーザーブレークダウン発光分光，LIBS

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃止措置において、作業の効率化と安全性確保のため、レーザー誘起ブレークダウン発光分析法（LIBS）による燃料デブリ等の簡易分析を提案している。LIBS は短時間で元素分析が可能であり、検量線を用いることで組成比の評価も可能である。また、マイクロ波を使用することで発光強度を増強し、S/N 比を向上させることができるため、本報告ではその特性に着目した。

LIBS ではプラズマ温度が発光スペクトルの強度に影響を及ぼすため、検量線を用いた分析において重要な要素である。これまでの研究で組成比が変化してもプラズマ温度はほとんど変化しないことが分かっているが、マイクロ波を使用した場合、プラズマの加熱によりプラズマ温度が変化する可能性がある。本研究では、マイクロ波使用時の組成比とプラズマ温度の関係を検証した。

2. マイクロ波を用いた際のプラズマ温度の組成比依存性

本実験では、波長が 1064nm、エネルギーが 1.0mJ、繰り返し周波数が 10Hz の Nd:YAG レーザーを用いた。レーザーの照射回数は 500 回とした。図 1 は、マイクロ波を使用した際に、レーザー照射から 100 μ s 経過後のプラズマ温度の一例である。組成比 Fe/Zr が 0.660 から 4.22 までの試料を用いている。図 1 から、マイクロ波を使用した場合でも、組成比ごとのプラズマ温度の違いはあまり見られないことが分かる。

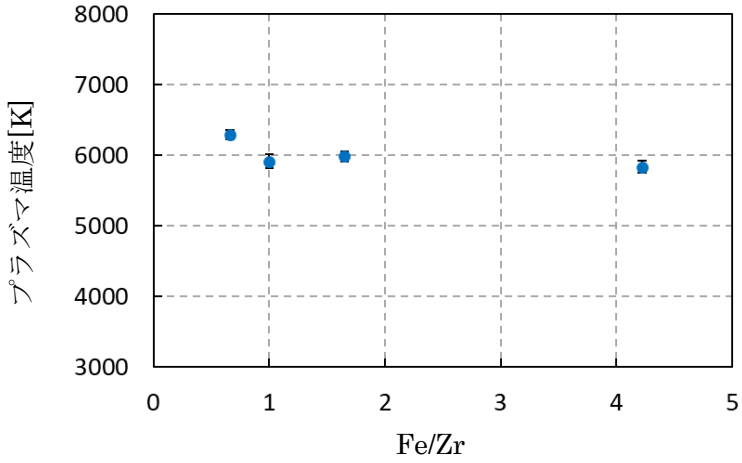


図 1　プラズマ温度と組成比の関係

*Takahiro Karino[1], Katsuaki Akaoka[1], Ikuo Wakaida[1]
[1]JAEA

線形回帰機械学習による
3 成分系試料のレーザー誘起ブレークダウン発光スペクトルの解析

Analysis of Laser-Induced Breakdown Spectroscopy
of Three-Component Samples Using Linear Regression Machine Learning

*赤岡 克昭[1]，狩野 貴宏[1]、若井田 育夫[1]、大場 弘則[1]
[1] 日本原子力研究開発機構（JAEA）

福島第一原子力発電所事故により発生した燃料デブリ等のその場分析におけるレーザー誘起ブレークダウン分光分析法（LIBS）の分析手法として、機械学習による定量分析法の評価を行っている。これまでの発表では、LIBS によって得られた U/Pu 混合試料のスペクトルを用いて、予測直線に対して、その内挿/外挿、ノイズの影響、スペクトルの波長のずれの影響、スペクトル幅の影響について評価してきた。これらを踏まえ、本報告では $UO_2/ZrO_2/Fe_3O_4$ の 3 元素混合酸化物試料のスペクトルを用いて、線形回帰機械学習による定量分析を試みた結果について報告する。

キーワード：燃料デブリ、機械学習、LIBS、レーザー、定量分析、ウラン、ジルコニウム、鉄

1. 緒言

LIBS の定量解析法として、検量線法、最小二乗法、キャリブレーションフリー及びニューラルネットワークによる機械学習等を評価してきた。機械学習は膨大な教師データが必要であること、一方、単独スペクトルや最小二乗法による検量線法は線形性の良い予測ができることから、モデルとして線形回帰モデルを仮定した機械学習について評価してきた。これまで、2 成分系において優れた定量分析が可能であったことから、3 成分系に拡張して機械学習を試みた。

2. 線形回帰モデルへの機械学習の適用

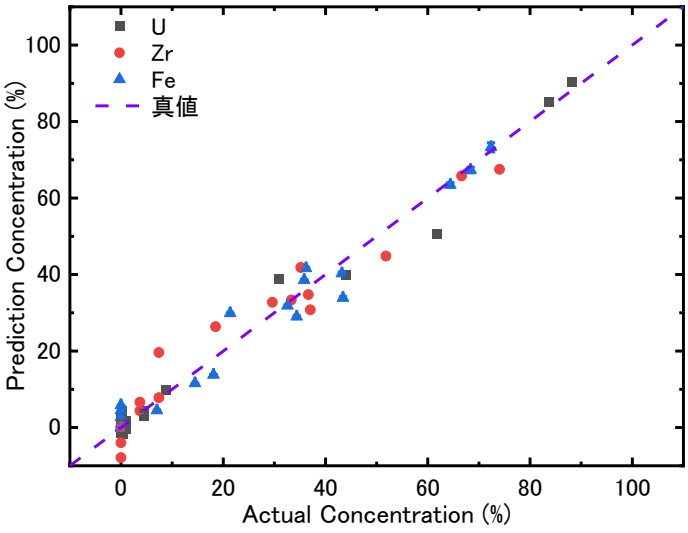
LIBS で測定した測定スペクトル j の各波長 λ_i の光強度をI_i、その係数をa_iとする時、ある成分の濃度$Conc_j$は、、以下の式で表される。

$$Conc_j = \sum_i a_i \cdot I_i$$

スペクトル強度の重みとして得られる係数a_iを機械学習により求めることで、この測定スペクトル j と濃度$Conc_j$の関係を導き出す。

3. 解析結果

$UO_2/ZrO_2/Fe_3O_4$ をそれぞれ 0~100%を混合した異なる濃度 15 種類の試料について LIBS で測定したスペクトルデータを解析対象として用いた。各濃度の実測スペクトル 50 本のうち各 40 本を教師データとし、残りの各 10 本をテストデータとして 3 成分系の線形回帰機械学習の検証を実施した。U/Zr/Fe、それぞれの実濃度に対する予測濃度の結果を上図に示す。ばらつきはあるが予測値は真値に近い値を示し、3 成分系でもある程度の濃度の推定が可能であることが判った。詳細は、講演で報告する。



U/Zr/Fe の真値に対する予測値

---

*Katsuaki Akaoka[1], Takahiro Karino[1], Ikuo Wakaida[1] and Hironori Ohba[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA).

直流グロー放電-キャビティリングダウン分光による ガドリニウム同位体スペクトルの観測

Observation of gadolinium isotope spectrum with
DC glow discharge plasma cavity ringdown spectroscopy

*寺林稜平[1], 長谷川秀一[1]
[1]東京大学

抄録：キャビティリングダウン分光法（CRDS）は光共振器内の多重反射を利用した高感度レーザー吸収分光法である。本研究では、放射性核種や微量同位体分析を目指し、直流グロー放電により試料中の対象を原子化し、原子に対する CRDS により対象を分析する直流グロー放電-CRDS 法の開発を進めている。今回は波長 400nm 帯のレーザーを用いたシステムを構築し、ガドリニウム同位体を対象とした分光実験を行い、ガドリニウム同位体スペクトルを観測した。
キーワード：ガドリニウム、レーザー分光、キャビティリングダウン分光法、微量分析、グロー放電

1. 諸言

高反射率光共振器による多重反射を利用して実効的な光路長を伸ばし、感度を大幅に向上させたキャビティリングダウン分光法（Cavity Ring-Down Spectroscopy: CRDS）は、最も高感度なレーザー吸収分光法の一つとして、特に大気中に存在する様々な微量物質の測定に利用されている。一方、CRDS を金属元素やその放射性物質など多様な対象に適用するためには、測定試料中対象を CRDS に適する性状に変換する必要がある。特に、試料の原子化にプラズマを利用する手法は、誘導結合プラズマ（Inductively coupled plasma: ICP）を利用した CRDS により、ウランの同位体スペクトル観測が実証される[1]など、CRDS の様々な核種分析への適用が期待できる。本研究では、ICP に代わる原子化機構として中空陰極管による直流グロー放電を採用した手法を提案し、開発を進めている。波長 400 nm 帯で直流グロー放電-CRDS の体系を構築し、ガドリニウム（Gd）の同位体スペクトルを観測する実験を行った。

2. Gd 同位体スペクトルの観測

波長 404.5 nm に存在する Gd 遷移を対象とし、同波長で発振する外部共振器型半導体レーザーをプローブ光源とした CRDS 体系を構築した。試料として陰極管内部に Gd の薄板を導入し、アルゴンのグロー放電によりスパッタリングされた Gd 原子を CRDS により分光した。得られたスペクトルの一例を Fig. 1 に示す。Gd の 7 つの天然同位体（^{160}Gd, ^{158}Gd, ^{157}Gd, ^{156}Gd, ^{155}Gd, ^{154}Gd, ^{152}Gd）に由来するスペクトルを観測することができた。なお、図中 ^{157}Gd と ^{155}Gd については超微細構造によるスペクトル分裂が存在するが、今回の実験ではスペクトル拡がりの影響で分解できなかったため、それぞれ重心が中心周波数となる単ピークとした。^{157}Gd と ^{155}Gd を除く各同位体についてスペクトル解析により同位体比を推定した結果、それぞれ天然存在比と誤差の範囲内でおおむね一致した。今後、より高反射率なミラーを用いる等により感度向上を図るとともに、スペクトル拡がりを抑制する手法について検討を進める計画である。

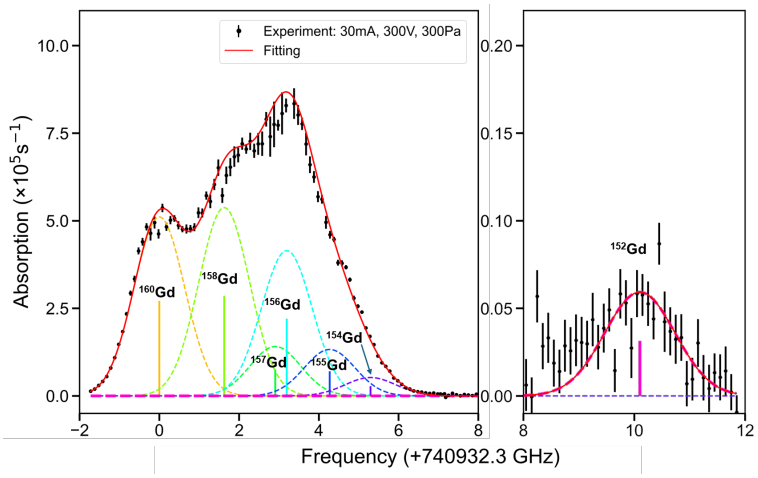


Fig. 1 Gd 同位体スペクトル

参考文献 [1] C.Wang *et al*, Appl. Spectrosc. **57**, 1167-1172 (2003).
謝辞 本研究の一部は、科研費若手研究（23K13686）の助成を受け実施されました。

*Ryohei Terabayashi[1] and Shuichi Hasegawa[1]
[1]UTokyo

レーザー吸収分光法による Al_2O_3 レーザー生成プラズマの空間分解計測

Spatially resolved measurement of Al_2O_3 laser-produced plasma by laser absorption spectroscopy

*桑原 彬[1]，村上 健太[2]

[1] 芝浦工業大学，[2] 名古屋大学

共鳴イオン化質量分析では，酸化物試料の原子収率が分析性能に影響する．本研究では，レーザーアブレーションの原子源の応用を目指し，レーザー吸収分光によるアブレーションプラズマの空間分解計測を試みた．

キーワード：同位体分析，共鳴イオン化質量分析，レーザーアブレーション，レーザー吸収分光法

1. 緒言

共鳴イオン化質量分析法（RIMS）による同位体分析では，スパッタリングで UO_2 を原子化する際に U 原子と酸素の結合が切り離せないことで原子収率が低下する[1]．一方，パルスレーザーを用いたアブレーションでは UO_2 の解離度を向上させることが期待できる．アブレーションを RIMS に用いるためには，共鳴励起イオン化のための多色レーザーをアブレーションプルームに入射する必要があるが，RIMS 装置内のような高真空下（$<10^{-1}$ Pa）におけるスペクトル形状の時空間情報，膨張挙動に関する知見が少ない．本研究では，Al_2O_3 からアブレーションされた Al 中性原子の *xz* 平面におけるスペクトルの二次元情報を取得し，スペクトル解析から Al 中性原子の膨張挙動を考察した．

2. 実験

実験装置の概要を図 1 に示す．高真空下（3.0×10^{-4} Pa）において，Al_2O_3 板表面にナノ秒パルスレーザーを照射し，レーザー生成プラズマを生成した．LPP に対して，Al 中性原子プローブ用レーザー光（Al I 394.401 nm）を *xz* 平面で二次元走査し，Al 原子の基底準位の吸収信号を取得した．

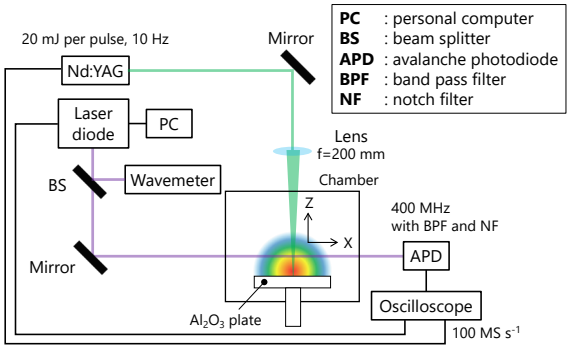


図 1　実験装置の概要図

3. 実験

パルスレーザー照射から 1.5 μs 後の Al 原子の柱状密度分布（Z = 1, 5 mm）を図 2 に示す．柱状密度は，スペクトルの Voigt 関数のフィッティング結果より算出した[2]．t = 1.5 μs において，プルームフロント背後の最密部が Z = 5 mm に到達していること，最密部通過後の Z = 1 mm ではプルームコア内の空洞現象に伴い，柱状密度が減少していることが分かる．プルームコア内に空洞が生じたとしても水平方向に移動する Al 中性原子群が存在し続けるために吸収信号はプルーム消滅まで持続する．また，Al 中性原子群の膨張挙動は U 中性原子群とは大きく異なり，最密部を維持したまま真空内を伝播することが確認された．対象原子の質量数による運動速度，O，O_2 等との化学反応と関連したプルーム構造に違いが生じていると考えられる．

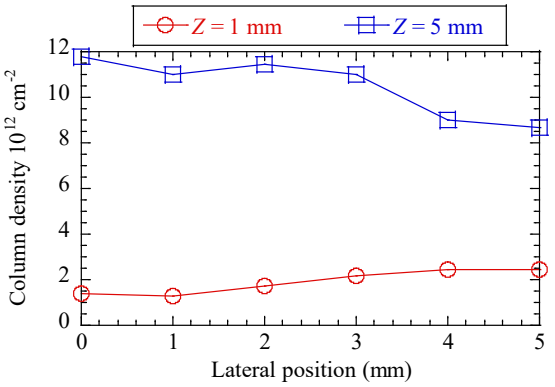


図 2　Al 中性原子の柱状密度分布

4 結論

xz 平面でのスペクトルの二次元情報から，Al_2O_3 からアブレーションで放出された Al 中性原子の膨張挙動を解析し，最密層通過後に Al 中性原子の低密度領域を形成する特性を明らかにした．

参考文献

[1] M. R. Savina, *et al.*, *Anal. Chem.*, 2017, **89**, 6224–6231. [2] A. Kuwahara, *et al.*, *J. Anal. At. Spectrom.*, 2022, **37**, 2033–2041.

*Akira Kuwahara[1] and Kenta Murakami[2]

[1]Shibaura Inst. of Tech., [2]Nagoya Univ.

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

Wed. Sep 11, 2024 2:45 PM - 4:00 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 5:45 AM - 7:00 AM UTC Room O(Recture RoomsB 2F B204)

[1O06-10] Nuclear Materials 1

Chair:Suzuki Chikashi(JAEA)

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

[1O06]

Development of ultra-high temperature in-situ observation technique for nuclear fuel
(1) Outline of the Project

*YUJI ARITA[1], Kenji Konashi[2], TSUYOSHI YAITA[3], AYUMI ITO[4] (1. Univ. of Fukui, 2. Tohoku Univ., 3. JAEA, 4. Tokyo Tech)

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

[1O07]

Development of ultra-high temperature in-situ observation technique for nuclear fuel
(2) Development of high-temperature heating equipment

*Rikuto Ikuta[1], Yuji Arita[1], Kenji Konashi[2], Keisuke Niino[1], Kyouya Yamashita[1], Yusei Mizuma[1] (1. Univ. of Fukui, 2. Tohoku Univ.)

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

[1O08]

Development of ultra-high temperature in-situ observation technique for nuclear fuel
(3) Development of simultaneous XAFS-XRD measurement system

*Tohru Kobayashi[1], Tsuyoshi Yaita[1], Hajime Tanida[1], Masaaki Kobata[1], Tatsuo Fukuda[1], Ayumi Itoh[2], Kenji Konashi[3], Yuji Arita[4] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Tokyo Institute of Technology, 3. Tohoku University, 4. University of Fukui)

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

[1O09]

Development of ultra-high temperature in-situ observation technique for nuclear fuel
(4) Analysis of transient state during Zr-Y_2O_3 test at high temperatures

*Ayumi Itoh[1], Tuyoshi Yaita[4], Hajime Tanida[4], Thoru Kobayashi[4], Tatsuo Fukuda[4], Masaaki Kobata[4], Kenji Konashi[2], Yuji Arita[3] (1. Tokyo Tech, 2. Tohoku Univ., 3. Fukui Univ., 4. JAEA)

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

[1O10]

Development of ultra-high temperature in-situ observation technique for nuclear fuel
(5) Development of scanning transmission x-ray microscope and its application to the simulated fuel material Zr-Y_2O_3

*Goro Shibata[1], Tsuyoshi Yaita[1,2], Kenji Konashi[3], Kenta Yoshida[3], Yuji Arita[4] (1. JAEA, 2. QST, 3. Tohoku Univ., 4. Univ. of Fukui)

©Atomic Energy Society of Japan

核燃料の超高温その場観察技術の開発
（1）プロジェクトの概要

Development of ultra-high temperature in-situ observation technique for nuclear fuel
(1) Outline of the Project

*有田 裕二[1]，小無 健司[2],矢板 毅[3]，伊藤 あゆみ[4]
[1]福井大学，[2]東北大，[3]JAEA，[4]東工大

UO_2の融点を超える高温まで試料を加熱しXAFS（X線吸収端微細構造）測定とXRD（X線回折）測定ができる装置の開発を進めている。装置開発の概略および摸擬酸化物試料での測定結果について紹介する。

キーワード：高温XAFS測定、高温XRD測定、核燃料分析

緒言

近年、事故耐性燃料や小型モジュール炉のために様々な燃料開発が進められている。これらの開発には、安全性重視の観点から高温安全性試験は避けて通れない課題である。しかし原子炉を使った照射試験は時間と費用がかかるため、新しい技術の早期実現を図るには、照射試験と並行して炉外試験を実施し効率的に技術を完成する必要がある。高温安全性試験の課題は、2000K を越える高温での測定手法が確立していないことである。高周波加熱法等で試料を高温まで加熱しそれを冷却後に室温で調べる方法では、試料の冷却速度により室温での相の現れ方が変わり、高温での状態を正確に予測することが難しい。本研究では、UO_2等核燃料の高温における状態変化をその場観察することのできる高温加熱装置を開発し、構造解析棟のデータを得ることを目的としている。本発表では以下の4項目について概略を紹介する。

①高温加熱装置の開発

U字型W板ホルダーのスリット部分に試料を詰め､W板ホルダーに電流を流すことで加熱を行う手法を用いて改良を行った。W 板ホルダーは最高 3000℃程度になるため、耐熱性や冷却について検討を行った。2500℃以上の温度までの加熱が安定的にできることを確認した。

②XAFS および XRD 同時測定システムの開発

SPring-8 の放射光ビームラインにおいて XAFS および XRD の同時測定を行うために検出器等の配置を工夫した。2分程度の時間で解析に供することのできるスペクトルデータが得られた。

③摸擬試料による高温状態変化観察

Zr-Y_2O_3を用いて測定した高温 XAFS スペクトルおよび高温 XRD スペクトルを解析し、酸化物の構造変化や酸化状態の変化等に関する情報を解析した。その結果、昇温しながら相変態の様子を解析できた。

④X 線顕微鏡による試料観察

急冷の過程で分別固化した試料では、固化時の雰囲気や温度などの情報がメモリーとして残されている可能性があることから、走査型X線顕微鏡を用いたナノスケールでの二次元観察の技術開発も行う。これによりデブリ等の分析に応用できる事も期待される。

まとめ

本技術開発によって酸化物の高温時の構造変化を安定的に観測できる事が示された。今後、精度の良い測定のための改良を予定している。また、UO2 の高温測定にも成功したので講演時には速報として紹介する予定である。

謝辞　本研究は文部科学省の原子力システム研究開発事業 JPMXD0223813709 の助成を受けたものです。

---

* Yuji.Arita[1], Kenji.Konashi[2], Tsuyoshi Yaita [3], Ayumi Ito [4]
[1]Univ. of Fukui, [2]Tohoku Univ., [3]JAEA,.[4]Tokyo Tech

核燃料の超高温その場観察技術の開発
（2）高温加熱装置の開発

Development of ultra-high temperature in-situ observation technique for nuclear fuel
(2) Development of high-temperature heating equipment

*生田 陸人[1]，有田 裕二[1]，小無 健司[2]，新納 圭亮[1]，山下 京也[1]，水間 有清[1]
[1]福井大学，[2]東北大

スリット付きタングステン板を用いることで、高温における安定した XAFS 測定ができることを確認した。温度測定においては、放射温度計と有限要素解析を用いて予測し、補正を行った。また、Ti 粉末を封入した酸素ゲッターを用いて酸素分圧を低下させることで高温下での Zr 試料の酸化防止を達成できた。

キーワード：高温測定，温度計測，酸素分圧制御

1. 緒言

本研究の目的は、UO_2等核燃料の高温における状態変化をその場観察するために信頼性の高いデータを取得することのできる高温加熱装置を開発することである。今回は試料を高温に加熱できる試料加熱方法の開発と温度測定についてコールドサンプルを用いて検討を行った。

2. 加熱装置に関する技術開発・改良

2-1. 試料加熱

図 1 右図のように、U 字型 W 板ホルダーのスリット先端に試料を詰め、電流を流すことによって加熱を行う。W 板ホルダーの温度は最高3000℃程度になるため、X 線の光路にあるポリイミドフィルムや電流導入部等の温度が過熱しないよう設計を行った。

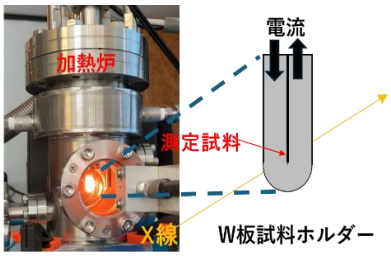


図 1　加熱炉とその内部の様子

2-2. 有限要素法による温度補正

試料の温度は、加熱炉の石英ガラス窓を通して放射温度計にて行うが測温位置の決定や温度補正のため。有限要素解析によりW板ホルダーの温度分布と通電させる電流値による温度変化を計算した。これにより、試料のあるスリット先端部分の温度が最も高くなることがわかった。

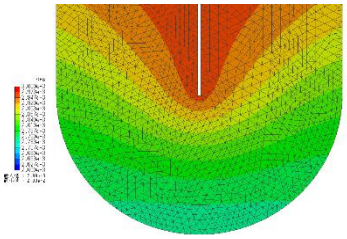


図 2　温度分布評価結果

2-3. 酸素分圧の低減

被覆管との反応を見る試験においては、残留 O_2 によって Zr が酸化される場合があるため、酸素分圧の制御も必要となる。そのため、Ti 粉末を充填した酸素ゲッター使用の検討を行った。酸素ゲッターを用いることで酸素分圧は 1.0×10^{-20}atm 程度まで低下できることがわかった。

3. まとめ

本高温加熱装置の開発により、UO_2-Zr 等の高温時の挙動を安定的な試料加熱や試料の酸化抑制状態で観測できるようになった。今後、精度の良い温度測定技術を確立することで、高温での核燃料挙動の理解が深まることに寄与できる。また、Spring−8 ビームラインでの UO_2 の高温測定に対応した装置開発についても講演時には速報として紹介する予定である。

謝辞　本研究は文部科学省の原子力システム研究開発事業 JPMXD0223813709 の助成を受けたものです。

参考文献

[1] Development of extremely high-temperature X-ray absorption fine structure measurement method for oxide samples, Journal of Nuclear Science and Technology, 2023, 61:6, 733-739

* Rikuto Ikuta[1], Yuji Arita[1], Kenji Konashi[2], Keisuke Niino[1], Kyoya Yamashita[1], Yusei Mizuma[1]　[1]Univ. of Fukui, [2]Tohoku Univ.

核燃料の超高温その場観察技術の開発
（3）XAFS-XRD 同時測定システムの開発

Development of ultra-high temperature in-situ observation technique for nuclear fuel
(3) Development of simultaneous XAFS-XRD measurement system

*小林 徹[1]，矢板 毅[1]，谷田 肇[1]，小畠 雅明[1]，福田 竜生[1]，伊藤 あゆみ[2]，小無 健司[3]，
有田 裕二[4]，
[1] JAEA，[2] 東工大，[3] 東北大，[2] 福井大

核燃料の超高温下での反応をその場観察するための XAFS-XRD 同時計測システムの開発を行い、Zr-Y_2O_3 混合試料の高温状態での Zr および Y-K 吸収端の XAFS スペクトルと X 線回折パターンの同時測定を実現した。

キーワード：核燃料，高温融体、放射光、XAFS、XRD

1. 緒言

核燃料の超高温下での反応過程における構造変化や化学状態変化をその場観察することを目的に、XAFS および XRD の同時計測システムを開発した。本発表では、SPring-8 の JAEA 専用ビームライン BL22XU に整備した XAFS-XRD 同時計測システムの概要と性能について紹介するとともに、実際にこのシステムを用いて高温状態の Zr-Y_2O_3 混合試料を測定した結果について報告する。

2. 実験

BL22XU は真空封止型アンジュレータを光源とする硬 X 線ビームラインで、X 線は分光器で分光された後に、XAFS および XRD 測定システムを設置した実験ハッチに導かれる。X 線光軸上にシリーズ発表(2)で報告した加熱チャンバーを設置し、その前後にイオンチャンバーを、斜め後方に 2 次元検出器を設置することで XAFS スペクトルと XRD パターンを取得した。本実験では、アンジュレータギャップは固定し、分光器を高速掃引しながらスペクトルを取得する QXAFS 法にて XAFS 測定を行った。また、XRD パターンは XAFS 測定前に分光器を停止した状態で取得した。

3. 結果と考察

高温状態の Zr-Y_2O_3 試料を測定した結果の一例を図 1 に示した。XAFS 測定では、アンジュレータからの 2 次光を用いることで、Y-K 吸収端から Zr-K 吸収端の EXAFS 領域までを含む 16.9～18.6 keV の XAFS スペクトルを 60 秒程度の短時間で取得できた。また、XRD パターンは、XAFS 測定範囲の中点付近である 17.6 KeV にて 1 秒程度で取得できた。図 1 に示すように、XAFS, XRD ともに良好なデータが得られており、Zr の酸化に伴うスペクトル形状と回折パターンの変化を確認できた。データの詳細な解析と考察については、シリーズ発表(4)にて報告する。また、このシステムを用いてウラン試料の高温測定にも成功しており、その結果についても紹介する予定である。

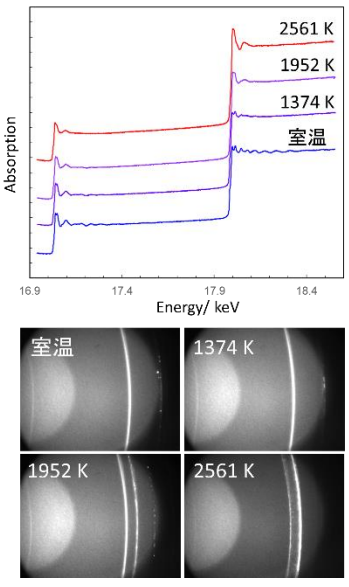


図 1. Zr-Y_2O_3 試料の高温での XAFS スペクトル(上)と XRD パターン（下）

謝辞　本研究は文部科学省の原子力システム研究開発事業 JPMXD0223813709 の助成を受けたものです。

*Tohru Kobayashi[1], Tsuyoshi Yita[1], Hajime Tanida[1], Masaaki Kobata[1], Tatsuo Fukuda[1], Ayumi Itoh[2], Kenji Konashi[3], Yuji Arita[4]
[1]JAEA, [2]Tokyo Tech., [3]Tohoku Univ., [4]Univ. of Fukui

核燃料の超高温その場観察技術の開発
（4）Zr-Y_2O_3 の高温状態変化観察

Development of ultra-high temperature in-situ observation technique for nuclear fuel
(4) Analysis of transient state during Zr-Y_2O_3 test at high temperatures

*伊藤　あゆみ [1], 小無　健司 [2], 有田　祐二 [3],
矢板　毅 [4], 谷田　肇 [4], 小林　徹 [4], 福田　竜生 [4], 小畠　雅明 [4]
[1] 東京工業大学, [2] 東北大学, [3] 福井大学, [4] 原子力研究開発機構

抄録

本研究では、高温その場観察測定システムを用いて測定した Zr-Y_2O_3 混合物質の室温から約 2500 K までの XAFS スペクトルと X 線回折像から高温反応過程における構造変化を解析した。

キーワード：XAFS, XRD，構造解析，ジルコニウム高温反応

1. 緒言

軽水炉過酷事故の核燃料挙動評価では溶融反応過程における構造変化を理解することが重要である。その場観察測定で得られた X 線回折像から物質の平均構造を、XAFS スペクトルから金属原子の局所構造を分析し、理論予測と比較評価することにより妥当性を検証する。本報では、予備的に行った Zr-Y_2O_3 測定結果について、知見が蓄積されている ZrO_2-Y_2O_3 系との比較により妥当性を検証した結果を報告する。

2. 解析方法

測定で得られた X 線回折像を 1 次元プロファイル化し回折パターンから相同定を行い、XAFS スペクトルは EXAFS 振動を抽出し FEFF フィッティングにより Zr/Y 原子局所構造を解析した。また、Zr-K 端については標準試料（Zr 箔、ZrO2 粉末）のデータを用いて吸収端エネルギーシフトから Zr 酸化度の評価を行った。

3. 結果と考察

図 1 (a) (b) に温度変化に伴う XANES スペクトルと動径構造関数を示す。試験開始時（300 K）では Zr 金属であったが炉内残留酸素によって酸化し ZrO_2 へ変化したことがわかる。動径構造関数からは、ZrO_2 が正方晶に相転移した後の 1500 K 以上で Y_2O_3 と ZrO_2 の固溶体形成反応が進行し、Y-K の約 3Å 近傍に見られる Y-Y 結合が影響を受けて振幅が低下する現象を確認した。また、UO_2 の高温測定にも成功したので講演時には速報として紹介する予定である。

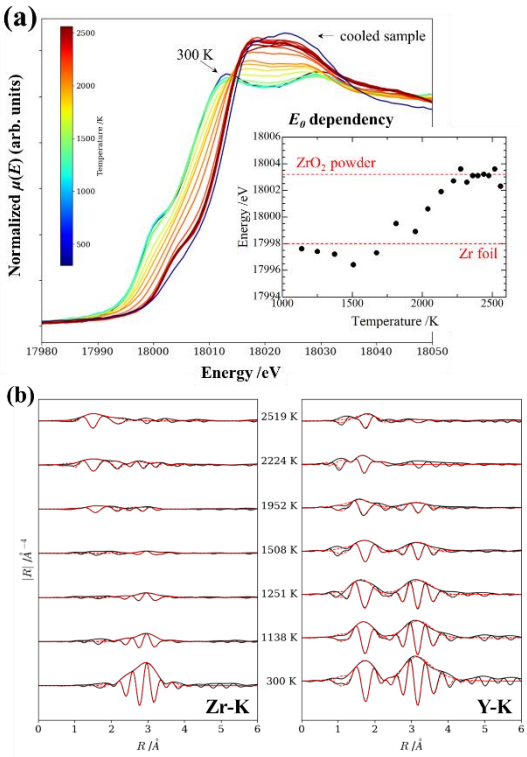


図 1　温度変化に伴う Zr-Y_2O_3 反応の
(a) XANES スペクトル，および，
(b) 動径構造関数

謝辞

本研究は文部科学省の原子力システム研究開発事業 JPMXD0223813709 の助成を受けたものです。

*Ayumi Itoh[1], Kenji Konashi[2], Yuji Arita[3], Tsuyoshi Yaita[4], Hajime Tanida[4], Tohru Kobayashi[4], Tatsuo Fukuda[4], Masaaki Kobata[4]
[1]Tokyo Tech., [2]Tohoku Univ., [3]Univ. of Fukui, [4]JAEA.

核燃料の超高温その場観察技術の開発
（5）走査型透過 X 線顕微鏡の開発と模擬試料 Zr-Y_2O_3 への適用

Development of ultra-high temperature in-situ observation technique for nuclear fuel
(5) Development of scanning transmission x-ray microscope and
its application to the simulated fuel material Zr-Y_2O_3

*芝田 悟朗[1]，矢板 毅[1,2]，吉田 健太[3]，小無 健司[3]，有田 裕二[4]
[1]JAEA，[2]QST，[3]東北大，[4]福井大

超高温に加熱した核燃料材料の化学種および酸化還元状態を数十 nm の空間分解能で分析する手法として、JAEA 専用ビームライン SPring-8 BL23SU において、走査型透過 X 線顕微鏡装置の開発を行った。本講演ではその性能評価および、模擬試料 Zr-Y_2O_3 中の酸素の化学状態を分析した結果について発表する。

キーワード：核燃料，走査型透過 X 線顕微鏡，化学分析，顕微分光，放射光

1. 緒言

日本原子力研究開発機構(JAEA)は、大型放射光施設 SPring-8 RI 実験棟において硬 X 線(BL22XU)および軟 X 線(BL23SU)の２本の専用ビームラインを運用している。この度 JAEA では、福島第一原子力発電所の廃炉作業に資するための放射性物質の分析手段として、RI 実験棟内の BL23SU に走査型透過 X 線顕微鏡(STXM)装置を設置・整備した。本講演ではこの STXM 装置の概要と、実際の測定例として核燃料の模擬デブリ試料である Zr-Y_2O_3 薄膜の分析を行った結果を紹介する。

2. 実験結果

BL23SU では、400～1900 eV の光エネルギーの軟 X 線を利用することが可能であり、酸素・窒素・ランタノイド・アクチノイド・3d/4d 遷移金属を含む幅広い元素が研究対象になる。特にウラン $N_{4,5}$ 吸収端 (730～780 eV)を利用できるため、核燃料をはじめとする原子力材料の研究に適している。

本 STXM 装置では、フレネルゾーンプレートを用いることで数十 nm 程度の空間サイズまでの集光が可能である。テストパターンを用いた空間分解能評価では、最高で 30 nm の空間分解能を達成した。

本研究では、UO_2 と Zr の超高温での溶融反応を模擬した試料として、集束イオンビーム(FIB)加工によって薄片化した Zr-Y_2O_3 試料について STXM 測定を行った。O 1s 吸収端 (~530 eV)において、図 1 のように明瞭な観察像を得ることができた。また、O 1s 吸収スペクトルのピーク形状はわずかながら位置依存性を示した。これは Zr/Y 組成比の空間的変調を反映したものと推測される。

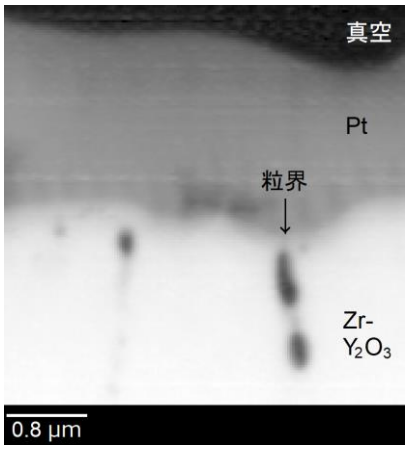


図 1: Zr-Y_2O_3 薄片試料の O 1s 吸収端における STXM 観察像

本研究は文部科学省の原子力システム研究開発事業 JPMXD0223813709 の助成を受けたものです。

*Goro Shibata[1], Tsuyoshi Yaita[1,2], Kenta Yoshida[3], Kenji Konashi[3], and Yuji Arita[4]
[1]JAEA, [2]QST, [3]Tohoku Univ., [4]Univ. of Fukui

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：303-3 Human-Machine Systems, Advanced Information Processing

Wed. Sep 11, 2024 2:45 PM - 4:25 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 5:45 AM - 7:25 AM UTC Room B(Recture RoomsA 1F A102)

[1B04-09] Human Performance and Safety-II

Chair:Diesuke Karikawa(Tohoku Univ.)

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

[1B04]

Study on Evaluation metrics for Maximizing the Team Performance of the Main Control Room Operation

*KOUJI IWATARE[1], TAKUMI HIROSE[2], YUTAKA IWAKI[2], HARU ANDO[2] (1. BTC, 2. Hitachi)

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

[1B05]

Practical Safety-II-based Initiatives for Voluntary Safety Improvement at Tohoku Electric Power Company.

(1) Continuous Safety-II-based Practical Initiatives

*Makoto Takahashi[1], Takumi Kurakane[3], Masaharu Kitamura[2] (1. Tohoku Univ., 2. Research Institute for Technology Management Strategy, 3. Tohoku-EPCO)

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

[1B06]

Practical Safety-II-based Initiatives for Voluntary Safety Improvement at Tohoku Electric Power Company.

(2) Examples of Initiatives at the Higashidori NPP

*Fuminao Matsumiya[1], Yasuhiro Kimura[1], Takumi Kurakane[1], Makoto Takahashi[2], Masaharu Kitamura[3] (1. Tohoku-EPCO, 2. Tohoku Univ., 3. Research Institute for Technology Management Strategy)

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

[1B07]

Enhancement of Resilience Potentials for Operation of Nuclear Power Plants

(3) Extended Enhancement of Potential to Learn

*Hiroshi Sakuda[1], Makoto Takahashi[2], Masaharu Kitamura[3] (1. INSS, 2. Tohoku Univ., 3. Research Institute for Technology Management Strategy)

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

[1B08]

Enhancement of Resilience Potentials for Operation of Nuclear Power Plants

(4) Enhancement of Potential to Anticipate

*Masaharu Kitamura[1], Makoto Takahashi[3], Hiroshi Sakuda[2] (1. Research Institute for Technology Management Strategy, 2. Institute of Nuclear Safety Systems, 3. Tohoku University)

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

[1B09]

Study on Potential to Learn Concerning Responses to Off-Normal Events

*Yuto Horiuchi[1], Masaharu Kitamura[2], Makoto Takahashi[1] (1. Tohoku Univ., 2. Research Institute for Technology Management Strategy)

4:15 PM - 4:25 PM JST | 7:15 AM - 7:25 AM UTC

©Atomic Energy Society of Japan

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

中央制御室運転チームのパフォーマンス最大化に向けた評価指標の検討

Study on Evaluation metrics for Maximizing the Team Performance of the Main Contorol Room Operation

*岩垂功二[1]，広瀬拓海[2]，岩木穣[2]，安藤ハル[2]

[1]BTC，[2]日立製作所

BTC では、中央制御室でのチームパフォーマンス最大化に向けて、運転訓練の中でチームパフォーマンスの評価を行っている。本発表では、評価結果をより客観的、具体的に示すべく、チームパフォーマンスや運転員個人のスキルに関わる指標や、指標を構成する要素について検討した結果を報告する。今後これら検討結果の効果検証を進める予定である。

キーワード：中央制御室，チームパフォーマンス，評価，訓練，人財育成

1. 序論

BTC では、運転訓練シミュレータを利用し、運転員の技能向上・維持を図るため訓練を実施している。本研究では、運転員のふるまいを評価する上で、どのような部分がデータ化する価値が高いのか、データ化するとしたらどのような方法が考えられるかについて検討を行った。

2. 方法

2-1. 調査

運転員の作業や、チームワークに影響すると想定される要因やその要因を測定するための指標を特定するため文献調査および BTC のインストラクタへのインタビューを実施した。

2-2. 分析

インタビューの分析から得られた「チームワークに影響する要素」に、文献調査から得られた結果を加え図式化し、現時点で考えられる運転員のタスク・チームワークに影響する要素の洗い出しを行い、１５個の要素を抽出した。

3. 考察

インタビューから得られた１５個の要素は、現場目線で運転員のタスクを評価する上で重要な観点である。そのため、これらは評価における「データ化」を優先的に進めていく価値が高いと考えられる。そこで、15 の要素について、「背景」「今後の人財育成への活用」「既存指標との関連」「考えられる今後のアクション」に焦点をあて、「考えて、手順書の意図を読み、先を予測すること」「メンバー間で共通したメンタルモデルを持ち、同じベクトルを向くこと」「作業をうまく伝え行動を促すこと」など５つが優先度が高い項目として考えられた。

4. 結論

インタビューから示された観点を１５の要素としてまとめた。また、その中でも特にインパクトが大きく、難易度の面でも実現可能性があると考えられる５つの要素を抽出した。現段階においては、あくまで仮説であることから、今後、概念検証を行い、指標の選定を実施していく。

---

*Kouji Iwatare[1],Yutaka Iwaki[2] ,Takumi Hirose[2] and Haru Ando[2]

[1]BTC, [2]Hitachi

東北電力における自主的安全性向上に向けた Safety-II ベースの実践的取り組み
（1）継続的 Safety-II ベースの実践的取り組み

Practical Safety-II-based Initiatives for Voluntary Safety Improvement at Tohoku Electric Power Company.

(1) Continuous Safety-II-based Practical Initiatives

*高橋　信[1]，倉兼 卓己[2]，北村 正晴[3]

[1]東北大学，[2]東北電力，[3]テムス研究所

東北大学と東北電力が Safety-II の概念に基づき継続的に行ってきた原子力発電所における自主的安全性向上の取り組みについて、実践的な取り組みを中心に報告する。

キーワード：Safety-II、安全性向上、レジリエンス、対話、気づき

1. 緒言

東北大学と東北電力は原子力発電所における自主的安全性向上活動の一環として、Safety-II の概念に基づく実践的な取り組みを継続的に行ってきた。初期の段階では人間の安全へのポジティブな寄与に着目し、グッドプラクティスを共有することの重要性に重点を置く Safety-II の概念を社内へ広めることに重点を置いた活動を行った。その後、発電所で安全性を担う中核的な社員との対話を実施して、Safety-II に基づく安全性向上に関しての理解を深める取り組みへと発展させてきた。本報告ではこの対話の内容を中心に継続的に実施してきた内容について述べる。

2. 取り組みの内容

本取り組みでは、発電所における安全の中核を担う各分野の中間管理職を対象にして、レジリエンスエンジニアリングにおける対処・監視方策の改善に結びつく学習に基づく潜在的リスク事象の想起能力の向上を目的とした対話を実施し、対話の前後における想起の広がりを評価することで、安全文化の根幹となる組織の事故・災害対応レジリエンス向上の可能性を検討した。対話においては、実施の前に事前送付資料を送り本対話の趣旨を説明し、思考実験的に事前に次のような設問への回答を依頼した。

「現在備わっている対処能力では対処困難な起因事象としては、どんな事象が想定できるでしょうか。そしてその後にどのような拡大シナリオが起きそうですか。」

実際の対話は各部門の実務担当者 6 名が参加して、東北電力女川原子力発電所会議室と東北大学をリモートで繋いで実施した。受領した事前質問への答えの内容に関しては、対話の実施の前に取りまとめを行い、対話当日に内容に関して記入者から補足説明を受け、対話がスムースに進むように配慮した。事前レポートにおける回答内容は、今回の対話で焦点を当てている事例の汎化に基づく潜在的気づき能力の向上に関しては、まだ理解が十分でない状況で考えた内容という位置付けになる。実際の対話において本取り組みの趣旨を詳しく説明し議論を通じて理解を深め、その上で同様の潜在的リスク事象の想起の課題に再度取り組んだ上で、その前後での気づき内容の変化について分析を行った。結果として各参加者が本取り組みの意義をよく理解した上で、起因事象とその影響の波及可能性、ならびに対処、監視方策に関して、発想を広げていることが確認できた。全参加者が必ずしも発想が大きく広がっているわけではないが、大部分の参加者には明らかにその傾向が観察されており、本対話の有効性が示されたと考える。更に、対話後のアンケートにおいても、業務内におけるリスク想定に関して有効性を認められるとの前向きの意見があった。

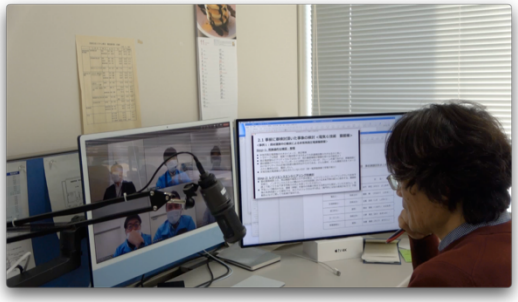


Fig. 1 対話実施風景

3. 結論

本取り組みにおいては、レジリエンスエンジニアリングが主張する基本的な概念を事前に資料として提示した上で、自分が所掌する業務におけるリスク、懸念事象を、他の産業分野の事例から広く想起することを要請した。想定された起因事象に対してどのような未然防止対策が必要か、拡大シナリオに対してどんな緩和方策がありうるかの検討を通じて、基本的な対話の有効性を示すことができた。

* Makoto Takahashi [1], Takumi kurakane, [2] and Masaharu Kitamura[3]

[1]Tohoku Univ., [2]Tohoku-EPCO, [3]Research Institute for Technology Management Strategy

東北電力における自主的安全性向上に向けた Safety-II ベースの実践的取り組み （2）東通原子力発電所における取り組み事例

Practical Safety-II-based Initiatives for Voluntary Safety Improvement at Tohoku Electric Power Company.
(2) Examples of Initiatives at the Higashidori NPP

*松宮 史直[1]，木村 康宏[1]，倉兼 卓己[1]，高橋 信[2]，北村 正晴[3]
[1]東北電力，[2]東北大学，[3]テムス研究所

東北大学と東北電力が連携して行ってきた Safety-II の概念に基づく実践的な取り組みの一環として昨年度、東通原子力発電所にて行った取り組みの内容に関して報告する。

キーワード：Safety-II、安全性向上、レジリエンス、良好事例

1. 緒言

東北電力では、2010 年度より不適合管理を補完し、更なる安全意識向上を図ることを目的として良好事例報告システム PROGRESS を活用して、良好事例の収集とそこからの教訓の抽出に取り組んでいる。

2023 年度は、東北大学の研究者が東通発電所を訪れ、PROGRESS 情報を活用し、Safety-II の観点より、所員、構内協力会社への講演、中核的な社員との対話を実施し、Safety-Ⅱの概念に基づく取り組みを進めている。本報告では令和 5 年度に実施した取り組みの内容について述べる。

2. 東通原子力発電所での取り組み

2-1. PROGRESS

2010 年度より、不適合管理を補完し更なる安全意識向上を図ることを目的として、社内報告システム PROGRESS を活用し、組織に所属する全員が、現場での小さなレベルの異状等の「気づき」や「改善」等をシステムに登録し、組織全体で共有するとともに、良好事例を褒め、良い取り組みを増やしていくことに取り組んでいる。

2-2. 啓発活動

2023 年度は、Safety-Ⅱの活動の理解と推進を図るために、東北大学の研究者が東通原子力発電所を訪れ、PROGRESS の良好事例のうち、Safety-II の観点から優れた気づきと評価できる事例を取り入れた講演を所員および構内協力会社に対し実施した。さらに、中核的な社員に対して、PROGRESS の事例をベースにして前報と同様の対話を実施し、自分の所掌業務への展開の可能性に関して検討・評価を行った。

2-3. 成功した活動の確認

Safety-II 講演会以降、東通原子力発電所内にて、日々の活動の中で、成功した活動、作業等をピックアップし、関係者への聞き取りまたは良好事例に関する議論を行い、工夫、心掛けたこと、良かったことなど良好な結果へ繋がった行動を確認しまとめ、発電所内で共有する取り組みをおこなっている。

3. 結論

東通原子力発電所では、以前より PROGRESS を使い、良好事例の収集と共有を実施してきたが、更に Safety-Ⅱの概念を取り入れて、良好事例を「我が事」化して学習し、良好事例をさらに増やしていくことを通じて更なる安全向上を目指している。

---

*Fuminao Matsumiya[1], Yasuhiro Kimura[1], Takumi kurakane[1], Makoto Takahashi[2] and Masaharu Kitamura[3]
[1]Tohoku-EPCO, [2]Tohoku Univ., [3]Research Institute for Technology Management Strategy

原子力発電所運用におけるレジリエンス・ポテンシャルの強化 (3) 学習するポテンシャル強化方策の拡充

Enhancement of Resilience Potentials for Operation of Nuclear Power Plants
(3) Extended Enhancement of Potential to Learn

*作田 博[1], 高橋 信[2], 北村 正晴[3]
[1]INSS, [2]東北大学, [3]テムス研究所

原子力発電所の運用に関わるレジリエンス向上を図るために Safety-Ⅱベース安全探求方法論応用の一環として、学習するポテンシャルの強化方策に関する調査と考察を継続し、より効果的な方策を策定した。

キーワード：Safety-II, レジリエンスエンジニアリング, 学習するポテンシャル, 弱い信号, 学習の枠組み

1. 緒言

安全性の向上が最重視されている原子力発電所においては、対処するポテンシャルと監視するポテンシャルはある程度高いレベルに達している。それらをさらに向上させるためには、学習するポテンシャルを強化する効果的方策が望まれる。前報告[1)]では、弱い信号概念に注目して、それに基づく学習ポテンシャルの向上方策を提案した。本研究では、より体系的な視点から学習対象とすべき知見の整理を試みる。

2. 学習の枠組み拡充

Safety-Ⅱベース安全向上の立場からは、「うまく行ったこと：成功」から学習することが中心課題となる。一方、従来の Safety-Ⅰベース安全向上の立場においては、「うまく行かなかったこと：失敗」から学習することが中心課題とされてきた。しかし現実には、成功と失敗という二分法は必ずしも現実を反映しないことに注意したい。それゆえ、成功と失敗にこだわることなく、学ぶ価値のある教訓は全ての事例から学ぶという方針を改良学習方策として採用する[2)]。さらに、前報で導入した「弱い信号」に着目し、その内容を汎化した上で自社原子力発電所に適用する方式を併用することとした。この拡充学習方式の導入により、自社や同業他社の経験だけでなく他産業の経験からも学べる可能性が得られ、学習の機会は格段に増大することが期待される。

3. 応用

上に述べた手法を、他産業で経験されている事例に適用して教訓を導出した。次いで、その教訓を実際に国内の原子力発電所で経験されたトラブル事例の進捗シナリオに適用し、当該事例の防止または影響緩和に効果的に活用できることを確認している。

4. 結言

提案する学習ポテンシャル強化方策の基本的有用性は確認できたと考える。ただ事故・トラブル事例の報告システムは広い分野で導入されているが、良好実践の報告・共有システムは限られた分野だけで導入されている。今後、この範囲の拡大とそこからの教訓導出、異分野協働が進展することを期待する。

参考文献

[1] 作田、北村、原子力発電所運用におけるレジリエンス・ポテンシャルの強化 (2)学習するポテンシャルの強化, AESJ2023 秋の大会講演、1M02, 2023
[2] 北村、良好実践ベース安全の探求、安全工学、Vol.62, No.6, pp.411-418, 2023

---

*Hiroshi Sakuda[1], Makoto Takahashi[2], Masaharu Kitamura[3]
[1] Institute of Nuclear Safety System (INSS), [2] Tohoku University, [3]Research Institute for Technology Management Strategy

原子力発電所運用におけるレジリエンス・ポテンシャルの強化
(4) 予見するポテンシャルの強化

Enhancement of Resilience Potentials for Operation of Nuclear Power Plants

(4) Enhancement of Potential to Anticipate

*北村 正晴[1]，高橋 信[2]，作田 博[3]

[1]テムス研究所，[2]東北大学，[3]INSS

原子力発電所の運用に関わるレジリエンス向上を図るために Safety-II ベース安全探求方法論応用の一環として、予見するポテンシャルの強化方策に関する調査と考察を実施し、効果的な方策を策定した。

キーワード：Safety-II，レジリエンスエンジニアリング，予見するポテンシャル，弱い信号，認知バイアス

1. 緒言

原子力発電所の安全性を継続的に向上させるためには、学習するポテンシャルに加えて予見するポテンシャルも強化することが望ましい。原子力産業においても、他産業の多くにおいても、予見するポテンシャルの向上に関してアクティブな活動がなされている例は多くないが、VUCA の時代とも形容される現代において、予見の役割は無視できないと考えるべきである。本報告では、学習からの知見を汎化した学習ベースの予見方策を基本とする予見ポテンシャル向上方策について検討する

2. 予見の枠組み

Safety-II の枠組みでは、予見するポテンシャルも重要とされるが、この枠組みの提唱者 E. Hollnagel は、予見するポテンシャルは最も未開発で、最も重要視されていないと指摘している[1)]。そしてこのポテンシャルに関して最も重要な要件は、未来について時間や労力を割いて考える必要性を受容する組織（企業）のビジョンの存在だとも指摘している[1)]。ただ本報告では、原子力発電所の安全に関する課題に視野を限定して予見するポテンシャルの強化方策を検討する。強化方策を策定する指針の一つとして、重要情報が提示されていながら予見に失敗する事例の背景要因が視点の多様性欠如であるとの指摘[2)]は貴重な示唆を含んでおり、その意味で他産業における経験的知見を原子力に「我が事化」する視点は重要と考える。

3. 予見機能の実装

学習するポテンシャルに関して導入した他産業で経験され、かつ過小評価された「弱い信号」の内容を汎化して原子力発電所に適用する方式は、多様な産業分野における固有の認知・行動様式を異分野から追跡体験できるという意味で、多様性の維持に相当する効果を持つ。また正常性バイアスなど認知バイアスの回避にも貢献できる。原子力以外の分野で経験された事例を対象としてこの方式の適用を試み、原子力分野における予見するポテンシャルの強化方策としての有効性を確認した。

4. 結言

予見するポテンシャルの強化に関して、弱い信号の汎化を活用する方策の実用性を確認できた。

参考文献

[1] Hollnagel, E., Safety-Ⅱ in Practice, 2018; **北村/小松原(監訳)**, Safety-Ⅱ**の実践**, **海文堂**, 2019

[2] Syed, M., Concerning: Rebel Ideas, Hodder and Stoughton Ltd., London, 2019

---

*Masaharu Kitamura[1], Makoto Takahashi[2], Hiroshi Sakuda[3]

[1]Research Institute for Technology Management Strategy, [2] Tohoku University, [3] Institute of Nuclear Safety System (INSS)

非正常時対応における学習するポテンシャルの寄与に関する研究

Study on Potential to Learn Concerning Responses to Off-Normal Events

*堀内 友翔[1]，北村 正晴[2]，高橋 信[1]
[1]東北大学，[2]テムス研究所

本研究では，原子力発電所の運転における人間の非正常時対応行為に着目し，これらの行為の駆動源や学習するポテンシャルとの関連について分析することで，Safety-II の観点での教訓反映の重要性を明確化した。

キーワード：事例分析，ヒューマンファクターズ，Safety-II，学習するポテンシャル

1. 緒言

原子力発電所を含む社会技術システムの安全を「できるだけ多くのことが正しい方向へ向かうこと」と捉える考え方（Safety-II）が注目されており[1][2]，安全にはレジリエンスポテンシャル（監視する，予見する，対処する，学習する）が重要であるとされている。トラブルなどの非正常時には，運転員らは学習した内容に基づいて監視・予見・対処していると考えられる。本研究では事例を用いて原子力発電所の運転における学習するポテンシャルの寄与について整理し，Safety-II の観点からの効果的な学習方策を検討した。

2. 手法

事例として関西電力株式会社美浜発電所 2 号炉で発生した蒸気発生器伝熱管破損事故を選定した。同社による報告書[3]から非正常時対応行為を体系的に抽出し，警報やプラント計算機からの発信を駆動源とする「①プラント駆動の行為」，手順書を駆動源とする「②手順書駆動の行為」，その他個人や組織が有する知識を駆動源とする「③知識駆動の行為」に分類することを通じて，学習するポテンシャルとの関連を分析した。

3. 結果

①プラント駆動の行為は 10 個該当した。学習するポテンシャルは設備の設置・改造に寄与すると考えられる。②手順書駆動の行為は 56 個該当した。同ポテンシャルは手順書の作成・改訂に寄与すると考えられる。③知識駆動の行為は 31 個該当した。本事象において③の行為には，手順書導入前の初動対応の行為，手順書の内容を理解して手順を応用（先行，省略等）する行為，手順を再確認する行為，想定を超えた非正常に対応する行為があった。同ポテンシャルはこれら非正常時対応行為の実行に直接寄与すると考えられる。

4. 結論

設備や手順書の改善のような再発防止対策は，ある③知識駆動の行為を①プラント駆動又は②手順書駆動の行為にするもので，「WAI（Work-as-imagined）の高度化」であると整理できる。一方，全ての事象を事前に想定できないため，非正常時に③知識駆動の行為を行えるようにする「WAI ≠WAD（Work-as-done）時のレジリエンス向上」も重要であると考えられる。新規制基準適合及び事業者自主の安全性向上により WAI は高度化されていると考えられるが，WAI ≠WAD 時のレジリエンス向上には，日常業務やトラブル対応，技術伝承，事例分析などを通じた Safety-II の観点でのポジティブな教訓反映が重要であると考えられる。

参考文献

[1] E. Hollnagel, “Safety-I and Safety-II The Past and Future of Safety Management,” Ashgate (2014).

[2] E. Hollnagel, “Safety-II in Practice Developing the Resilience Potentials,” Routledge (2017).

[3] 関西電力株式会社, “原子炉施設故障等報告書　美浜発電所２号機蒸気発生器伝熱管損傷事象について” (1991).

---

*Yuto Horiuchi[1], Masaharu Kitamura[2] and Makoto Takahashi[1]

[1]Tohoku Univ., [2]Research Institute for Technology Management Strategy

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

Wed. Sep 11, 2024 2:45 PM - 4:40 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 5:45 AM - 7:40 AM UTC Room H(Recture RoomsB 1F B102)

[1H01-07] Numerical Analysis

Chair:Kei Itou(Kyoto Univ.)

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

[1H01]

TRACE code analysis on heat transfer and conduction of reactor pressure vessel affecting pressurized thermal shock

*Riichiro Okawa[1], Masahiro Furuya[2] (1. CRIEPI, 2. CRIEPI & Waseda Univ.)

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

[1H02]

Numerical Simulation of Breakup Characteristics of Sodium Liquid Jet

*Guofu Sun[1], Susumu Yamashita[2], Tomio Okawa[1], Hiroyuki Yoshida[2] (1. UEC, 2. JAEA)

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

[1H03]

Evaluation of the influence of radiation heat transfer models on thermal hydraulics in containment vessel atmospheres

*Akisumi Yamashita[1], Masahiro Ishigaki[1], Satoshi Abe[2], soma shu[2], Yasuteru Sibamoto[2], Toru Nagai[3] (1. Univ. of Fukui, 2. JAEA, 3. Nagoya Univ.)

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

[1H04]

Development of a gas-liquid two-phase flow real-time simulator

*Miki Saito[1], Taizo Kanai[1] (1. CRIEPI)

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

[1H05]

Development of Advanced Neutronics/Thermal-Hydraulics Coupling Simulation System
(12) Uncertainty Evaluation in Developed Measurement Method for Gas-Liquid Two-Phase Flow inside a Fuel Bundle Using LDV

*Ayako Ono[1], Kaoru Okamoto[2], Yasushi Makino[2], Shigeo Hosokawa[3], Hiroyuki Yoshida[1] (1. JAEA, 2. NDC, 3. Kansai Univ.)

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

[1H06]

Experiment and CFD analysis of diffusion behavior in density stratified flow

*Tsugumasa Iiyama[1], Takahiro Arai[1], Riichiro Okawa[1], Masahiro Furuya[1] (1. CRIEPI)

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

[1H07]

BF-GAN: Development of an AI-driven Bubbly Flow Image Generation Model Using Bubbly Generative Adversarial Networks

*WEN ZHOU[1], Shuichiro Miwa[1], Koji Okamoto[1] (1. UTokyo)

4:30 PM - 4:40 PM JST | 7:30 AM - 7:40 AM UTC

©Atomic Energy Society of Japan

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

TRACE コードを用いた加圧熱衝撃に影響を及ぼす原子炉圧力容器の伝熱解析

TRACE code analysis on heat transfer and conduction of reactor pressure vessel affecting pressurized thermal shock

*大川 理一郎[1]，古谷 正裕[1,2]

[1]電中研、[2]早稲田大

国内の標準的な PWR を対象に、代表的な起因事象と非常用炉心冷却系(ECCS)の作動を想定し、原子炉システム解析コード TRACE を用いて、原子炉圧力容器(RPV)内壁における流体との熱伝達並びに構造材内の熱伝導を時間的・空間的に高解像度で解析し、熱水力挙動が加圧熱衝撃(PTS)に及ぼす影響を評価した。

キーワード：TRACE、加圧熱衝撃(PTS)、非常用炉心冷却系(ECCS)、原子炉圧力容器(RPV)、熱構造材

1. 緒言　PTS は RPV の健全性を評価する上で重要な事象であり、RPV 内の熱水力挙動がその影響因子となっている。我々は TRACE を活用して国内の標準的な 4 ループ PWR を対象に PTS が課題となる起因事象を想定した熱水力解析を行い、TRACE が PTS の状態遷移評価に有用であることを示した[1]。本稿では RPV 構造材に接触する冷却材の熱水力挙動が RPV の温度変化に及ぼす影響を TRACE で評価した伝熱解析について報告する。

2. 解析体系　図 1 に RPV の解析ノーディングを示す。円筒座標系の三次元熱流動を取扱える VESSEL コンポーネントを用いてモデル化する。鉛直方向(level)に 20 分割、径方向(ring)に 4 分割、周方向(sector)についてはダウンカマの多次元流動に着目するため 20 分割としている。RPV 構造材は、内部の熱伝導及び周囲流体との熱伝達計算を取扱える HTSTR コンポーネントを用いてモデル化し、200mm の厚み方向に内壁近傍を 1.25mm 間隔で 8 分割、その他を 10mm 間隔で 19 分割の計算メッシュとしている。解析条件はコールドレグが完全破断する大破断 LOCA を起因事象として設定し、非常用炉心冷却系(ECCS)は蓄圧注入系、高圧注入系及び低圧注入系の作動を想定する。また RPV 内壁における熱水力挙動の影響を詳細に評価するため、①基本ケースに対して②沸騰熱伝達を考慮しないケース、③ダウンカマにおける気液対向流制限(CCFL)を考慮したケースを感度解析として行う。

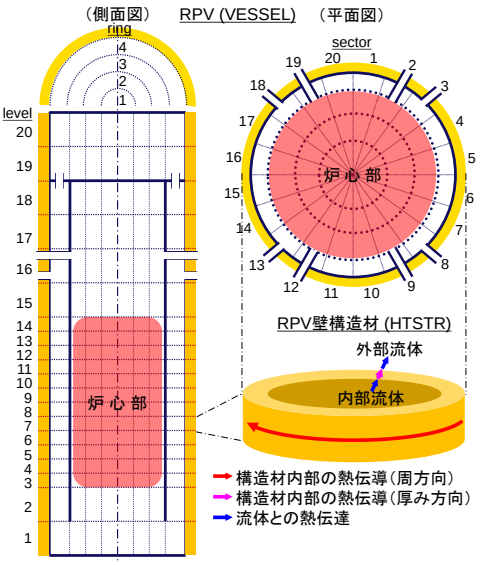


図 1 RPV の解析ノーディング

3. 解析結果及び考察　図 2 に解析結果を示す。上段図は基本ケース①の値を代表として示し、中段図・下段図は破断ループの対向側健全ループにおける RPV 接続口より下方（炉心頂部と同じ高さ）位置の値を代表として示している。破断流量が破断直後をピークに流出を続け、それに伴いダウンカマ水位も下降するが、ECCS の作動により回復し、50 秒を過ぎて各々が概ね一定値で推移するようになる。RPV 内壁温度は破断直後から下降を開始するが、ECCS の作動によりその傾向が急峻となり、40 秒程度の短時間に 150℃以上の温度差が生じている。基本ケース①において RPV 内壁で生じた核沸騰はブローダウン初期の短時間であり、RPV 内壁温度は感度ケース②とほぼ同じで、核沸騰の発生に伴う壁面熱伝達率の変化による影響は小さいと考えられる。一方、感度ケース③では、ECCS 流量がまだ大きい時間帯に RPV 内壁温度が急上昇に転じており、その後も上下動しながら推移している。これは核沸騰状態と熱伝達率の低い遷移沸騰状態を繰り返していることによるもので、CCFL によって RPV 内壁への液相接触が阻害されていると考えられる。

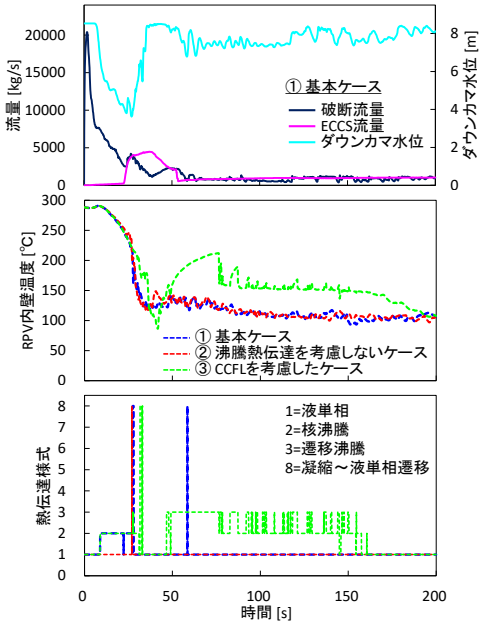


図 2 解析結果

4. 結論　TRACE コードを用いた原子炉プラントの事故解析により、PTS の最適評価に資する RPV 内壁の熱水力挙動を詳細に反映した構造材内温度分布の時間的・空間的変化を評価できることを確認した。

参考文献　[1] 大川、古谷、日本原子力学会 2023 年春の年会、2J10.

*Riichiro Okawa[1],　Masahiro Furuya[1,2]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry,　[2]Waseda University

液体ナトリウム噴流の分裂特性に関する数値シミュレーション

Numerical Simulation of Breakup Characteristics of Sodium Liquid Jet

*孫 国富[1]，山下 晋[2]，大川 富雄[1]，吉田 啓之[2]
[1]電気通信大学，[2]日本原子力研究開発機構

ナトリウム冷却高速炉(SFR)における冷却材漏えい時の燃焼解析手法の高度化に向け、円柱型液体ナトリウム(Na)噴流の落下に伴う分裂挙動のシミュレーションを実施した。

キーワード：高速炉，液体ナトリウム，数値計算，噴流，分裂特性，JUPITER

1. 緒言

SFR における冷却材漏えい事故では、漏えいした液体 Na が床や他の装置に衝突し、多くの飛散液滴が生成される。液滴の生成は Na と空気の接触面積を著しく増加させ、事故の危険性を高めるため、固体表面に衝突した際の Na 噴流の液滴飛散現象を解明することは、冷却材漏えい事故の燃焼解析にとって極めて重要である。本研究では、落下する Na 噴流のシミュレーションを行い、計算結果を実験の外挿値と比較することで、代替流体（水、エタノール及びグリセリン溶液）を用いた実験結果の、実機条件(液体 Na)に対する適用性を確認する。本報では、低中流速 Na 噴流の分裂挙動に関するシミュレーション結果を報告する。

2. 計算方法

原子力機構の大型計算機 SGI8600 を用いて、多相多成分熱流動解析コード「JUPITER」[1]でシミュレーションを実施した。解析モデルでは、10×10×300 mm の直方体の計算空間において、上境界面中央にある直径 d_0 = 2 mm の円形の流入口から、内部速度分布(Re 数に応じて、ハーゲン・ポアズイユ分布または乱流の指数法則分布)を設定した噴流を流入させた。

3. 解析結果

代替流体の実験において[2]、流速の増加とともに、噴流の分裂領域（フローパターン）は Rayleigh、first wind-induced、second wind-induced の順で遷移した。本報はテーマの初期課題として、Rayleigh 領域（Re<12000）のみの噴流のシミュレーションを実施した。メッシュサイズを d_0/10 とすることで水噴流の落下が再現できたため、同メッシュサイズで Na 噴流のシミュレーションを行い、Na 噴流の最小分裂長さ L_1、最大分裂長さ L_2、衝突頻度 f などの分裂挙動の特徴量を得た。図 1 に示される L_1 と L_2 の計算結果を代表として、シミュレーション結果は、代替流体実験の外挿値に一致した。これにより、Rayleigh 域の噴流に限り、水、エタノール及びグリセリン溶液による実験結果から Na 噴流の分裂挙動を予測できると考えられる。

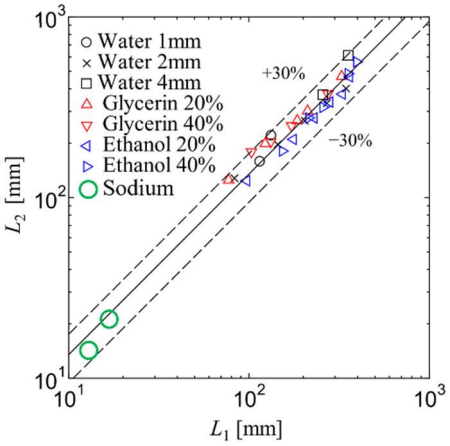


図 1 : 計算と実験における L_1 と L_2 の値

3. 結言

Rayleigh 域の噴流に限る場合、JUPITER を用いた数値シミュレーションまたは代替流体を用いた実験結果によって、Na 噴流の分裂挙動を予測できることを示した。今後の検討では、中・高流速噴流の落下挙動及び Na 液滴の水平板衝突のシミュレーションが重要である。

参考文献

[1] Yamashita et al., Nuclear Engineering and Design, 2017, 322: 301-312.
[2] Zhan et al, Experimental Thermal Fluid Science 112 (2020) 109953.

*Guofu Sun[1], Susumu Yamashita[2], Tomio Okawa[1], Hiroyuki Yoshida[2]
[1]The University of Electro-Communications, [2]Japan Atomic Energy Agency.

格納容器雰囲気の熱流動に対する輻射伝熱モデルの影響評価

Evaluation of the influence of radiation heat transfer models
on thermal hydraulics in containment vessel atmospheres

*山下 晃澄[1]，石垣 将宏[1]，安部 諭[2]，相馬 秀[2]，柴本 泰照[2]，永井 亨[3]
[1]福井大学，[2]JAEA，[3]名古屋大学

二次元矩形体系のベンチマーク解析及び大型格納容器実験装置を用いた高温ジェット実験結果に対する輻射伝熱モデルの検証を行い、特に水蒸気が輻射伝熱に与える影響を調査し、原子炉格納容器内の熱流動解析に対するモデル間の特性を評価する。

キーワード：輻射，OpenFOAM，格納容器，CFD

1. 緒言 軽水炉事故時に発生する水蒸気は気体でありながら輻射伝熱に影響することが知られているが、従来多くの格納容器熱流動解析ではこの効果は無視され、定量的な評価も十分ではない。本研究では 3 つの輻射伝熱モデルに対して幾何形状等を変えた解析を行い、その影響を考察する。

2. 解析手法 解析は、二次元矩形体系のベンチマーク及び JAEA の CIGMA 装置の高温蒸気ジェット実験[1]を対象とした。使用した輻射伝熱モデルは P1 モデル[2]、有限体積離散化座標モデル（fvDOM）[2]、モンテカルロモデル[3]の 3 つで、気体の放射率と吸収率は、定常モデル、ワイドバンドモデル、SNBCK モデルを適用した[2]。解析には OpenFOAM と containmentFOAM[3]を用いた。

3. 結果と考察 図 1 は水蒸気で満たされた矩形空間内の解析の高さ中心での水平方向の温度分布である。底面を温度 1000K、それ以外の壁は 400K で冷却するディリクレ条件を設定した。容器中央部と側壁面間で最大温度差を示したのは fvDOM とワイドバンドモデルの組み合わせであり、輻射伝熱モデル無しのケースと比べて約 130K の温度差を示した。その結果、自然対流で駆動されるキャビティ内の速度分布、密度分布、圧力分布にも差がみられた。図 1 には示していないが、同じ体系で実施した Hajji らの解析[4]で示されるカラーコンター図と比較したところ、本ケースでは fvDOM と定常モデルの組み合わせが温度分布を最もよく再現した。輻射伝熱は形状の影響を大きく受けるため、今後、より実際の格納容器の形状に近い CIGMA 内の熱流動に対しても同様に解析を行い、解析精度、温度分布の比較により輻射伝熱モデルの格納容器内の熱流動解析への影響評価を行う。CIGMA の解析結果は口頭で発表する。

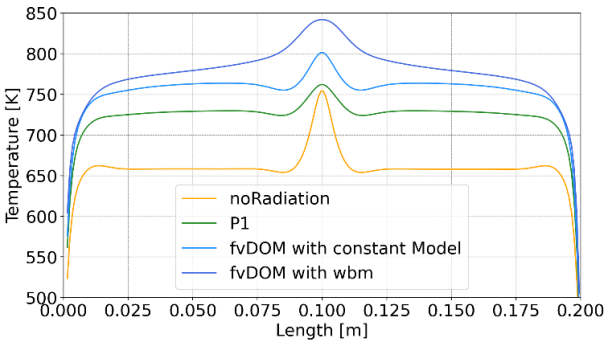


図 1 水平方向の温度分布　y = 0.05 m

4. 結言 水蒸気の輻射吸収効果により格納容器内の温度分布が平坦化し、輻射熱伝達と放射・吸収率のモデルの組み合わせによって定量的に有意な温度差が示された。今後 CIGMA 実験結果を検証データとした数値解析を実施し、モデル妥当性を検証する予定である。

謝辞 本研究の成果は名古屋大学のスーパーコンピュータ「不老」の名古屋大学 HPC 計算科学連携研究プロジェクトの支援によるものです。本研究では参考文献[1]の成果の一部を参照しました。

参考文献 [1] 原子力規制委員会，「平成 30 年度原子力規制庁委託成果報告書原子力施設等防災対策等委託費（軽水炉のシビアアクシデント時格納容器熱流動調査）事業に関する報告書」，平成 31 年 3 月. [2] M.F. Modest et al., Radiative Heat Transfer, Elsevier Inc., 987, 2022. [3] X. Liu, et al., Nucl. Eng. Des., 390, 15, 2022. [4] Hajji, F. et al., Proc. of CEFSD'2015, March 16-18, 2015, Hammamet, TUNISIA.

---

*Akisumi Yamashita[1], Masahiro Ishigaki[1], Satoshi Abe[2], Shu Soma[2], Yasuteru Sibamoto[2] and Toru Nagai[3]
[1]Univ. of Fukui, [2]JAEA, [3]Nagoya Univ.

気液二相流動リアルタイムシミュレータの開発

Development of a gas-liquid two-phase flow real-time simulator

*斎藤　海希[1]，金井　大造[1]

[1]電中研

気泡の合体・分裂・変形は非常に複雑な現象であり、さらにこれらが高い頻度で起こる気泡群体系では、数値解析による流動場の予測が難しく、解析には多大な時間が必要とされる。本研究では、機械学習を用いてナビエストークス方程式を高速に解くことで、リアルタイムでの気液二相流動シミュレーションを可能とする手法の開発を進めている。本報では、その開発状況について報告する。

キーワード：気液二相流動，機械学習，リアルタイムシミュレーション

1. 緒言

本研究では、粒子法に機械学習を用いて物理計算を高速化するシミュレータエンジンを軸に、気液二相流動モデルの開発及び実験データとのデータ同化を行うフレームワークの構築を実施してきた[1]。この中で、抽出された諸課題について改良を進めている。特に、境界条件となる気泡の流入と流出のアルゴリズムの改良により計算の安定性が大幅に向上した。さらに、条件設定機能を拡充させ、柔軟性・汎用性を高めた。

2. シミュレータの改良

2-1. 気泡発生・消滅アルゴリズム

気泡の流入と流出は、気相粒子の発生と消滅により計算される。以前のモデルでは、これ関して計算の安定性に課題があった。そこで、容器下部から流入させる気相について、一定のボイド率を持つ領域で粒子をランダムに生成するとともに、水面近くの領域に達した際に各粒子には寿命を割り当てることで、ノズル直後及び液面から出た後の気相粒子挙動の安定性も向上した。発生した気相粒子には初期速度（v_{assign}）を与え、必要に応じて周囲の液相粒子にも重みづけ(w)をした速度$v_{new} = w\,v_{old} + (1-w)v_{assign}$を与えた。

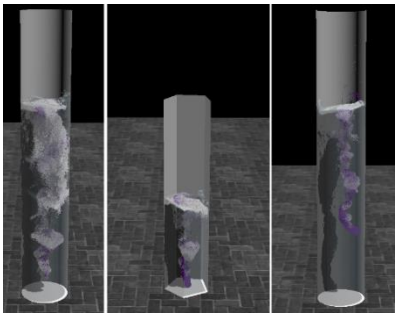


図１　シミュレーション例

2-2. セットアップ機能の拡充

浮力、張力などに関する液相と気相に関するパラメータや気相流入条件(入口径、速度など)に加えて、初期水位や容器の形状、サイズ、気相流入口の位置をインタラクティブに変更できるようにした（図１)。

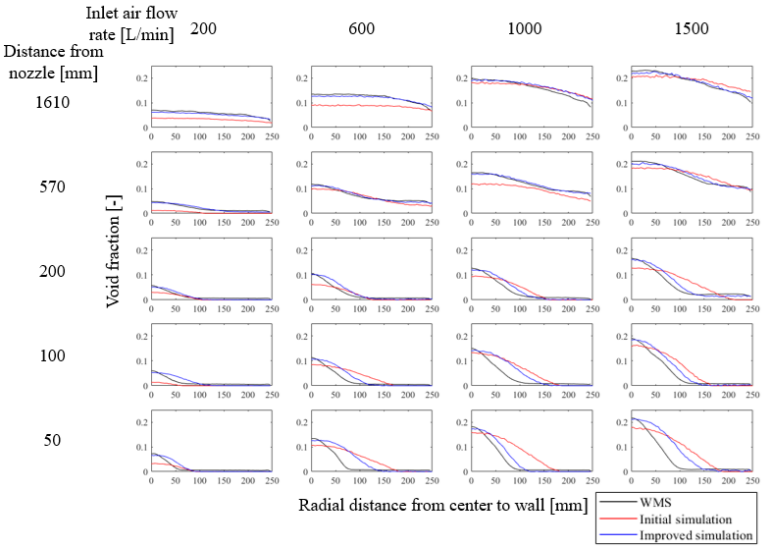


図２　実験データと改良前後のボイド率分布の比較

3. 結論

いくつかの改良により、シミュレータの安定性と汎用性が大幅に改善し、ワイヤメッシュセンサ（WMS）計測との整合性も向上した（図２)。今後、データ同化の活用によるさらなる精度向上および実際の計測データとの比較による妥当性確認を進める。

参考文献

[1] 斎藤 海希，金井 大造，日本原子力学会 2023 年秋の大会 2G14 (2023).

*Miki Saito[1] and Taizo Kanai[1]　　[1]CRIEPI

先進的核熱連成シミュレーションシステムの開発
（12）LDV を用いた燃料バンドル内気液二相流測定技術の不確かさ検討

Development of Advanced Neutronics/Thermal-Hydraulics Coupling Simulation System

(12) Uncertainty Evaluation in Developed Measurement Method for Gas-Liquid Two-Phase Flow inside a Fuel Bundle Using LDV

*小野　綾子[1]，岡本　薫[2]，牧野　泰[2]，細川　茂雄[3]，吉田　啓之[1]

[1]JAEA，[2]NDC，[3]関西大学

レーザードップラー流速計（LDV）とフォトダイオード（PD）を組合せた二相流計測手法について、信号の処理法や気泡の特定方法から生じる不確かさについて評価するために LDV 光路シミュレーターを作成した。

キーワード：二相流計測技術、気泡流、燃料集合体、核熱カップリング、詳細熱流動解析コード、不確かさ評価

1. 緒言

JAEA で開発を進めている核熱連成コード内で用いる解析コードの妥当性確認のために、LDV と PD を組合わせて、サブチャンネル内の分散性気泡流を非接触で計測する方法を開発している[1]。本報では、計測手法において、信号データの処理方法や気泡の特定方法から生じる不確かさを評価するために作成した LDV 光路シミュレーターについて報告する。

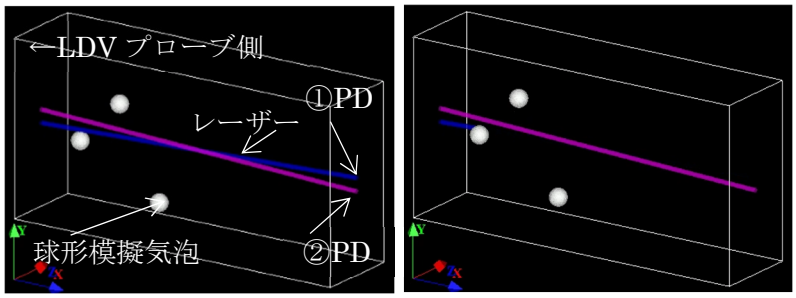


図１　開発した LDV 光路シミュレーターで球形気泡を通過させた場合の様相

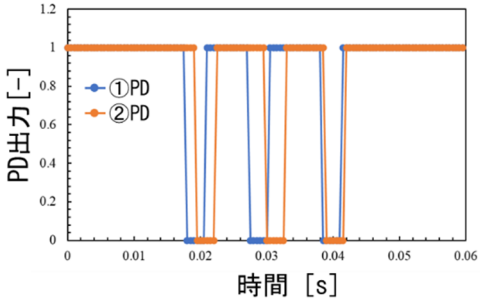


図２　PD から得られる信号

2. 計測手法の不確かさ評価のための LDV 光路シミュレーター

LDV の仕様（レーザー径：250μm、交差角度：4.302°）を再現するように、レーザー光路を解析領域内にセットする。二相流解析コードで得られる VOF 値分布を入力データとし、解析体系中に気泡流を再現する。気泡がレーザーを横切る際に、レーザー光は遮断され PD には到達しないものとする。屈折および反射は考慮しない。LDV から PD までのレーザー光の変化を評価し、PD 位置へ到達したレーザー光を受光信号として出力する。図１は、３つの球形気泡を動かし、中央の気泡がレーザー光を遮断する様相である。３つの気泡の移動に対応し、図２に示すような PD 側の出力が得られる。開発中の二相流計測手法では、通過する気泡と LDV 計測体積の位置関係によって、２つの PD で受光が遮断される信号に時間差が生じることで、LDV 計測体積を通過する気泡を特定することができるが、図２における PD 信号は通過位置に応じた時間差が生じており、提案する計測手法を良く模擬していることが分かる。

3. 結論

LDV による二相流計測手法の信号処理や気泡特定法に起因する不確かさを評価するために、LDV 光路シミュレーターを開発し、模擬的な球形気泡に適応し妥当な結果を得た。今後は、本シミュレーターを JUPITER コードによる気泡流解析結果に適用し、気泡形状や気泡数に応じた不確かさ評価を行う。

参考文献　[1] 小野ら，日本原子力学会 2023 年秋の大会，2G11.

*Ayako Ono[1], Kaoru Okamoto[2], Yasushi Makino[2], Shigeo Hosokawa[3], Hiroyuki Yoshida[1]

[1]JAEA, [2]NDC, [3]Kansai Univ.

密度成層流における拡散挙動の実験と数値解析の比較

Experiment and CFD analysis of diffusion behavior in density stratified flow

*飯山 継正 [1], 新井 崇洋 [1], 大川 理一郎 [1], 古谷 正裕 [1]

[1]電力中央研究所

ほう酸水と水の密度成層状態から、ほう酸水の水への連行（接触する流体の一方が他方に取り込まれる現象）を可視観察及び局所導電率からの濃度計測を行い、CFD による連行現象の再現性を確認した。

キーワード：密度成層、連行現象、ほう酸水

1. 緒言

五ほう酸ナトリウム水溶液（以下、「ほう酸水」）などの水より密度の大きい水溶液が原子炉内に注入された場合の拡散挙動の把握は、炉心出力応答などにおいて重要である。本研究では、水（上層）とほう酸水（下層）の密度成層状態から上層の水を水平方向に流し、ほう酸水の水への連行現象を実験と CFD で比較した。

2. 実験

高さ 160 mm、幅 320 mm、奥行 30 mm の水槽に、純水を満たした状態で、水槽下部から水深 148 mm まで濃度 13.4%、比重 1.07 のほう酸水を供給して密度成層状態を作り、上層の純水を水平方向に流速 103 mm/s で流した。ほう酸水には蛍光染料のウラニンを 0.01%混合することで可視化した。図 1 に密度成層状態の可視観察結果を示す。図 1 の A-D 点において局所導電率を計測し、ほう酸水濃度を評価した。

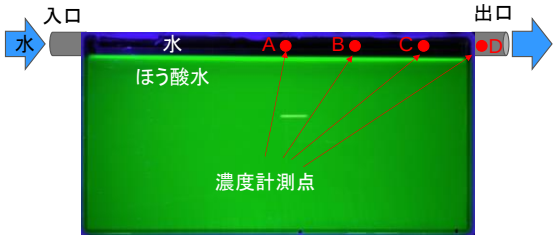


図 1　密度成層状態の可視観察(静定時)

3. 解析

汎用流体解析コード STAR-CCM+を用いて非定常解析を実施した。乱流モデルとして Large Eddy Simulation(LES)を用い、メッシュは多面体で構成されるポリヘドラルメッシュを適用した。メッシュは密度境界付近とそれより上部は 1 mm、密度境界付近より下部は 7 mm を基準サイズとした。

4. 結果

図 2 に局所濃度の時間変化を示す。各点の濃度は、水の流入開始直後は連行現象によって上昇し、時間が経つにつれて、境界面が低下するため、濃度も減少していく様子が実験と CFD で定性的に一致した。D 点では、出口流路に流入する際の流れの乱れによって、混合が促進されるため、濃度が相対的に上昇した。

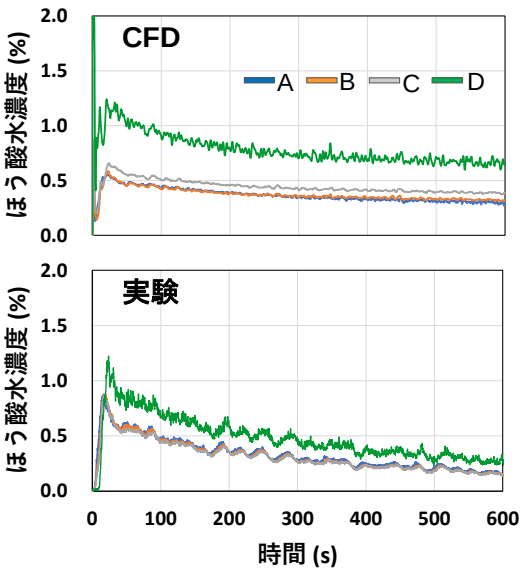


図 2　局所濃度の時間変化

5. 結論

密度成層流における連行現象の可視化実験及び CFD 解析を行った。各点における濃度変化は定性的には一致しており、実験を再現する結果となった。

*Tsugumasa Iiyama[1], Takahiro Arai[1], Riichiro Okawa[1] and Masahiro Furuya[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

BF-GAN: Development of an AI-driven Bubbly Flow Image Generation Model Using Bubbly Generative Adversarial Networks

*Wen Zhou[1], Shuichiro Miwa[1], Yang Liu[2], and Koji Okamoto[1]

[1]The University of Tokyo, [2] Virginia Tech

Abstract: A generative AI architecture called bubbly flow generative adversarial networks (BF-GAN) is developed, designed to generate realistic and high-quality bubbly flow images through physically conditioned inputs, j_g and j_f. 140,000 bubbly flow images with physical labels of j_g and j_f are collected for training data. A multi-scale loss function is then developed, incorporating mismatch loss and feature loss to enhance the generative performance of BF-GAN further. The comparative analysis demonstrate that the BF-GAN can generate realistic and high-quality bubbly flow images with any given j_g and j_f within the research scope, and these images align with physical properties.

Keywords: Bubbly Flow; Deep Learning; Image Generation Model; Generative Adversarial Networks

1. Introduction

AI-based bubble detection, segmentation, and tracking algorithms [1], or conventional computer vision technology have emerged as pivotal research tools for non-invasive detection of bubbly flow characteristics. However, a major challenge remains: the necessity of large quantities of high-quality bubbly flow images as benchmark data. Therefore, a generative AI architecture termed BF-GAN is developed, which is designed to generate realistic and large quantities of high-quality bubbly flow images from physically conditioned inputs, j_g and j_f.

2. Results and discussion

To train the BF-GAN, 52 sets of bubbly flow experiments with varying j_g and j_f are conducted, resulting in a dataset of 140,000 images. A generator developed by NVIDIA is employed to learn the features of bubbly flows. Additionally, a multi-scale loss, encompassing mismatch loss and feature loss, is incorporated into the BF-GAN to further enhance its generative performance. Figure 1 shows the experimental images and the results of BF-GAN generated images under the different conditions. It can be seen that the two are very similar, and the generated images are very realistic.

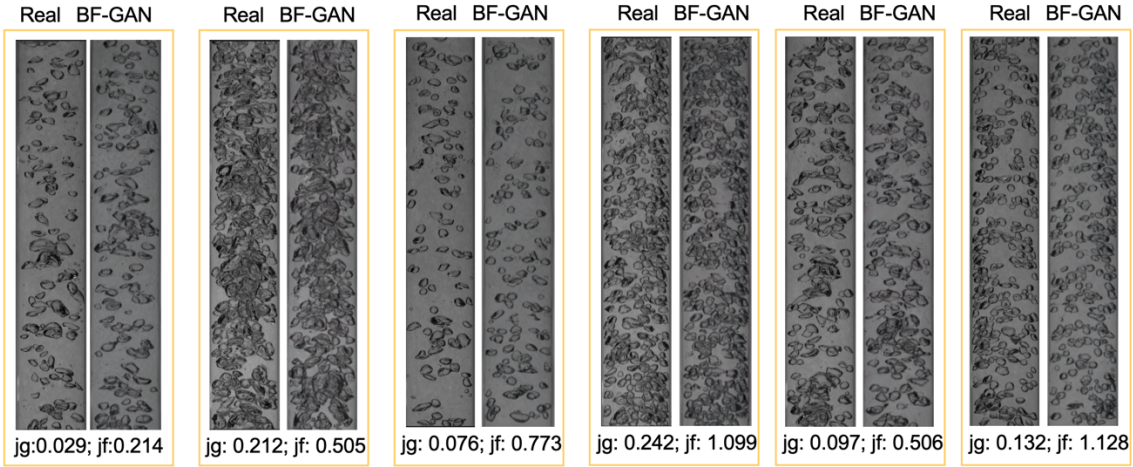


Figure 1. Selected BF-GAN results compared with experiment.

3. Conclusions

In the present study, a generative AI architecture termed BF-GAN is developed to generated realistic and high-quality bubbly flow images, and the generative performance of BF-GAN is validated.

References

[1] Zhou, W., Miwa, S., Tsujimura, R., Nguyen, T. B., Okawa, T., & Okamoto, K. (2024). Bubble feature extraction in subcooled flow boiling using AI-based object detection and tracking techniques. *International Journal of Heat and Mass Transfer*, *222*, 125188.

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

Wed. Sep 11, 2024 2:45 PM - 4:50 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 5:45 AM - 7:50 AM UTC Room I(Recture RoomsB 1F B103)

[1I01-08] PRA Method 1

Chair:Yasuki Ohtori(TCU)

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

[1I01]

Proposal of evaluation method and its calculation example for site specific missile impact probability

*Takahiro Murakami[1], Kota Fujiwara[1], Yasuo Hattori[1], Yuzuru Eguchi[1] (1. CRIEPI)

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

[1I02]

Preliminary result of tornado wind-speed hazard curve with logic tree considering the uncertainty of tornado counts

*Kota Fujiwara[1], Daisuke Nohara[1], Yasuo Hattori[1], Sho Kawazoe[1], Yuzuru Eguchi[1], Hiromaru Hirakuchi[1] (1. CRIEPI)

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

[1I03]

Omitting effect of switching operation between core cooling and heat removal

*Ryotaro Sato[1] (1. TEPSYS)

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

[1I04]

Development of probabilistic risk assessment method considering multi-hazards

Part 5: Proposal on the classification and modeling methods of multi-hazards

*Byunghyun Choi[1], Hideaki Tsutsumi[2], Akemi Nishida[1], Tsuyoshi Takada[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Total Support System Corporation)

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

[1I05]

Development of probabilistic risk assessment method considering multi-hazards

Part 6: Impact assessment of response correlation for multiple equipment on seismic PRA

*Akemi Nishida[1], Byunghyun Choi[1], Kotaro Kubo[1], Kiyotaka Takito[1], Ken Muramatsu[1], Tsuyoshi Takada[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[1I06]

Development of probabilistic risk assessment method considering multi-hazards

Part 7: Preliminary analysis of seismic and tsunami combined hazard PRA

*Kotaro Kubo[1], Ken Muramatsu[1], Kiyotaka Takito[1], Byunghyun Choi[1], Akemi Nishida[1], Tsuyoshi Takada[1] (1. JAEA)

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

[1I07]

Development of Probabilistic Risk Assessment Methods for multiple tanks and multiple events at the Rokkasho Reprocessing Plant

©Atomic Energy Society of Japan

(3) study of the method to assess reprocessing plant risk (case study to over three tanks)

*Kazumi Takebe[1], Masahiro Yamamoto[1,4], Takashi Kodama[1], Futoshi Tanaka[2], Asei Kawasaki[3], Hidetaka Nagata[2], Isao Hongo[2], Makoto Takahashi[4] (1. JNFL, 2. MHI, 3. MHI NSE, 4. Tohoku Univ.)

4:30 PM - 4:45 PM JST | 7:30 AM - 7:45 AM UTC

[1I08]

Development of Probabilistic Risk Assessment Methods for multiple tanks and multiple events at the Rokkasho Reprocessing Plant

(4) Study of methods for assessment the risk importance with the effects of radiation exposure

*Masahiro Yamamoto[1,4], Kazumi Takebe[1], Takashi Kodama[1], Futoshi Tanaka[2], Asei Kawasaki[3], Hidetaka Nagata[2], Isao Hongo[2], Makoto Takahashi[4] (1. JNFL, 2. MHI, 3. MHI NSE, 4. Tohoku Univ.)

4:45 PM - 4:50 PM JST | 7:45 AM - 7:50 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

サイト固有条件を考慮した竜巻飛来物の構造物衝突確率の評価法提案およびその算定例

Proposal of evaluation method and its calculation example for site specific missile impact probability

*村上 貴裕[1]，藤原 広太[1]，服部 康男[1]，江口 譲[1]
[1]電力中央研究所

竜巻 PRA で必須となる飛来物衝突確率の算定に対して、設備や飛来物等のサイト固有条件を反映可能な手法を構築した。さらに、比較的シンプルな体系による試解析を実施した。

キーワード：竜巻，衝突確率，竜巻 PRA

1. 緒言　原子力発電所における竜巻 PRA において、飛来物衝突による設備損傷確率の導出は必須である。米国の先行事例では、竜巻の数・飛来物の数・設備の面積で規格化したパラメータを用いた簡易的な計算式が提案されているが、本計算式及びパラメータの国内プラントへの適用性は明らかでない。

2.評価手法　本手法では飛来物・建屋等を任意の場所に配置する。通常、サイト内の飛来物源は数万から数十万であり、飛来物の衝突確率が小さいことから、統計的に十分な衝突確率を得るには膨大な回数の計算が必要となる。TONBOS(Ver.3.6) [1]により汎用的な PC でも 10^7 個/日程度の軌跡データが作成可能であるが、軌跡データの並行移動と建物等の配置の回転移動によって、任意の竜巻進路における飛散軌跡データを再現することで更なる高速化を図った。また、飛来物の衝突判定は既報[2]のモデル（10^9 個/日程度の処理が可能）を用いた。

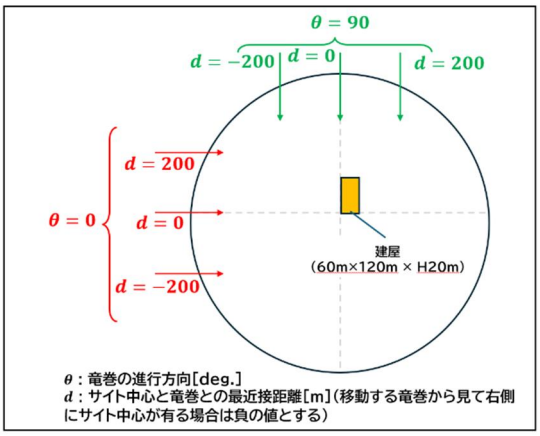


図1 建屋の配置・竜巻進路
上図で定義されるdとθをパラメータとして
$0 \leq \theta \leq 315$（45刻み），$-500 \leq d \leq 500$（50刻み）の竜巻進路で評価
飛来物はサイト内に建屋近傍を除き$10m$間隔で一様配置（約8000個）

3.解析例　直径 1km の円形のサイト内に建屋から離隔距離 10m 以内の範囲を除き、飛来物を一様に配置した条件で 168 個の竜巻（竜巻の特性は固定,F3 相当の竜巻）を発生させ（図 1）、サイト内の建屋に飛来物が衝突する確率を試算した（図 2）。飛来物衝突確率は竜巻の進路に強く依存する様子が示された。また、竜巻の数・飛来物の数・設備の表面積平米で規格化された衝突確率は全 168 個の竜巻の平均値で 7.2×10^{-8}、衝突確率が最も高い進路で 8.3×10^{-7} であった。この値は既往文献[3]で見られる値と同水準である。

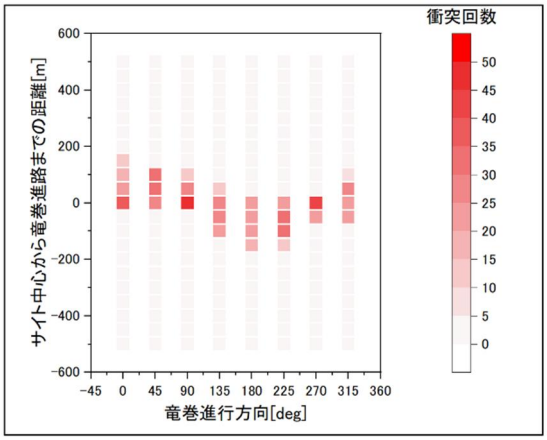


図2 竜巻進路別の飛来物衝突回数
「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド（規制庁）」に記載されているコンテナを飛来物とした場合

参考文献

[1] 江口,他，竜巻による物体の浮上・飛来解析コード TONBOS の開発,電力中央研究所研究報告 N14002

[2] 村上,他、対象物の配置を考慮した竜巻飛来物の衝突確率評価 日本原子力学会 2023 年春の年会, 1D11

[3] EPRI Technical report, High Wind Risk Assessment Guidelines, 2015.

*Takahiro Murakami[1], Kota Fujiwara[1], Yasuo Hattori[1] and Yuzuru Eguchi[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

竜巻風速ハザード評価のロジックツリー構築に向けた、竜巻発生数の不確かさに着目した予備的検討

Preliminary Result of Tornado Wind-speed Hazard Curve with Logic Tree Considering the Uncertainty of Tornado Counts

*藤原 広太[1]，野原 大輔[1]，服部 康男[1]，川添 祥[1]，江口 譲[1]，平口 博丸[1]
[1]電力中央研究所

風速ハザード曲線の算出におけるロジックツリー構築に向けた検討として、竜巻観測データから実際の竜巻発生数を予想する際の統計処理の不確かさ因子を列挙し、各因子が風速ハザードに及ぼす影響を評価した。

キーワード：竜巻風速ハザード，不確かさ，竜巻 PRA

1. 緒言　竜巻 PRA での起因事象の設定には、最適評価の風速ハザード算出が必須であり、ロジックツリーを用いて統計処理における認識論的不確かさに対処する必要がある。竜巻風速ハザードは過去の竜巻データをもとに計算するが、竜巻の観測数と実際の竜巻発生数には乖離があるため、統計処理を用いて予想する。ロジックツリーの分岐を絞り込むべく、当所で開発した領域竜巻風速ハザードモデル (TOWLA)[1]の竜巻発生数の統計処理における不確かさ因子を列挙し、各因子の風速ハザードへの影響を評価した。

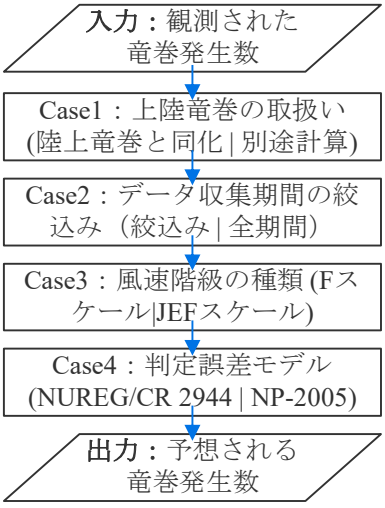
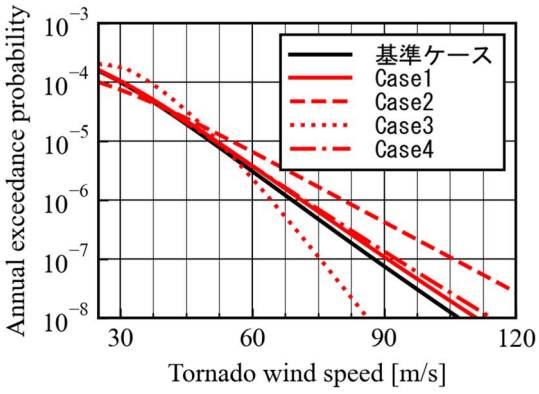


図1. 竜巻発生数計算フローならびにパラメータの設定

2. 評価手法　気象庁の突風データベースに収録された竜巻の観測データを収集し、フジタスケール (F スケール)での観測が実施された 1961/01~2016/03 の観測データのうち、日本海沿岸の海岸線から陸側 5 km 域内で発生した竜巻を抽出した。米国のガイド[2]は、竜巻発生数を設定する際の不確かさ因子として観測技術の向上を考慮したデータ収集期間の絞込み、被害指標を風速に変換する際の風速階級の種類、被害指標の判定誤差を挙げている。加えて、海上発生竜巻の多い我が国固有の問題として、海上から陸上に上陸する竜巻発生数の取り扱いが不確かさ因子として挙げられる。図 1 に示すパラメータを用いてハザード曲線を算出した。図中各項目の括弧内左側が基準ケースのパラメータで、右側がパラスタ評価の対象となるパラメータである。

3. 結果　ハザード曲線の算出結果を図 2 に示す。データ収集期間の絞込みを実施しない場合、観測技術が未発達な期間が評価に含まれるため、竜巻発生数は基準ケースから 1/3 程度に減少した。一方で、全体に占める高風速の竜巻の比率が増大し、低確率での風速が基準ケースより増大した。日本版改良藤田スケール (JEF スケール)の採用は竜巻発生数には大きく影響しなかったが、被害指標を風速に変換する際の風速レンジが狭くなったことで標準偏差が減少し、低確率での風速が基準ケースから著しく低下した。



参考文献

[1] 平口,他，沿岸立地原子力発電所の竜巻風速ハザードモデル TOWLA の開発,電力中央研究所研究報告 O15005, 2016.

[2] EPRI Technical report, High Wind Risk Assessment Guidelines, 2015.

*Kota Fujiwara[1], Daisuke Nohara[1], Yasuo Hattori[1], Sho Kawazoe[1], Yuzuru Eguchi[1], Hiromaru Hirakuchi[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry.

注水機能と除熱機能の交互運転操作モデル化省略時の影響

Omitting effect of switching operation between core cooling and heat removal

*佐藤 遼太朗[1]

[1]（株）テプコシステムズ

原子炉注水と格納容器除熱を両方実施可能な緩和系について、交互運転のモデル化有無による影響を静的 PRA と動的 PRA で確認し，モデル化を省略できるか検討を行った。

キーワード：PRA，交互運転，Switching operation，DPRA

1. 緒言

BWR における残留熱除去系統(RHR)は原子炉注水と格納容器除熱の両機能を有しているが，同時には実施できないことから，複数系列のうち 1 系統のみが健全となった場合は注水と除熱の交互運転が必要である。交互運転の厳密なモデル化は高度なモデリング技術が求められることや計算コストの観点から困難であるため，交互運転のモデル化有無による影響について，簡易モデルを用いて静的 PRA と動的 PRA で評価を行い，モデル化を省略できるか検討した。

2. 評価内容

2-1. 条件設定

簡略化のため 1 系列あたり 1 つのポンプと 2 つのモード（注水モードと除熱モード）を切り替える弁 1 弁からなる緩和系について，注水，除熱いずれかに失敗した場合炉心損傷とした。

使命時間（7 日），ランダム故障の故障率[1]，切り替え操作人的過誤の失敗確率 (1E-3) ，CCF パラメータ[2]については固定とし，緩和系の系列数，起因事象発生頻度およびその従属性，人的過誤の失敗判定（複数回）に注目して炉心損傷頻度の変化を確認した。人的過誤判定を複数回とした解析については静的モデルの保守性を確認するため，動的 PRA (EMRALD: https://emrald.inl.gov/) による評価を追加で実施した。

2-2. 解析結果

起因事象発生頻度を PRA 公開情報ベース（健全 or1 系列故障）としたときの解析結果の例を下表に示す。

系列数	人的過誤判定	解析手法	CDF[/ry]	系列数	人的過誤判定	解析手法	CDF[/ry]
2	省略	静的 PRA	3.17E-4	3	省略	静的 PRA	1.03E-4
2	複数回	静的 PRA	7.79E-4	3	複数回	静的 PRA	1.30E-4
2	複数回	動的 PRA	5.96E-4	3	複数回	動的 PRA	1.13E-4
2+注水 1	省略	静的 PRA	3.20E-4	2+注水 1	複数回	静的 PRA	3.23E-4

3. 結論

3 系列のモデルにおける CDF の変動幅は，複数回の人的過誤判定を用いた動的 PRA 解析との結果比較で 10%程度と少ない結果となった。一方，2 系列のモデルでは影響が大きい結果となった。また，注水機能のみを持つ系統を加えた（表 5 行目）場合，2 系列でも影響は+1%程度と大幅に減少した。

参考文献

[1] 国内原子力発電所の PRA 用一般機器信頼性パラメータの推定，電中研, 2021 年 9 月

[2] CCF Parameter Estimate 2020 update, INL, August 2022

*Ryotaro Sato[1]

[1] Tepco Systems Co.

複合ハザードを考慮した確率論的リスク評価手法の開発
（その 5: 複合ハザードの分類方法およびモデル化手法の提案）

Development of probabilistic risk assessment method considering multi-hazards

Part 5: Proposal on the classification and modeling methods of multi-hazards

*崔 炳賢[1], 堤 英明[2], 西田 明美[1], 高田 毅士[1]

[1] 日本原子力研究開発機構, [2] トータル・サポート・システム

本研究では、複合ハザードを考慮した確率論的リスク評価（PRA）手法の開発を進めている。本稿では、複合ハザードの分類方法及びモデル化、スクリーニング方法について、整理・提案した内容を報告する。

キーワード：複合ハザード、確率論的リスク評価、分類方法、モデル化、スクリーニング

1. 緒言

福島第一原子力発電所の事故の教訓の一つとして、地震と津波など複数の異なる影響をもたらす外部ハザード(複合ハザード)を考慮に入れた PRA 手法の開発が必要であることが指摘されている。複合ハザードは、因果関係や時間的な影響によって非常に複雑な現象である。ASAMPSA_E [1]や OECD/NEA[2]など国際的プロジェクトで検討されているが、用語や分類方法についてはまだ統一されていないのが現状である。また、複合ハザードのモデル化やスクリーニング方法についても整理されておらず、合理的な複合ハザードの PRA 手法はまだ実用段階とは言えない。本稿では、複合ハザードの分類方法及びモデル化、スクリーニング方法について検討した内容を報告する。

2. 複合ハザードの分類方法及びモデル化

2-1. 複合ハザードの分類方法

文献調査結果[1, 3]に基づき、重大な災害を引き起こす可能性のある複合ハザードに関連する用語について定義するとともに、その取り扱いを因果関係や時間関係に着目して整理し、一般的な複合ハザードの分類方法を提案した（表 1、図 1)。

表 1. 複合ハザードの分類方法

因果関係＼時間関係		同時来襲	時差来襲
従属事象	因果的事象	地震動と液状化	地震動と津波
	原因共有事象	豪雨と強風	液状化と津波
独立事象		火山噴火と竜巻、地震と竜巻など（分類は継続時間及び発生時点に依存）	

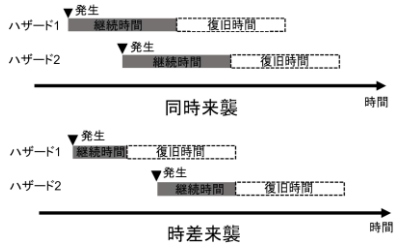


図 1. 同時来襲及び時差来襲のモデル化

2-2. 複合ハザードのモデル化

上記分類方法に基づき複合ハザードの表現方法を検討し、確率論的な数式によるモデル化方法を提案した。

3. 複合ハザードのスクリーニングの考え方

複合ハザードの抽出方法とスクリーニング基準について調査し[1, 4]、提案した。具体例は以下の通り。

- ✓ 相互排他：一方のハザードが起きた時、他方のハザードが起きないというような組合せは排除できる
- ✓ 包含：一方のハザードが他方のハザードの定義に含まれている場合、その組合せは排除できる
- ✓ 進展速度：ハザードの進展速度に対して、十分な対策が可能な時間がある場合、排除できる

4. 結論

本稿では、複合ハザードを考慮した PRA 手法の開発に向けて、複合ハザードの分類方法、モデル化、スクリーニング方法に関する検討で得られた知見を報告した。本研究は、原子力規制庁「令和 5 年度原子力施設等防災対策等委託費（検査のためのリスク評価手法開発）事業」の成果である。

参考文献

[1] ASAMPSA_E (2017): List of external hazards to be considered in ASAMPSA_E. [2] Marina Rowekamp, et al., (2022): Consideration of Combined Hazards Within PSA- A WGEV and WGRISK Perspective, PSAM16, Honolulu, Hawaii, USA. [3] IAEA (2010): Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants, Safety Guide No. SSG-3, Vienna, Austria. [4] EPRI (2015): Identification of External Hazards for Analysis in Probabilistic Risk Assessment.

* CHOI Byunghyun[1], TSUTSUMI Hideaki[2], NISHIDA Akemi[1], TAKADA Tsuyoshi[1]

[1] Japan Atomic Energy Agency (JAEA), [2] Total Support System

複合ハザードを考慮した確率論的リスク評価手法の開発
（その 6: 複数機器の応答相関の地震 PRA への影響評価）

Development of probabilistic risk assessment method considering multi-hazards

Part 6: Impact assessment of response correlation for multiple equipment on seismic PRA

*西田 明美[1], 崔 炳賢[1], 久保 光太郎[1], 滝藤 聖崇[1], 村松 健[1], 高田 毅士[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

本研究では、複合ハザードを考慮した確率論的リスク評価（PRA）手法の開発を進めている。ここでは、原子力施設の地震時 3 次元応答挙動に基づく複数機器の応答相関の地震 PRA への影響評価結果を報告する。

キーワード：確率論的リスク評価、地震 PRA、複合ハザード、3D FE、応答相関

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所事故以降、地震に起因する原子力施設の確率論的リスク評価（地震 PRA）の重要性が注目されている。地震力は多数機器に同時に作用するため、強地震動下のシナリオの詳細分析には、応答や耐力の相関性を考慮した多数機器の同時損傷確率の評価が重要となる。しかしながら、従来の簡易な建屋質点系モデルでは、建屋の局部応答・局部損傷を含めた 3 次元的な詳細な地震時応答を十分に再現できないことから、損傷事象間の相関性の影響を単純化せざるを得なかった。本稿では、原子力施設の機器損傷に関わる建屋床応答に着目し、従来の建屋質点系モデルと局部応答・局部損傷を表現できる建屋 3 次元詳細解析モデルによる機器設置位置の床応答間の相関係数等を算定・比較して両モデルによる地震 PRA 結果への影響の違いを確認するとともに、機器応答の相関の違いによる感度解析を実施し、得られた知見について報告する。

2. 機器応答の相関

仮想原子炉建屋[1]を対象にした 3 次元詳細解析モデル及び質点系モデルを用いて、設計レベルの 3 方向地震動（5 波）を入力とし[2]、地震応答解析を実施した。地震時の複数機器の最大加速度応答から、フロア間および方向別の相関係数を整理した。

3. 機器応答の相関の地震 PRA への影響

図 1 に解析コード SECOM2-DQFM[3]を用いた機器応答の相関の違いによる地震 PRA への影響に関する感度解析結果を示す。低い地震動レベルでの条件付炉心損傷確率（CCDP）は、応答・耐力の完全相関のケースが最大、応答・耐力の完全独立のケースが最小、3 次元詳細解析モデルによる応答相関（耐力は完全独立）を考慮したケースはその中間程度であり、異フロア間の相関考慮効果は限定的であった。

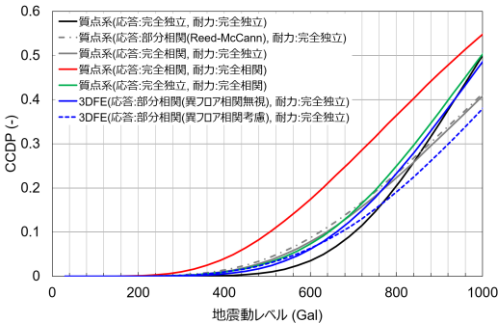


図 1. 機器応答相関に関する感度解析例

4. 結論

本稿では、複数機器の応答相関の取り扱いの違いによる地震 PRA の感度解析結果を報告した。本研究は、原子力規制庁「令和 5 年度原子力施設等防災対策等委託費（検査のためのリスク評価手法開発）事業」の成果である。

参考文献

[1] International Atomic Energy Agency: Review of Seismic Evaluation Methodologies for Nuclear Power Plants Based on a Benchmark Exercise, IAEA TECDOC, No. 1722, (2013). [2] 高田他, ハザード適合地震波の作成方法の違いによる地震波特性の比較, 日本建築学会学術講演梗概集, (2014). [3] 劉他,「地震時システム信頼性解析コード SECOM2-DQFM のユーザーズマニュアル」JAEA-Data/Code 2008-004 (2008).

* NISHIDA Akemi[1], CHOI Byunghyun[1], KUBO Kotaro[1], TAKITO Kiyotaka[1], MURAMATSU Ken[1], TAKADA Tsuyoshi[1]
[1] Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

複合ハザードを考慮した確率論的リスク評価手法の開発
（その 7: 地震と津波の複合ハザードを考慮した PRA の試解析）

Development of probabilistic risk assessment method considering multi-hazards

Part 7: Preliminary analysis of seismic and tsunami combined hazard PRA

*久保 光太郎 [1], 村松 健 [1], 滝藤 聖崇 [1], 崔 炳賢 [1], 西田 明美 [1], 高田 毅士 [1]

[1] 日本原子力研究開発機構

本研究では、複数の外部ハザードの組合せによる炉心損傷リスクを評価可能とするための手法開発の一環として、SECOM2-DQFM をベースとする手法により地震と津波の複合ハザードを考慮した PRA の解析を試みた。提案する方法により、地震と津波の組合せによる条件付炉心損傷確率への影響が分析可能となった。

キーワード：確率論的リスク評価、地震 PRA、津波 PRA、システム信頼性解析

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所事故では、地震による外部電源の喪失と津波による非常用ディーゼル発電機の機能喪失が重畳し、事故対応を困難にさせた。地震・津波複合ハザードについては、機器への地震と津波の組合せの影響を 3 種に分類する評価手順が提案されている[1]。本研究では、地震動依存と津波高さ依存の 2 種のフラジリティが与えられる場合の条件付炉心損傷確率（CCDP）を地震時システム信頼性解析コード SECOM2-DQFM[2]で計算する方法を検討した。

2. 方法

本研究では、一般的な BWR-5 の地震 PRA モデルをベースに、津波による機器の機能喪失モードを追加し、図 1 に示す建屋等の標高を仮定することにより、津波フラジリティを設定した。起因事象は、地震のみによって発生すると仮定し、原子炉圧力容器破損、大/中/小破断 LOCA 及び外部電源喪失の 5 つについてフラジリティを含めて考慮した。

4. 結果

図 2 に、解放基盤上での地震加速度とある津波高さを仮定した場合の CCDP の計算結果を示す。津波高さが 4 m を超える条件において、海水熱交換器建屋 1 階に設置された非常用補機冷却系が機能喪失することにより、結果的に全電源喪失に至り、大幅に CCDP が上昇する傾向が確認された。

4. 結論

地震 PRA に津波による機器の没水の影響を追加することにより、地震と津波の複合による炉心損傷リスクの計算を試みた。これにより、津波の考慮による CCDP の上昇の原因とその傾向を把握可能とした。

本研究は、原子力規制庁「令和 4 年度原子力施設等防災対策等委託費（検査のためのリスク評価手法開発）事業」の成果である。

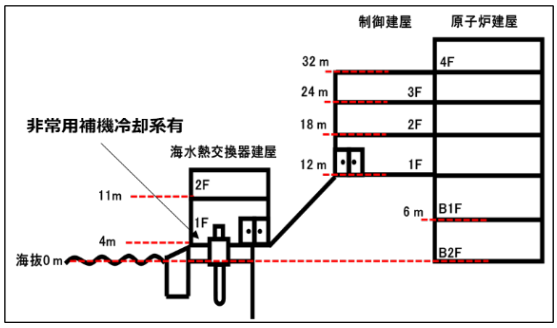


図 1. 想定した建屋配置及び各床高さ

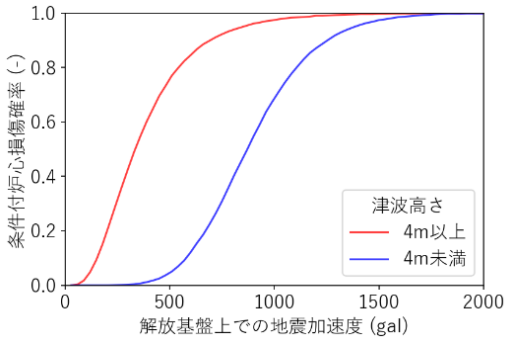


図 2. 地震加速度と CCDP の関係

参考文献

[1] H. Muta, et al., “Development of seismic-tsunami accident sequence analysis methodology”, Proceedings of Asian Symposium on Risk Assessment and Management (ASRAM2018) , 2018.

[2] T. Oikawa, et al., “Development of systems reliability analysis code SECOM-2 for seismic PSA”, Reliability Engineering and System Safety, vol. 62, pp. 251-271 (1998).

* KUBO Kotaro[1], MURAMATSU Ken[1], TAKITO Kiyotaka[1], CHOI Byunghyun[1], NISHIDA Akemi[1], TAKADA Tsuyoshi[1]

[1] Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

六ヶ所再処理施設における複数貯槽・複数事象のリスク評価手法の整備
（3）3 貯槽以上の事故発生頻度評価への拡張検討

Development of Probabilistic Risk Assessment Methods for multiple tanks and multiple events at the Rokkasho Reprocessing Plant

(3) Study of the method to assess reprocessing plant risk (case study to over three tanks)

*武部 和巳[1]，山本 将寛[1,4]，小玉 貴司[1]，田中 太[2]，川﨑 亜星[3]，
永田 英隆[2]，本郷 功[2]，高橋 信[4]
[1]日本原燃，[2]MHI，[3]MHI NS エンジ，[4]東北大学

リスク評価を活用して再処理施設の重大事故に係る設備・操作の脆弱点を同定するため、複数貯槽・複数事象の同時発生頻度の評価手法を検討した。本稿では、前報(2)で確認した 2 貯槽に対する本評価手法の適用性確認結果を受け、3 貯槽以上への拡張方法（合理的な方法検討を含む）の検討結果について報告する。

キーワード：確率論的リスク評価，マルチユニット，マルチイベント，再処理施設

1. 緒言

Multi-unit Event Combination Approach の解析ツール（以下、「MECA」という。）は、2 貯槽の体系を対象としており、3 貯槽以上の体系への適用手法を検討した。また、多数の貯槽の組合せ数が膨大であり全てを詳細に評価することは現実的ではないため、評価貯槽のグループ化及びスクリーニング方法を検討した。

2. 3 貯槽以上の事故発生頻度評価への拡張方法

2 貯槽を対象とした MECA による複数ケースの解析を実施し、全ての解析ケースを統合して 3 貯槽以上の評価を行うに当たっての課題抽出と対応を検討し解決の見込みを得た。主な課題と対応は以下。

課題(1)：各解析ケースにおける貯槽の組合せ方により、定義できない共通事象が発生する可能性

対応：MECA による解析を 1 貯槽毎に実施し、他の貯槽との共通事象全てを網羅するよう定義

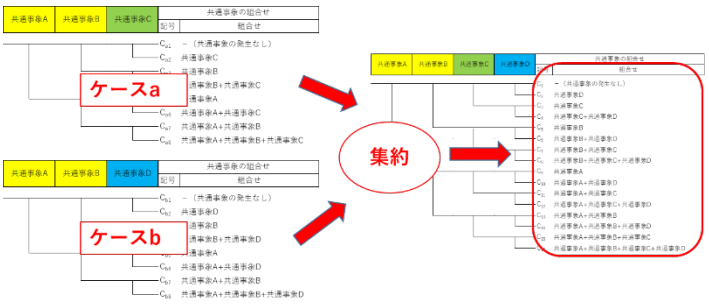
課題(2)：複数の MECA の解析結果から、全ての共通事象を考慮した共通事象の組み合わせをどのように生成するか、生成した共通事象の組み合わせに対する条件付き確率の対応付け

対応：MECA の解析ケースを集約し同時発生頻度を評価。

①各 MECA の解析ケースで生成された共通事象の組合せを集約（右図参照）

②集約した共通事象の組合せの発生頻度を算出

③生成した共通事象の組合せに対し、各 MECA の解析ケースから得られた各貯槽の条件付き確率を割り当て



3. 評価貯槽のグループ化、スクリーニング及び統合の方法

合理的な評価を行う観点から、評価貯槽のグループ化、スクリーニング及び統合の方法を検討した。

①設備や緩和操作の共通性を考慮し貯槽をグループ化

②事象顕在化までの時間余裕、放射性物質放出時の被ばく影響により貯槽グループをスクリーニング

③起因事象の発生、事象進展の観点で従属性の高い貯槽グループを統合

---

*Kazumi Takebe[1], Masahiro Yamamoto[1,4], Takashi Kodama[1], Futoshi Tanaka[2], Asei Kawasaki[3], Hidetaka Nagata[2], Isao Hongo[2] and Makoto Takahashi[4]

[1]JNFL, [2]MHI, [3]MHI NSE, [4]Tohoku Univ.

六ヶ所再処理施設における複数貯槽・複数事象のリスク評価手法の整備
（4）被ばく影響を考慮した重要度の評価方法の検討

Development of Probabilistic Risk Assessment Methods for multiple tanks and multiple events at the Rokkasho Reprocessing Plant

(4) Study of methods for assessment the risk importance with the effects of radiation exposure

*山本 将寛[1,4]，武部 和巳[1]，小玉 貴司[1]，田中 太[2]，川﨑 亜星[3]，
永田 英隆[2]，本郷 功[2]，高橋 信[4]
[1]日本原燃，[2]MHI，[3]MHI NS エンジ，[4]東北大

リスク評価を活用して再処理施設の重大事故に係る設備・操作の脆弱点を同定するため、複数貯槽・複数事象の同時発生頻度の評価手法を検討した。

本稿では、事故時の被ばく影響を考慮した重要度の評価方法を検討した結果について報告する。

キーワード：確率論的リスク評価、マルチユニット、マルチイベント、再処理施設、リスク重要度

1. 緒言

再処理施設では、重大事故の発生を想定するリスク源（貯槽）に応じて被ばく影響が異なるため、リスク評価の実施にあたっては、被ばく影響を考慮した重要度を評価できる手法を整備する必要がある。今般、非軽水炉を対象とする米国の PRA 標準 [1]を参考に評価手法を検討し、2 貯槽を対象として試解析を実施した。

2. 被ばく影響を考慮した重要度の評価方法の検討

2-1. 米国 PRA 標準における評価手法および再処理施設の PRA モデル上考慮すべき事項

先述の米国 PRA 標準では、被ばく影響を考慮した重要度の評価方法として、「手法① 放出シーケンス毎に被ばく影響で重みづけする方法（各放出シーケンスのリスクを合計することで施設全体の被ばく影響リスクを算出し、それに対する当該基事象の重要度を評価）」および「手法② 所定以上の被ばく影響がある事故シナリオの発生頻度に対する寄与割合を評価する方法（被ばく影響の大きさを複数の区分に分割して区分毎の発生頻度を算出し、発生頻度に対する当該基事象の重要度を区分毎に評価）」の 2 点が提案されている。

また、再処理施設の PRA モデルでは、共通事象（複数の貯槽・事象に影響を与える基事象）および個別事象（単独の貯槽・事象に影響を与える基事象）が存在する。今般、重要度を「被ばく影響リスク・発生頻度に対する当該基事象の FV 重要度」と定義して、共通事象および個別事象それぞれの評価方法を検討した。

2-2. 共通事象に係る重要度

単独の貯槽に係る RiskSpectrumPSA の解析結果および Multi-unit Event Combination Approach を用いることで、手法①および手法②ともに、重要度を算出できる見通しを得た。

2-3. 個別事象に係る重要度

手法①については、2-2.と同様に重要度を算出できる見通しが得られた。一方、手法②の課題として、重要度の算出過程を明らかにできたものの、算出には「当該個別事象の非信頼度をゼロとした場合の被ばく影響区分別の発生頻度」の取得が必要であり、そのために膨大な量の計算が必要と判明した。

3. 結言

非軽水炉を対象とする米国 PRA 標準を参考に、被ばく影響を考慮した重要度の評価方法を検討した。今後、手法②の課題解決とともに、3 貯槽以上が対象の重要度評価について、前報を踏まえ検討を進める。

参考文献

[1] ASME/ANSRA-S-1.4-2021：Probabilistic Risk Assessment Standard for Advanced Non-Light Water Reactor Nuclear Power Plants

*Masahiro Yamamoto[1,4], Kazumi Takebe[1], Takashi Kodama[1], Futoshi Tanaka[2], Asei Kawasaki[3], Hidetaka Nagata[2], Isao Hongo[2] and Makoto Takahashi[4]

[1]JNFL, [2]MHI, [3]MHI NSE, [4]Tohoku Univ.

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

Wed. Sep 11, 2024 2:45 PM - 4:50 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 5:45 AM - 7:50 AM UTC Room K(Recture RoomsB 2F B200)

[1K08-15] 1F Waste 2

Chair:Masahiko Nakase(Tokyo Tech)

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

[1K08]

Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(44) Investigation of solidificaiton range for simulated sludge containing ferrocyanide

*Takumi Taniguchi[1], Ryo Kuramochi[1], Ryo Sakamoto[2], Norihisa Osawa[2], Yoshihisa Kaneda[2], Kazuki Matsuzawa[3], Takeshi Yamamoto[3], Ryoichiro Kuroki[1], Takashi Okada[1], Yukihiko Yoshida[1] (1. JAEA, 2. Taiheiyo Consultant, 3. CRIEPI)

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

[1K09]

Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(45) Investigation of simple evaluation methods of hydrogen gas generation for the purpose of establishing a feasibility test method for room temperature solidification

*Koki Shimizu[1], Ryo Kuramochi[1], Mayu Enomoto[1], Saori Matsumoto[1], Takumi Taniguchi[1], Ryoichiro Kuroki[1], Takashi Okada[1], Yukihiko Yoshida[1], Takeshi Osugi[1] (1. JAEA)

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

[1K10]

Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(46) Criteria for material separation in test methods to verify the possibility of solidification

*Yoshihisa HIRAKI[1], Takumi TANIGUCHI[1], Takashi OKADA[1], Yukihiko YOSHIDA[1], Takeshi OSUGI[1] (1. JAEA)

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

[1K11]

Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(47) Study on simple evaluation method of leaching characteristics in low-temperature solidification possibility

*Norihisa OSAWA[1,2], Yoshihisa KANEDA[1], Ryo SAKAMOTO[1,2], Takumi TANIGUCHI[2], Ryoichiro KUROKI[2], Takashi OKADA[2], Yukihiko YOSHIDA[2], Takeshi OSUGI[2] (1. Taiheiyo Consultant, 2. JAEA)

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

[1K12]

Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(48) Study of Unified Leaching Test for Cement, Glass, and Slag Solidified Body

*Yuta Takahashi[1], Saori Matsumoto[1], Takumi Taniguchi[1], Ryoichiro Kuroki[1], Takashi Okada[1], Yukihiko Yoshida[1], Takeshi Osugi[1] (1. JAEA)

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

[1K13]

©Atomic Energy Society of Japan

Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
(49) Evaluation of long-term alteration and acceleration of crystalline phase transformation of room temperature treated materials by efflorescence test

*Saori Matsumoto[1], Ryo Kuramochi[1], Koki Shimizu[1], Junya Sato[1], Takumi Taniguchi[1], Ryoichiro Kuroki[1], Takashi Okada[1], Yukihiko Yoshida[1], Takeshi Osugi[1] (1. JAEA)

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

[1K14]

Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
(50) Evaluation of long-term alteration and acceleration of cement or Alkali Activated Materialsolidified body promoted by heating cure and accelerated carbonation

*Ryo SAKAMOTO[1,2], Yoshihisa KANEDA[1], Yutaro KOBAYASHI[1], Kazuko HAGA[1], Takumi TANIGUCHI[2], Ryoichiro KUROKI[2], Takashi OKADA[2], Yukihiko YOSHIDA[2], Takeshi OSUGI[2] (1. Taiheiyo Consultant, 2. JAEA)

4:30 PM - 4:45 PM JST | 7:30 AM - 7:45 AM UTC

[1K15]

Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
(51) Crystallization of amorphous phases formed in Alkali Activated Material solidified body (2)

*Yutaro Kobayashi[1], Norihisa Osawa[1,3], Kazuko Haga[1], Yoshihisa Kaneda[1], Chaerun Islam Raudhatul[2,3], Tsutomu Sato[2], Takumi Taniguchi[3], Ryoichiro Kuroki[3], Takashi Okada[3], Yukihiko Yoshida[3] (1. Taiheiyo Consultant, 2. Hokkaido Univ., 3. JAEA)

4:45 PM - 4:50 PM JST | 7:45 AM - 7:50 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発
(44)フェロシアン化物を含む模擬スラッジの低温固化処理適用範囲の検討

Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(44) Investigation of solidification range for simulated sludge containing ferrocyanide

*谷口 拓海[1]，倉持 亮[1]，坂本 亮[1,2]，大澤 紀久[1,2]，金田 由久[2]，松澤 一輝[3]，山本 武志[3]，
黒木 亮一郎[1]，岡田 尚[1]，吉田 幸彦[1]，大杉 武史[1]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]太平洋コンサルタント，[3]電力中央研究所

福島第一原子力発電所の汚染水処理で発生する汚染水処理二次廃棄物に関して、実処理に適用可能な処理技術の抽出を目指して、廃棄物と処理技術の組み合わせを調査している。本報では、除染装置スラッジ(模擬として硫酸バリウムとフェロシアン化物の混合物)に対して低温固化処理(セメント及び AAM 固化)を適用し、廃棄物充填率や配合組成を変化させて安定した固化処理が可能な範囲(固化処理範囲)を調査した。

キーワード：汚染水処理二次廃棄物、セメント固化、AAM 固化、固化処理範囲

1. 緒言

福島第一原子力発電所の汚染水処理で発生する汚染水処理二次廃棄物に関して、実処理に適用可能な処理技術を抽出する手法構築に資するため、各種固化処理技術の適用性評価に必要なデータの取得を進めている。本報では除染装置から発生するスラッジの模擬物を対象に、低温固化処理を適用した場合に十分な流動性やハンドリング時間を確保し、均一で強度を確保した固化体が作製可能となる固化処理範囲について調査した。

2. 材料と試験方法

除染装置スラッジの実廃棄物の分析結果[1]を参考に、硫酸バリウム(以下、BaS)とフェロシアン化物(以下、FCN)を 4:1 の割合で混合したものを模擬スラッジとして使用した。固型化材料として、セメント固化(以下、OPC 固化)では普通ポルトランドセメントと純水を使用した。アルカリ活性材料固化(以下、AAM 固化)ではメタカオリンと高炉スラグを 10：0、6：4 の質量比で混合した 2 種類の粉体及びケイ酸ナトリウム溶液と水酸化ナトリウムを純水に溶解したアルカリ溶液を使用した。OPC 固化では廃棄物充填率及び水/固体比(以下、W/S 比)、AAM 固化では廃棄物充填率、W/S 比及びアルカリ溶液組成を変化させて、混練物の流動性、凝結時間、28 日間養生後の圧縮強度、外観の各基準を満たす組成を調査した。得られた組成から固型化材料と水、模擬廃棄物の割合で表す固化処理範囲を検討した。

3. 試験結果、考察及び結論

固化処理範囲の検討結果を図 1 に示す。流動性による制限を赤線、凝結時間による制限を緑線、圧縮強度による制限を青線、固化体外観による制限を黒線で示しており、基準を全て満足する固化処理範囲(線に囲まれた領域)を見出した。既報の BaS のみを模擬廃棄物とした場合の三角図[2]と比較して、組成に占める水分の割合が増加した。これは BaS の吸水量(0.25 mL/g)に比べて、FCN の吸水量(0.65 mL/g)が大きいことが影響したものと考えている。また、AAM 固化は OPC 固化と比較して、固化処理適用範囲が狭くなった。

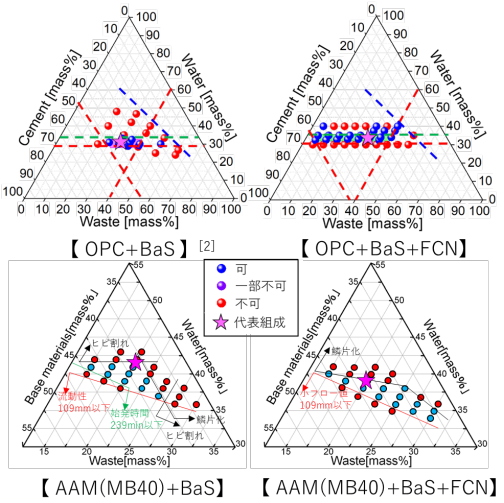


図 1 低温固化可能な組成の範囲

謝辞 本研究は、経済産業省『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]比内ら， 日本原子力学会 2019 年秋の大会, 2B11(2019 年 9 月)
[2]谷口ら， 日本原子力学会 2023 年秋の大会, 2E01(2023 年 9 月)

---

* Takumi Taniguchi[1], Ryo Kuramochi[1], Ryo Sakamoto[1,2], Norihisa Osawa[1,2], Yoshihisa Kaneda[2], Kazuki Matsuzawa[3], Takeshi Yamamoto[3], Ryoichiro Kuroki[1], Takashi Okada[1], Yukihiko Yoshida[1], and Takeshi Osugi[1]

[1]JAEA, [2]Taiheiyo Consultant, [3]CRIEPI.

福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発 （45）低温固化可能性検査手法における水素ガス発生量簡易評価法の検討

Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
(45) Investigation of simple evaluation methods of hydrogen gas generation for the purpose of establishing a feasibility test method for room temperature solidification.

*清水　恒輝，倉持 亮，榎本　真由，松本　早織，谷口 拓海，
黒木 亮一郎，岡田　尚，吉田　幸彦，大杉 武史
日本原子力研究開発機構

廃炉汚染水処理の二次廃棄物の固化体性能に関する簡易評価法(スクリーニング)を構築することを目的に、放射線の影響による固化体からの水素ガス発生量を簡易に評価するため方法を検討している。今回、外部照射施設(Co-60)と汎用の X 線発生装置を用いた照射試験の比較を行い、G 値に与える影響を評価した。
キーワード：汚染水処理二次廃棄物、スクリーニング、放射線分解、水素ガス発生、G 値

1. 緒言

福島第一原子力発電所の汚染水処理で発生する汚染水処理二次廃棄物の固化体性能(水素ガス発生量)は外部照射施設で水素ガス発生量を評価してきた。一方で水素ガス発生量の評価を現地で簡便に評価可能とする合理的な簡易評価法の構築を進めており、実験室内で使用可能な汎用の X 線発生装置を利用した評価法を検討している。既報[1]の外部照射施設で得られた水素ガス発生の G 値と比較し、G 値に与える影響及び本法の適用性を評価した。なお、試料容器は他の簡易評価項目に合わせ、ポリエチレン製の遠沈管を使用した。

2. 試料と試験方法

本試験では、試料に X 線を照射し、発生した水素ガス量を測定した。試料は、普通ポルトランドセメント(以下、OPC)固化体を充填した遠沈管と空の遠沈管を石英製の密閉容器(図 1)に封入したものを使用した。OPC 固化体は、OPC と純水を水セメント比 0.45 にて混練し、混練物を遠沈管に充填し、20℃、28 日間封緘養生し作製した。試料には、図 2 に示す X 線照射装置((株)トーレック製, TRIX-150LEO-SB)の X 線(管電圧 150kV, 管電流 3mA)を照射した。X 線照射後、密閉容器内の水素ガスはガスクロマトグラフ((株)島津製作所製、GC-2014)で測定した。吸収線量は密閉容器に貼付した線量計(ラジエ工業(株)製，Radix W)の吸光度(280nm)を分光光度計(日本分光(株)製，V-550DS)で測定し算出した。水素ガス発生量、吸収線量及び OPC 固化体重量から水素ガス発生の G 値を算出した。

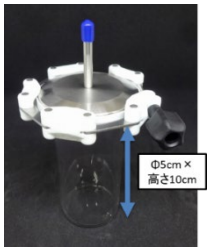


図 1. 密閉容器

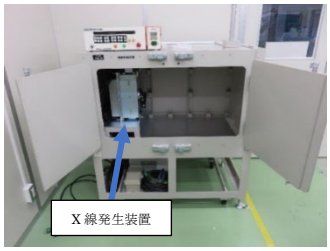


図 2. X 線照射装置

3. 試験結果及び結論

遠沈管(OPC 固化体)と遠沈管(空)の両方から水素ガスが発生したが、遠沈管(OPC 固化体)からは十分な量の水素ガス発生を確認した (表 1)。また、今回の試験条件では、X 線照射装置で得られた G 値は、外部照射施設の結果と比べ、2 割ほど低い結果が得られた(表 2)。G 値が低くなった要因として、X 線照射装置から照射される低エネルギーから高エネルギーの X 線の内、低エネルギーの X 線は物質との相互作用による影響が大きい特徴があるため、線量計や密閉容器、遠沈管に遮蔽され、OPC 固化体の吸収線量が低下し水素ガス発生量が低下したためと考えられる。X 線照射装置を用いて水素ガス発生量を測定し比較することで、現地で簡便に水素ガス発生量を評価する簡易評価法として適用可能であると評価した。

表 1. 各遠沈管からの水素ガス発生量

	水素ガス発生量 [nmol]
遠沈管(OPC 固化体)	0.9
遠沈管(空)	0.4

表 2. 外部照射施設及び X 線照射装置により取得した G 値

	G 値
外部照射施設	0.009
X 線照射装置	0.007

謝辞　本研究は、経済産業省『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］谷口ら，日本原子力学会　2019 年秋の大会，1B12，富山大学　2019 年 9 月

* Koki Shimizu, Ryo Kuramochi, Mayu Enomoto, Saori Matsumoto, Takumi Taniguchi, Ryoichiro Kuroki, Takashi Okada, Yukihiko Yoshida and Takeshi Osugi
JAEA

福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発 (46)低温固化可能性検査手法における材料分離の判定基準の検討

Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
(46) Criteria for material separation in test methods to verify the possibility of solidification

*平木 義久[1]，谷口 拓海[1]，岡田 尚[1]，吉田 幸彦[1]，大杉 武史[1]
[1]日本原子力研究開発機構

汚染水処理から発生する様々な廃棄物に対して、低温処理技術(セメント固化等)による固化処理の適用可能性を簡易に検査する手法を検討している。廃棄物混練時の材料分離は、固化体の品質に影響する。そのため画像判定装置を用いて、セメントと模擬廃棄物の沈降速度差を計測することで、材料分離の影響に関して、混練時に均一な固化体を作製可能か簡易に判定できる方法を整理した。
キーワード：福島第一原子力発電所、汚染水処理二次廃棄物、スクリーニング検査、セメント固化

1. 緒言

福島第一原子力発電所で発生する汚染水処理二次廃棄物に関して、低温処理技術による固化処理の適用可能性検討を行っている。廃棄物の性状は多様であり、化学組成によっては固化しない等で、固化処理が適用できない可能性がある。種々の廃棄物に対し、JIS 規格準拠の混練試験により固化可能性を確認すると膨大な時間を要する。そのため実処理に先立ち、可視画像と熱画像を連続撮影できる画像判定装置を用いて、簡易的に低温固化処理可能性を判定する検査手法を開発している。本研究の過去の試験で、固化体の表層に材料分離が原因とみられる鱗片化があった。材料分離は強度の低下等の原因となり、固化体の品質が確保できなくなる。そのため、材料分離性の確認を検査項目に追加し、普通ポルトランドセメント(OPC)や沈降速度の異なる模擬廃棄物を用いて、廃棄物混練時に均一な固化体を作製可能か判定する評価方法を検討した。

2. 検討手順・試験方法

固型化材料と廃棄物の沈降速度の差が一定以上になると、材料分離が生じると推定し、沈降速度を用いた判定基準値を検討した。はじめに、画像判定装置を用いて、OPC および模擬廃棄物の水中における沈降速度を測定し、その沈降速度差を算出した。ストークスの式によると、沈降速度は対象物の密度および粒子径の影響を受ける。そのため模擬廃棄物は、過去の検討で材料分離が生じた硫酸バリウムのほか、アルミナ、ジルコン、ジルコニア等で、かつ様々な沈降速度となるよう、粒子径の異なるものを数種類用意した。沈降速度は、試料を入れた 50mL の遠沈管に水を 40mL 投入し、振とう後の水中の試料界面を経時的に撮影し、界面の経時変化から算出した。次に、固型化材料(OPC)と模擬廃棄物を液固比 0.429、廃棄物混合率 30mass%で混練した際に、図 1 のように材料分離(ブリーディングの残留、鱗片化等)が発生するかを確認した。試験で得られた沈降速度差と材料分離発生の関係性を整理することで、廃棄物単体の沈降速度測定により、混練時の材料分離発生を判定可能な基準値を検討した。

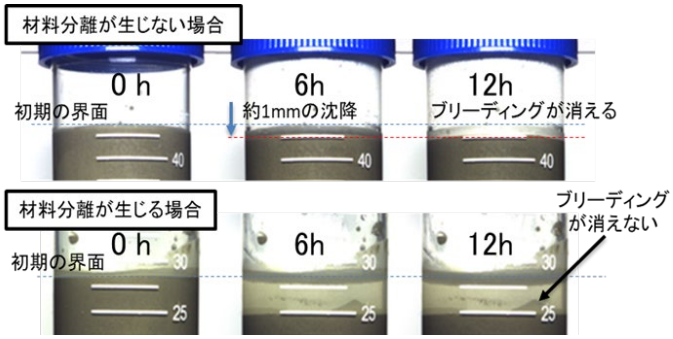


図 1 材料の沈降とブリーディングの様子
(上：OPC、下：OPC+ジルコン(500μm))

3. 試験結果・結論

沈降速度は、OPC が 111 cm/h、模擬廃棄物はアルミナで 34 cm/h、ジルコニアで 372 cm/h 等であった。OPC+模擬廃棄物の混練試験では、沈降速度の差に応じたブリーディングの状態の違いが得られた。模擬廃棄物と OPC の沈降速度差が 190cm/h 以内(アルミナ等)では、混練から 24 時間以内にブリーディングが消失した。一方、沈降速度差が 261cm/h 以上(ジルコニア等)では、24 時間後もブリーディングが残留した。以上の沈降速度差と材料分離発生の関係性から、低温固化処理可能性検査手法における、廃棄物を OPC 混練した際に均一な固化体を作製可能か判定する条件を整理できた。

謝辞 本研究は、経済産業省『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。

* Yoshihisa Hiraki[1], Takumi Taniguchi[1], Takashi Okada[1], Yukihiko Yoshida[1] and Takeshi Osugi[1]
[1]JAEA

福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発
（47）低温固化可能性検査手法における浸出特性簡易評価手法の検討

Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(47) Study on simple evaluation method of leaching characteristics in low-temperature solidification possibility screening

*大澤 紀久[1,2]，金田 由久[1]，坂本 亮[1,2]，谷口 拓海[2]，黒木 亮一郎[2]，岡田 尚[2]，
吉田 幸彦[2]，大杉 武史[2]
[1]太平洋コンサルタント，[2]日本原子力研究開発機構

汚染水処理から発生する様々な廃棄物に対して、低温処理技術（セメント固化等）による固化処理プロセスの適用可能性を簡易に検査（スクリーニング）するため、固化体中の元素浸出性を簡易的に評価する手法について検討した結果の一部を紹介する。

キーワード：低温固化処理，スクリーニング検査，核種浸出性，液固比，接触面積比

1. 緒言　福島第一原子力発電所の汚染水処理において発生する多様な廃棄物に対して、低温固化処理の適用を簡易に判定する検査手法の開発を進めている[1, 2]。その検査手法の 1 つとして、廃棄物をセメントなどで固化した固化体からの核種の浸出特性を簡易的に評価する手法について検討した。

2. 実験　前報の結果[2]を踏まえて、表 1 に示すように、接触面積比を 10 に統一し、試料サイズと液固比を変化させて浸出試験（以下、簡易法）を実施し、ANS 浸出試験（以下、ANS 法）の結果と比較評価した。なお、試験には、模擬核種として、Cs、Sr、Ce、Sn を模擬廃棄物（模擬炭酸塩スラリー：CS）の 0.1 wt.%添加し、28 日間養生したセメント固化体およびアルカリ活性化材料（AAM）固化体を用いた。

表 1　比較した各浸出試験の条件

水準	試料サイズ	液固比	接触面積比
ANS	Φ 50×H 50 mm	7-7.5	10
2023 Case1	Φ 40×H 40 mm	8.6-8.8	
2023 Case2	Φ 30×H 30 mm	11.6-11.9	
2023 Case3	Φ 20×H 20 mm	17.5-17.9	
2023 Case4	Φ 10×H 10 mm	35-36.7	

3. 結果　実施水準の中で最も小さい試料サイズである、2023 Case4 の Cs、Ce の溶出指標：Leachability Index（以下、LI 値）を基準にした比（LI 比）の結果を図 1 に示す。図 1 では、前報と同様に、検出下限値未満のものを 0 に近い数値とするために、検出下限値の 1/100 を代入して LI 比を算出した。また、検出下限値未満の取扱い方法を変更（分析装置の保証値＝検出下限値を代入）して算出した LI 比と、評価時間についての取扱いも変更（試験開始からの浸出時間を 120 時間から 24 時間まで短縮）して算出した LI 比も示した。

図 1 より、検出下限値未満の取扱いを変更することで、溶出率が低い（浸出試験 24 時間で 0.1 %以下）Ce について、ANS 法の結果に近づいた。また、評価時間を 120 時間から 24 時間に短縮することで、溶出率が高い（24 時間の浸出率 20 %以上）Cs についても、ANS 法の結果に近づいた。これらの結果から、2023 Case4 では、容積 50 cc 程度の遠沈管内で簡易的に浸出試験を実施可能であり、核種の浸出特性をスクリーニングする水準として最適であることが示唆された。

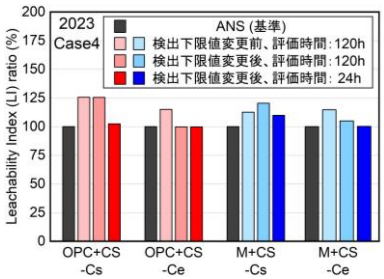


図 1　LI 比の比較結果(2023 Case4)

謝辞　本研究は、経済産業省『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。

参考文献　[1] 田畑 他 (2022), 日本原子力学会 2022 年秋の大会予稿集 3A05
[2] 大澤 他 (2023), 日本原子力学会 2023 年秋の大会予稿集 2E03

*Norihisa Osawa[1,2], Yoshihisa Kaneda[1], Ryo Sakamoto[1,2], Takumi Taniguchi[2], Ryoichiro Kuroki[2], Takashi Okada[2], Yukihiko Yoshida[2] and Takeshi Osugi[2].　[1]Taiheiyo Consultant, [2]JAEA

福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発
（48）セメント、ガラス、スラグに対する統一した浸出特性評価試験

Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(48) Study of Unified Leaching Test for Cement, Glass, and Slag Solidified Body

*髙橋　裕太[1]，松本 早織[1]，谷口 拓海[1]，黒木 亮一郎[1]，岡田 尚[1]，吉田 幸彦[1]，大杉 武史[1]

[1]日本原子力研究開発機構

福島第一原子力発電所の廃炉作業で生じる汚染水処理二次廃棄物をセメント、ガラス、スラグを用いて固化した固化体について，共通的な評価を実現するための浸出試験の検討を行った。セメント固化体、ガラス固化体及び溶融固化体（スラグ）を対象に，統一した試験体系の構築に向けた浸出試験を行い，固化体中の元素の Leachability Index（LI 値）を算出し、各種固化体の浸出特性を比較した。

キーワード： OPC 固化体，ガラス固化体，スラグ固化体，処分環境条件，浸出試験

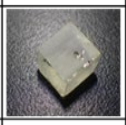
1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉作業で生じる汚染水処理二次廃棄物を普通ポルトランドセメント（OPC）やガラス，スラグ等で固化処理した廃棄体は，処分区分に応じて埋設される。各種固化体の浸出特性は各々に適した温度や浸出液の動きなど，異なる浸出試験方法により得られるため，材料や試験間の浸出率等の比較は難しい[1]。多様な汚染水処理二次廃棄物を既存の処分概念に囚われず合理的に固化処理するために，様々な種類の固化体に対して統一的な性能評価の手法として，OPC 固化体，ガラス固化体及びスラグ固化体を対象に，温度を指標とした試験体系で浸出試験を行い、固化体からの元素の浸出特性を比較した。

2.方法

汚染水処理二次廃棄物に含まれている浸出特性を評価すべき主要な元素としてセリウム，セシウム，スズ，ストロンチウムを選択し，模擬元素を添加した OPC 固化体，ガラス固化体を作製した（表 1）。スラグ固化体は，事業内で提供を受けた Sr を含む金属溶融除染後の模擬スラグを原料として作製した。模擬対象元素の濃度は，過去の報告を参考に[2]，材料配合時に OPC 固化体では 300 mg/kg，ガラス固化体では 3000 mg/kg となるように調整した。スラグ固化体の Sr 濃度は、模擬スラグの波長分散型蛍光 X 線分析の結果に基づいて 8800 mg/kg とした。各固化体は 1cm×1cm×0.5cm に成型し，大気雰囲気下，20, 70, 90, 150℃と異なる温度条件において 28 日間の浸出試験を行った。また，1, 2, 3, 7, 14, 28 日に浸出液を全量回収し，再び純水に浸漬させている。浸出液中の各元素量を測定し，浸出期間と累積浸出量の関係から，ANS/ANSI16.1-2019 に規定された算出方法に従い，LI 値を算出した。

表 1 浸出試験に用いる固化体

	セメント	ガラス	スラグ
作製方法	模擬元素を添加し、混練後切断し成型 20℃で28 d養生	模擬元素を添加して溶融後、切断し成型 1200℃で3h保持	提供を受けたスラグを溶融後、切断し成型 1500℃で3h保持
外観			
模擬元素	Ce, Cs, Sn, Sr (300 mg/kg)	Ce, Cs, Sn, Sr (3000 mg/kg)	Sr（8800 mg/kg） ※XRF分析から計算値

3.結果

各温度条件における Sr の LI 値を図 1 に示す。LI 値は値が大きいほど浸出量が少ないことを示す。各固化体の LI 値は 20℃で最も大きく，浸出しにくいことが分かる。OPC 固化体及びスラグ固化体では 70℃以上の条件では LI 値に大きな変化が観察されなかったが，ガラス固化体は温度上昇に伴い，LI 値が低減した。各種固化体の浸出特性を同じ試験条件で比較することができた。LI 値の各温度、浸出期間の傾向から異なる浸出試験のデータ間の相関性を評価することで統一的な評価手法の実現に向けた検討が行えた。

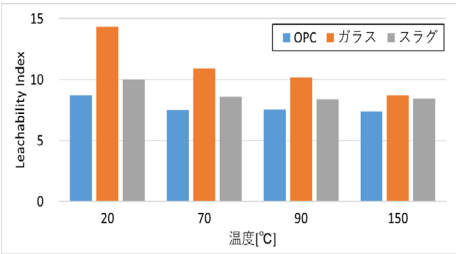


図 1 各温度条件における Sr の LI 値
（左から OPC，ガラス，スラグ）

謝辞　本研究は、経済産業省『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]髙橋ら，日本原子力学会 2023 年秋の大会, 2E04(2023 年 9 月)
[2]金田ら，日本原子力学会 2021 年秋の大会, 3A03(2021 年 9 月)

* Yuta Takahashi[1], Saori Matsumoto[1], Takumi Taniguchi[1], Ryoichiro Kuroki[1], Takashi Okada[1], Yukihiko Yoshida[1], and Takeshi Osugi[1]
[1]JAEA

福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発
(49)白華試験法による低温処理材料の長期変遷と加速度合いに関する検討

Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
(49) Evaluation of long-term alteration and acceleration of crystalline phase transformation of room temperature treated materials by efflorescence test

*松本 早織，倉持 亮，清水 恒輝，佐藤 淳也，谷口 拓海，
黒木 亮一郎，岡田 尚，吉田 幸彦，大杉 武史
日本原子力研究開発機構

汚染水処理で発生する二次廃棄物の固化体の埋設処分後の長期変質に伴う性能変化を評価するため、固化体の長期変質を評価する手法の開発に取り組んでいる。本報では、固化体中の水の移動による鉱物相変化への影響を評価するために白華試験を実施した。固化体中の通過水分量と結晶相の強度比の関係から積算通過水分量に対する鉱物相の生成度合いを比較し、鉱物相の変質を評価した。

キーワード：汚染水処理二次廃棄物、セメント、アルカリ活性材料、白華、長期変質

1. 緒言

福島第一原子力発電所の汚染水処理で発生する汚染水処理二次廃棄物に適用可能な処理技術を抽出するため、固化処理技術の適用性評価に必要なデータの取得を進めている。

これまでに鉱物相の変質に係る因子を調査し、固化体中の水の移動が主要因子の一つとして抽出された。そのため、固化体中の水の移動による鉱物相の変質に及ぼす影響を定量的に評価するために白華試験に取り組んでいるが、前報[1]では、通過水分量が少なく鉱物相に変化が見られないものもあった。本報では、固化体の下部 15mm を純水に浸漬し、浸漬期間をより長期化して積算通過水分量を増加させ、各固化体における積算通過水分量に対する鉱物相の生成度合いを比較した。

2. 材料と試験方法

普通ポルトランドセメント固化体(OPC)、メタカオリン 100%の AAM(M)及びメタカオリンの 40%を高炉スラグに置換した AAM(MB40)の 3 種類を試験に用いた。20°C で 28 日間封緘養生した固化体を 40 mm 角に切断成形し、側面部を樹脂で塗装した。純水を入れた白華試験装置に固化体の下部 15mm を浸漬し、20°C の大気中で保管した。固相を通過した水分は表面から大気中に抜けて水の重量が減少するため、2～3 日間隔で装置全体の重量を計測し、減少分を通過水分量とした。期間は 8, 12, 16, 20, 24 週とし、試験期間毎に通水後の固化体を取り出し、表層①(上面端から 0~5mm)、表層②(上面端から 5~10 mm)及び底層(下面端から 0~5mm)について切り出し粉砕し、X 線回折装置を用いて結晶相を分析した。

3. 試験結果、考察及び結論

OPC では試験前と 24 週経過後の固化体の外観にほとんど違いが見られなかったのに対し、AAM(M)、AAM(MB40)では固化体表面に白色の析出物が観察された。また、表層①,②及び底層の結晶相を調査した結果、OPC では鉱物相の変化が観察されなかったのに対し、AAM(M)、AAM(MB40)では表層①,②において Faujasite の生成が確認された。AAM(M)と AAM(MB40)において、変質の可能性が低いメタカオリン由来の Anatase を内部標準として Faujasite と Anatase の回折強度比を算出した。通過水分量に対する Faujasite/Amatase 回折強度比の関係を図 1 に示す。通過水分量の増加に伴う Faujasite の生成量の関係性が示されるとともに、線形近似曲線の傾きの比較から、AAM(M)と AAM(MB40)では通過水分量に対する Faujasite の生成度合いが異なることが明らかになった。

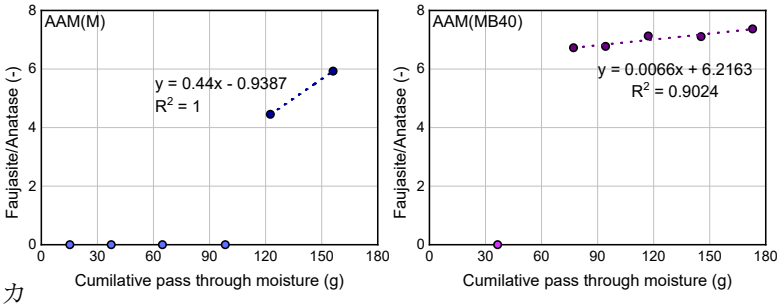


図 1 通過水分量と Faujasite の生成量の関係
(左：AAM(M), 右：AAM(MB40))

謝辞 本研究は、経済産業省『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]佐藤ら, 日本原子力学会 2023 年秋の大会, 2E05(2023 年 9 月)

---

* Saori Matsumoto, Ryo Kuramochi, Koki Shimizu, Junya Sato, Takumi Taniguchi, Ryoichiro Kuroki, Takashi Okada, Yukihiko Yoshida and Takeshi Osugi
JAEA

福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発
（50）加温養生と促進中性化による低温処理材料の長期変質と加速度合の検討

Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station.

(50) Evaluation of long-term alteration and acceleration of cement or Alkali Activated Material solidified body promoted by heat cureing and accelerated carbonation

*坂本 亮[1,2], 金田 由久[1], 小林 佑太朗[1], 芳賀 和子[1],谷口 拓海[2], 黒木 亮一郎[2], 岡田 尚[2], 吉田 幸彦[2], 大杉 武史[2]

[1]太平洋コンサルタント, [2]日本原子力研究開発機構

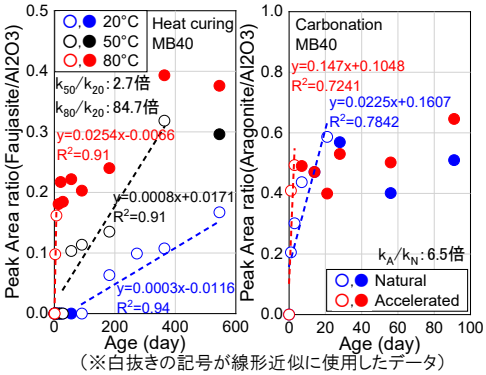
福島第一原子力発電所の汚染水処理から発生する汚染水処理二次廃棄物を低温固化処理した固化体の長期保管時の変質挙動を検討するため、セメントおよび AAM 固化体を作製し、加温養生試験および促進中性化試験により変質を加速させた固化体の生成相を確認した。加速の定量化方法を検討した結果について紹介する。

キーワード：セメント固化，AAM 固化，加温養生，促進中性化，加速

1. 緒言　福島第一原子力発電所から発生する廃棄物の処理方法について、セメント固化と AAM(Alkali Activated Materials)固化の基礎データの取得を進めている[1,2]。本報告では、長期の保管や処分後の固化体の変質挙動を検討する目的で、加温養生および促進中性化させた固化体の生成相を確認し、生成した鉱物の加速度合を定量評価し、加温養生および促進中性化試験の変質の加速試験としての有効性を検討した。

2. 実験　本試験には、セメント固化体(以下、OPC)および AAM 固化体を用いた。AAM 固化体の配合は、メタカオリンと高炉スラグ微粉末の混合割合を 100:0 および 60:40 の 2 条件とした(以下、M、MB40)。作製した固化体を 20 ℃で 28 日間封緘養生後、加温養生および促進中性化試験に供した。加温養生の条件を標準条件(20 ℃)と加速条件(50 ℃、80 ℃)とし、促進中性化の条件を標準条件(20 ℃試験室内)と加速条件(20 ℃、RH60 %、CO_2 濃度 5 %)とした。所定期間経過後に X 線回折試験により生成相を確認し、加速により生成した鉱物相のピーク面積比(生成した鉱物のピーク面積／内部標準物質のピーク面積)と試験期間の関係より、鉱物相の生成開始から生成が収束するまでの立ち上がり期間のピーク面積比を線形近似し、近似式の傾き(速度定数)から加速度合(標準条件に対する加速条件の速度定数)を評価した。

3. 結果　加温養生の M および MB40 では Faujasite、促進中性化の MB40 では Aragonite などが生成し、各鉱物に着目して加速度合を定量的に評価した。一例として MB40 の結果を図 1 に示す。加温養生では、M および MB40 ともに温度の増大に伴い速度定数が増大しており、加速度合は M の 50 ℃で 46.7 倍、80 ℃で 304.3 倍、MB40 の 50 ℃で 2.7 倍、80 ℃で 84.7 倍となった。促進中性化では、MB40 の加速条件の速度定数が標準条件より増大しており、加速度合は 6.5 倍となった。ただし、促進中性化の M では、加速度合を評価する鉱物を選定できず、加速度合の評価ができなかった。一方、OPC の加温養生では Katoite、促進中性化では Vaterite に着目し、加速度合を評価できることが示唆された。



（※白抜きの記号が線形近似に使用したデータ）

図 1　ピーク面積比の経時変化の一例

謝辞　本研究は、経済産業省『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]日本原子力学会 2022 年秋の大会 3A08(2022), [2]日本原子力学会 2023 年秋の大会 2E06(2023)

*Ryo Sakamoto[1,2], Yoshihisa Kaneda[1], Yutaro Kobayashi[1], Kazuko Haga[1], Takumi Taniguchi[2], Ryoichiro Kuroki[2], Takashi Okada[2], Yukihiko Yoshida[2] and Takeshi Osugi[2]

[1]Taiheiyo Consultant, [2]JAEA

福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発
（51）AAM 固化体中の非晶質相の結晶化に関する検討（その 2）

Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(51) Crystallization of amorphous phases formed in Alkali Activated Material solidified body (2)

*小林 佑太朗[1]，大澤 紀久[1,3]，芳賀 和子[1]，金田 由久[1]，Chaerun Raudhatul Islam[2,3]，佐藤 努[2]，
谷口 拓海[3]，黒木 亮一郎[3]，岡田 尚[3]，吉田 幸彦[3]，大杉 武史[3]，
[1]太平洋コンサルタント，[2]北海道大学，[3]日本原子力研究開発機構

福島第一原子力発電所の汚染水処理から発生する廃棄物を低温処理材料で固化処理した固化体の長期保管時や処分後の変質挙動を検討する目的で、AAM（アルカリ活性材料）固化体中の主要生成物である非晶質相を合成し、加温養生を行い、結晶化による生成相の変化と結晶化速度について検討した結果を一部紹介する。

キーワード：AAM 固化，非晶質相，結晶化，結晶化速度，加温養生

1. 緒言　福島第一原子力発電所から発生する廃棄物の処理方法について、セメント・AAM 固化の基礎データの取得を進めている[1]。本報告では、長期保管や処分後の固化体の変質挙動を検討する目的で、AAM 固化体を構成する非晶質ナトリウムアルミノシリケート水和物（N-A-S-H）を合成し、加温による結晶化試験を実施することで、結晶化による生成相の変化と結晶化速度に及ぼす温度および環境条件の影響を評価した。

2. 実験　N-A-S-H の結晶化試験には、既往文献[2]を参考に純薬合成した N-A-S-H①、および本事業の AAM 固化体と同様にメタカオリンを粉体材料とした N-A-S-H②を使用し、それぞれ硬化後に粗砕した試料（粒状試料）および硬化後に所定の寸法に成形した試料（バルク状試料）を作製した。なお、水/固体比および Na/Si モル比はそれぞれ 0.825、0.84 で統一し、Si/Al モル比は 1.2、1.5、1.8 とした。温度条件の影響に着目した粒状試料では試料を袋に密閉し（封緘）、環境条件の影響に着目したバルク状試料では封緘もしくは大気開放（気中）条件とした上で、20 ℃、50 ℃、80 ℃環境下へ移し、所定期間経過後の生成相の変化を評価した。

3. 結果　結晶化試験後の粒状試料では、出発物質や Si/Al モル比の違いに関わらず、全ての温度条件で N-A-S-H の結晶化により FAU 型ゼオライトが生成した。また、50 ℃以上では試験期間の経過に従い、FAU 型から GIS 型にゼオライトの構造が変化する傾向が見られ、Si/Al=1.8 の 80 ℃条件では、出発物質によらず 6 ヶ月以内に FAU 型ゼオライトは消失した（図 1）。結晶化試験後のバルク状試料のうち、粒状試料と同様の封緘条件では、N-A-S-H の結晶化によるゼオライトの生成および相転換が確認された。一方、気中条件では、出発物質や Si/Al 比、試験温度に関わらず全試料で結晶化が生じなかった（図 2）。気中条件では、試験開始時の系内の水分量が封緘条件の 1/2～1/3 程度と試料が乾燥していたことから、N-A-S-H の結晶化において系内の水分量が重要因子であることが示唆された。

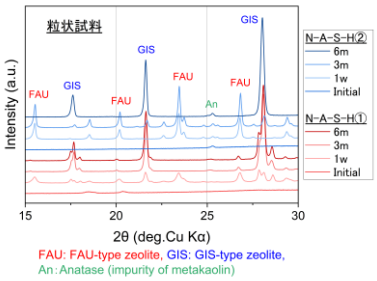


図 1　粒状試料の XRD 同定結果

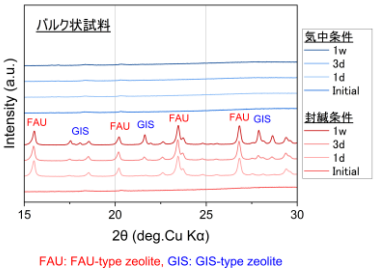


図 2　バルク状試料の XRD 同定結果

謝辞　本研究は、経済産業省『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] 小林他 (2023), 日本原子力学会 2023 年秋の大会 2E07.
[2] Walkley et al. (2016), Dalton Transactions, 45, 5521-5535.

*Yutaro Kobayashi[1], Norihisa Osawa[1,3], Kazuko Haga[1], Yoshihisa Kaneda[1], Chaerun Raudhatul Islam[2,3], Tsutomu Sato[2], Takumi Taniguchi[3], Ryoichiro Kuroki[3], Takashi Okada[3], Yukihiko Yoshida[3] and Takeshi Osugi[3]. [1]Taiheiyo Consultant, [2]Hokkaido University, [3]JAEA

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

Wed. Sep 11, 2024 2:45 PM - 4:55 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 5:45 AM - 7:55 AM UTC Room A(Recture RoomsA 1F A101)

[1A06-13] Contamination Measurement Techniques

Chair:Hideki Tomita(Nagoya Univ.)

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

[1A06]

Development of analysis and estimation techniques to determine the properties of fuel debris

(1)Development of Non-destructive Measurement Method for Fuel Debris

*Shin Takasaki[1], Takahiro Tanaka[1], Keisuke Shimizu[1], Toyonobu Nabemoto[1], Wataru Kawamura[1], Masanori Hatori[1], Itaru Suzuki[1], keisuke okumura[2], yosuke toh[2], taketeru nagatani[2] (1. Tousou Mirai Technology, 2. Japan Atomic Energy Agency)

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

[1A07]

Development of analysis and estimation techniques to determine the properties of fuel debris

(2) Development of active neutron method

*Yosuke Toh[1], Makoto Maeda[1], Masao Komeda[1] (1. JAEA)

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

[1A08]

Development of analysis and estimation techniques to determine the properties of fuel debris

(3) Development of passive neutron technique

*Natsumi Mitsuboshi[1], Taketeru Nagatani[1], Yoshihiro Kosuge[2], Toyofumi Okada[1] (1. JAEA, 2. NESI)

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

[1A09]

Development of analysis and estimation techniques to determine the properties of fuel debris

(4) Development of Muon Scattering Method for Fuel Debris

*naoto Kume[1], yuki nakai[1], kyohei noguchi[1], takuro fujimaki[1], masaki yoda[1], shin takasaki[2], takahiro tanaka[2], toyonobu nabemoto[2] (1. TOSHIBA ENERGY SYSTEMS & SOLUTIONS CORPORATION, 2. Tousou Mirai Technology Co. Ltd.)

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

[1A10]

Study on the Estimation Method of the Contamination Distribution of a Shield Plug Bottom in TEPCO Fukushima Daiichi Power Plant Unit 2

*Ikuo Kanno[1], Keisuke Okumura[1], Taichi Matsumura[1], Eka Sapta Riyana[1], Kenichi Terashima[1], Masahiro Sakamoto[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[1A11]

©Atomic Energy Society of Japan

Verification test of Cooperative Operation Robot system for Radiation Source Exploration: CORRASE

*Mitsuhiro Nogami[1], Yoshiharu Kitayama[2,1], Keitaro Hitomi[1], Baduy Nguyen[1], Yusuke Tamura[1], Ryutaro Kawata[3], Shin-ichiro Kaneko[3], Eiji Takada[3], Tatsuo Torii[4,5] (1. Tohoku Univ., 2. JAEA, 3. NIT Toyama College, 4. Fukushima Univ., 5. Univ. of Fukui)

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

[1A12]

Development of Tungsten Pinhole Collimators for the Portable Gamma-ray Imaging Device GeGI5 and Quantitative Evaluation of Their Effects

*Kiyokazu Tsugane[1], Go Yoshida[1], Hiroshi Matsumura[1], Akihiro Toyoda[1], Hajime Nakamura[1], Kazuyoshi Masumoto[1], Taichi Miura[1] (1. KEK)

4:30 PM - 4:45 PM JST | 7:30 AM - 7:45 AM UTC

[1A13]

Development of a remote alpha/beta detection system and analysis method for alpha/beta classification

*YUKI Morishita[1], hiroko miyamura[1], yuki sato[1], jun matsubara[2], yasue mitsukura[2] (1. JAEA, 2. Keio University)

4:45 PM - 4:55 PM JST | 7:45 AM - 7:55 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発
(1)燃料デブリ等の非破壊計測技術の開発

Development of analysis and estimation techniques to determine the properties of fuel debris

(1)Development of Non-destructive Measurement Method for Fuel Debris

*高崎 新[1]，田中 貴大[1]，鍋本 豊伸[1]，川村 亘[1]，羽鳥 正訓[1]，鈴木 格[1]，
奥村啓介[2]，藤 暢輔[2]，長谷竹晃[2]
[1]東双みらいテクノロジー株式会社，[2]JAEA

燃料デブリ中に含まれる核燃料物質の量を非破壊で計測推定できる技術が確立されていない。この技術は，その精度次第では計測対象の性状把握や燃料デブリの仕分けに利用できる可能性がある。

本報告では，燃料デブリの非破壊計測技術の開発に関する検討状況や試験の概要等を紹介する。

キーワード：福島第一原子力発電所，燃料デブリ，非破壊計測，アクティブ中性子法，パッシブ中性子法，ミュオン散乱法，X 線 CT 法，パッシブガンマ線法

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃止措置においては，事故により発生した燃料デブリ（核燃料溶融物）を取り出し，安全に収納／保管することが検討されている。原子炉格納容器内部から取り出される物質には，同燃料デブリだけでなく，核燃料溶融物が付着しているグレーチングや支柱のような構造材溶融物も含まれている。現状では燃料デブリや他溶融物中に含まれる核燃料物質の量を非破壊で計測推定できる技術が確立されておらず，この技術は，その推定精度次第では計測対象の性状把握や燃料デブリとの仕分け（区別）に利用できる可能性がある。そこで，5 つの非破壊計測技術(アクティブ中性子法，パッシブ中性子法，ミュオン散乱法，X 線 CT 法，パッシブガンマ線法)について，シミュレーション解析や要素試験，推定アルゴリズムの導出を実施し，燃料デブリ他への適用性を評価している。

2. 燃料デブリ等の非破壊計測技術の開発

2-1. シミュレーション解析による非破壊計測技術の適用性評価

5 つの非破壊計測技術についてシミュレーション解析を行い，各手法ごとに核燃料物質の量を推定するにあたっての阻害因子(中性子吸収材や水分)と，阻害因子の補正方法についての検討状況を報告する。

2-2. 核燃料物質等の定量または推定方法の適用性評価

2-1 の結果を元に核燃料物質の量の推定に適用できる見込みがある非破壊計測技術としては高速中性子による核分裂反応を用いるアクティブ中性子法（FFCC 法）とミュオン散乱法である見通しを得た。熱中性子を用いたアクティブ中性子法は中性子吸収材の影響を受けるため，単独で推定することは困難な見込み。X 線 CT 法は 2 種類の物質が混合した場合は困難な見込み。パッシブ中性子/ガンマ線法は計測対象物質と核燃料物質の帯同性が証明できる見込みが得られていないことから推定は困難な見込みである。今後は計数値から核燃料物質量を推定するアルゴリズムの検討を進め推定精度の検証を実施していく。なお核燃料物質の推定が困難な手法については，他の非破壊計測手法との組み合わせによる補正や別目的での使用を想定した活用に着目し検討を継続していく。

2-3. 当該手法の適用先候補の導出

2-2 で得られた結果及び 5 つの非破壊計測技術の概念設計を実施し計測装置の具現化を行い，各計測技術の現場適用性の考察・評価の方針を報告する。

3. 結論

燃料デブリ等を対象とした非破壊計測の開発に関する取り組みを紹介した。本開発成果を通じて燃料デブリ等の核燃料物質の定量に向けた非破壊計測技術の確立を目指していく。

4. 謝辞

本研究は、経済産業省／令和 5 年度開始「廃炉・汚染水・処理水対策事業費補助金（燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発（仕分けに必要な燃料デブリ等の非破壊計測技術の開発））」に係る補助事業として実施したものであり、東京電力 HD(株)をはじめ、日本原子力研究開発機構、三菱重工業(株)、日立ＧＥニュークリア・エナジー(株)、東芝エネルギーシステムズ(株)の各社ご協力により得られた成果である。

*Shin Takasaki[1]，Takahiro Tanaka[1]，Toyonobu Nabemoto[1]，Wataru Kawamura[1], Masanori Hatori[1]，Itaru Suzuki[1]
Keisuke Okumura[2] ,Yosuke Toh[2], Taketeru Nagatani[2]

[1]Tousou Mirai Technology Co. Ltd. [2] Japan Atomic Energy Agency

燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発
（2）アクティブ中性子法開発

Development of analysis and estimation techniques to determine the properties of fuel debris
(2) Development of active neutron method

*藤 暢輔，前田 亮，米田 政夫
JAEA

福島第一原子力発電所の廃止措置に資するため、原子炉格納容器内部から取り出された物体に含まれる核燃料物質量を計測するための非破壊測定技術開発を実施している。本講演では、候補技術の一つであるアクティブ中性子法に関する開発において得られた成果を報告する。

キーワード：アクティブ中性子法、福島第一原子力発電所、非破壊測定、核燃料物質、廃止措置

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃止措置においては、原子炉格納容器などから取り出された物体の性状把握、もしくは燃料デブリと放射性廃棄物に仕分けすることなどによって、燃料デブリの取り出しから保管までの作業の合理化などが期待できる。取り出される物体には核燃料物質のほか、測定を妨害する制御棒由来の中性子吸収材や原子炉構造物などの多様な物質が含まれているため、それらに適用できる非破壊測定技術の開発を実施している。

2. アクティブ中性子法開発

本研究開発においては、廃止措置に資する核燃料物質の非破壊測定の候補技術として、中性子による誘発核分裂反応を利用する 2 つのアクティブ中性子法：高速中性子直接問いかけ法（FNDI 法)および高速核分裂中性子同時計数法（FFCC 法）の検討を行っている。FNDI 法は測定試料によって熱化された中性子による核燃料物質の核分裂反応を利用する測定法であり、核分裂性物質の総量のほか、試料の内容物の情報を含む中性子減衰時間が得られる。FFCC 法は、高速中性子による核分裂反応を利用して、ウラン総量を測定する手法であり、デブリに含まれる中性子吸収材の影響を受けにくいという特長がある。モンテカルロ計算コード PHITS および MVP を用いて FNDI 法および FFCC 法のシミュレーションモデルを作成し、典型的なデブリの測定を模擬したところ、FNDI 法は中性子吸収材を含むデブリ等の測定が困難であるものの、得られる中性子減衰時間が FFCC 法の補正に使える可能性があること、FFCC 法は中性子吸収材を含むデブリでも測定可能であることなどが分かった。本講演では、シミュレーション結果に加えて、核燃料物質を用いた要素試験等で得られた結果も報告する。

謝辞：本研究成果は、「廃炉・汚染水・処理水対策事業費補助金（燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発（仕分けに必要な燃料デブリ等の非破壊計測技術の開発))」に係る東双みらいテクノロジー株式会社からの受託事業において得られた成果である。

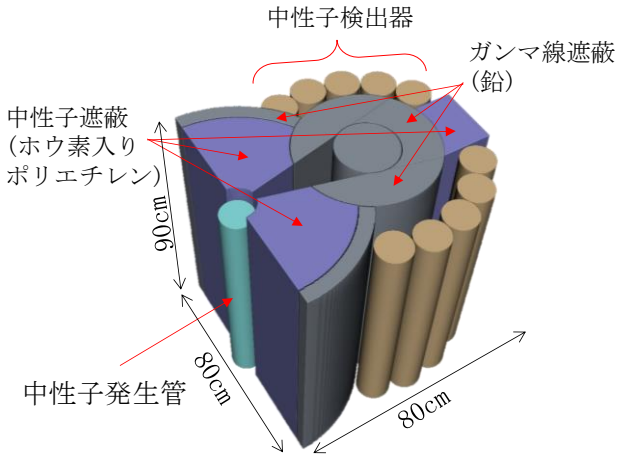


図 1　アクティブ中性子法装置のシミュレーション体系例

*Yosuke Toh, Makoto Maeda, Masao Komeda, Japan Atomic Energy Agency

燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発
（3）パッシブ中性子法開発

Development of analysis and estimation techniques to determine the properties of fuel debris
(3) Development of passive neutron technique

*三星 夏海[1]，長谷 竹晃[1]，小菅 義広[2]，岡田 豊史[1]
[1]JAEA，[2]NESI

福島第一原子力発電所における燃料デブリの性状把握や仕分けのための非破壊計測に対する候補技術の特性評価の一環として、パッシブ中性子法の適用性評価を実施した。

キーワード：福島第一原子力発電所，燃料デブリ，非破壊計測，パッシブ中性子法

1. 緒言

燃料デブリを対象としたパッシブ中性子法では、中性子同時計数値と主な中性子放出核種である自発核分裂核種 Cm-244 の実効質量との相関関係及び組成情報等を組み合わせて、間接的に Pu 量を定量する。しかし、燃料デブリ中の中性子吸収材や中性子減速材の影響により中性子計数率が変動することや、Pu 量の定量において、燃焼度の混在に由来する組成情報の不確かさの伝播の影響を受けることが課題である。本研究では、中性子吸収材及び中性子減速材による中性子計数率への影響及びその補正方法、並びに半減期の違いを用いて自発核分裂核種量から Pu 量を定量する手法 Dual-time measurement 法（以下 DTM 法という。）[1]の有効性を確認することを目的とする。

2. 中性子吸収材及び中性子減速材の影響確認試験

燃料デブリを模擬するため、核燃料物質の近傍に中性子吸収材または中性子減速材を配置した試料を、図 1 に示すプルトニウムスクラップ測定装置（以下 PSMC という。）[2]の試料室に入れて測定を行う。測定に用いる核燃料物質は、約 800 gPu、核分裂核種量約 600 g の PuO_2 粉末であり、中性子吸収材としてホウ酸粉末及び酸化ガドリニウム粉末、中性子減速材としてポリエチレン樹脂ビーズを用いる、これらはバイアル瓶に充填した状態で使用する。中性子吸収材及び中性子減速材の種類及び量による中性子計数率の変動を評価し、その補正方法を検討する。

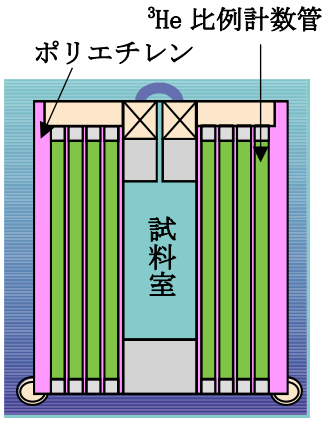


図 1　PSMC の鉛直断面図

3. 自発核分裂性核種量からの Pu 量の導出試験

DTM 法とは、短半減期核種 Cm-244（半減期約 18.11 年）の重量が時間の経過とともに指数関数的に減少するのに対し、長半減期核種である Pu-238（半減期約 87.7 年）、Pu-240（半減期約 6,561 年）及び Pu-242（半減期約 3.735×10^5 年）等の重量は不変であるという仮定に基づき、時間間隔をあけて 2 回測定を行うことによって指数分布を推定し、短半減期核種と長半減期核種の重量を評価する手法である。核燃料物質の周辺に Cf-252 中性子線源を配置して模擬燃料デブリ試料を PSMC により測定する。2023 年度及び 2024 年度にかけて約 2 か月間の間隔を空けて複数回の測定を実施し、DTM 法の有効性を評価する。

謝辞：本研究成果は、「廃炉・汚染水・処理水対策事業費補助金 (燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発 (仕分けに必要な燃料デブリ等の非破壊計測技術の開発))」に係る東双みらいテクノロジー株式会社からの受託事業において得られた成果である。

参考文献

[1] 長谷竹晃, et al., 第 43 回 INMMJ 年次大会論文集, 2022. [2] H.O. Menlove, et al., LA-12479-M, 1993.

*Natsumi Mitsuboshi[1], Taketeru Nagatani[1], Yoshihiro Kosuge[2], Toyofumi Okada[1], [1]Japan Atomic Energy Agency, [2]NESI

燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発
(4)ミュオン散乱法開発

Development of analysis and estimation techniques to determine the properties of fuel debris
(4) Development of Muon Scattering Method for Fuel Debris

*久米 直人[1]，中居 勇樹[1]，野口 恭平[1]，藤牧 拓郎[1]，依田 正樹[1]，
高崎 新[2]，田中 貴大[2]，鍋本 豊伸[2]
[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社 [2]東双みらいテクノロジー株式会社

福島第一原子力発電所（１Ｆ）の事故で発生した燃料デブリ中のウラン量などを非破壊で推定する手法として、ミュオン散乱法を検討している。解析で、ウラン量の推定精度を評価した。

キーワード：福島第一原子力発電所，燃料デブリ，非破壊計測，ミュオン散乱法

1. 緒言

１Ｆの燃料デブリ中のウラン量などを推定できる可能性がある複数手法の評価を進めている。候補の１つであるミュオン散乱法について、検出器応答を模擬した解析評価を行い、ウラン量の推定精度を評価した。

2. 核燃料物質の推定

2-1. 解析評価

ミュオンは、物質を通過する際に原子番号、測定対象の厚さに応じて散乱する。ミュオン散乱法は、ミュオンの軌跡から得られる平均散乱角から、測定対象内のウラン量などを推定する。

解析では、γ線遮蔽体で覆われた約 2.4m×2.4m の軌跡検出器を測定対象の上下に設置する構造を採用した（図１）。軌跡検出器中央に燃料デブリを想定した測定対象を設置し、上下のミュオン軌跡を評価した。検出器の応答を模擬するため、この軌跡には、γ線ノイズの影響も考慮した軌跡検出器の測定性能を反映させた。得られた軌跡から、測定対象近傍を通過したイベントを抽出し、平均散乱角を得た。

2-2. ウラン量の推定

平均散乱角は、測定対象中の組成と、厚さ（量）に依存する。精度よくウラン量を推定するため、解析結果の平均散乱角に加え、測定対象全体の重さ、体積情報を活用したアルゴリズムとした。

Φ210mm 高さ 200mm に設定した容器に燃料デブリが入った条件の評価結果を図２に示す。推定したウラン量は概ね設定量と相関が得られており、評価した条件の設定量と推定量の差の偏差として 1.4kg を得られた。誤差が大きい条件もあるため、精度向上を進めるとともに、他の条件での解析評価を継続していく。

3. 謝辞 本研究は、経済産業省／令和 5 年度開始「廃炉・汚染水・処理水対策事業費補助金 (燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発 (仕分けに必要な燃料デブリ等の非破壊計測技術の開発))」に係る 東双みらいテクノロジー株式会社からの受託事業において得られた成果である。

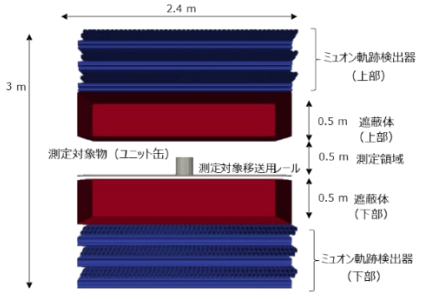


図１　検出器の体系

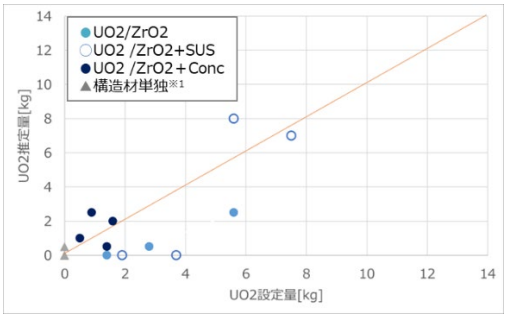


図２　評価結果（ユニット缶）

*Naoto Kume[1],Yuki Nakai[1],Kyohei Noguchi[1],Takuro Fujimaki[1],Masaki Yoda[1],Shin Takasaki[2],Takahiro Tanaka[2] and Toyonobu Nabemoto[2]
[1] Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [2] Tousou Mirai Technology Co. Ltd.

東京電力福島第一発電所 2 号機シールドプラグ下部汚染分布推定法の検討

Study on the Estimation Method of the Contamination Distribution of a Shield Plug Bottom in TEPCO Fukushima Daiichi Power Plant Unit 2

*神野　郁夫，奥村　啓介，松村　太伊知，Eka Sapta Riyana，寺島　顕一，坂本　雅洋
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(1F)2 号機のシールドプラグ下部汚染分布を評価するため，ガンマ線ピンホールカメラを用いて一定厚さの遮蔽体背後にある Cs-137 汚染分布を得る手法を計算により開発した．

キーワード：ガンマ線ピンホールカメラ，1F シールドプラグ下部汚染分布

1. 緒言　1F 事故により，原子炉格納容器から Cs-137 が漏洩し，コンクリート製シールドプラグ(プラグ)下部を汚染した．この汚染量はいくつかの方法で推定されている．一方，プラグ下部から上方 62 cm のオペレーションフロア(オペフロ)で測定する線量率にはオペフロ表面およびプラグ下部のそれぞれに付着した Cs-137 が寄与するため，プラグ下部の汚染分布は不明である．今回，ガンマ線ピンホールカメラを用いたプラグ下部汚染分布評価法を計算で検討したので報告する．

2. 方法　日立製作所が作成したピンホールカメラ[1]の諸元を参考にして，構築した計算体系を図 1 に示す．計算の簡略化のため，1 次元で検討した．長さ 4 cm のラインセンサ(17 画素)がピンホールから 5 cm の位置にある．ピンホールをオペフロ表面から 1 cm の位置に設置すると，測定範囲はプラグ下部-25.2~+25.2 cm，オペフロ表面-0.4~+0.4 cm である．x 軸位置 0, 25.2, 50.4 cm の 3 点で測定し，画素値を $P(i,j)$(i=0,2, j=0,16)とする．プラグ下部およびオペフロ表面の汚染密度を $Q(m)$ (m=0,32)，$R(0,j)$, $R(1,j)$, $R(2,j)$とする．各画素に入射するガンマ線のコンクリートによる減弱 $A(j)$ (j=0,16)を減弱の式で評価すると，画素値は，$P(i,j)=Q(8i-j+16)A(16-j)+R(i,16-j)$となる．ここで，オペフロ表面の観測範囲が狭いので，$R(0,j)=1$, $R(1,j)=a$, $R(2,j)=b$ とする．以上から，同じ $Q(m)$に由来する異なる $P(i,j)$を用いることで，$Q(m)$および定数 a, b を求めることができる．

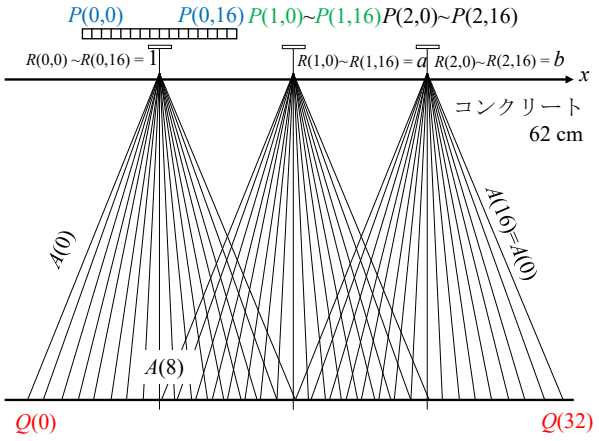


図 1．計算体系

3. 解析　図 2 の赤丸のプラグ下部汚染分布を仮定する．また，a, b をそれぞれ 2 および 3 とした．3 点で測定した結果を青，緑，黒丸で示す．例として，$Q(8)$由来のガンマ線を測定した $P(0,8)=Q(8)A(8)+1$, $P(1,16)=Q(8)A(0)+a$ を用いて，$Q(8)$, a を得る．

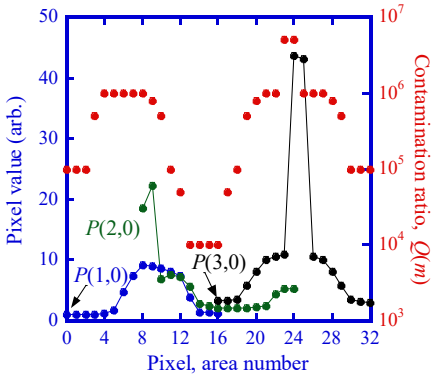


図 2．設定したプラグ下部の汚染密度と各測定点の画素値．

4. 結論　画素とピンホールとを結ぶ線の延長上のガンマ線源を測定するピンホールカメラを利用し，一定厚さの遮蔽体背後の Cs-137 汚染分布を評価する手法を開発した．オペフロ表面の 1 点の汚染密度を測定すれば，汚染密度分布の絶対値が得られる．今後，画素が見込む汚染部分の立体角の考慮などを行う．

[1] Y. Ueno, et al., Nucl. Instrum. Meth. A893, 15 (2018).

*Ikuo Kanno, Keisuke Okumura, Taichi Matsumura, Eka Sapta Riyana, Kenichi Terashima, Masahiro Sakamoto
Japan Atomic Energy Agency

連携計測による線源探査ロボットシステムコラッセの実証試験

Verification test of Cooperative Operation Robot system for Radiation Source Exploration: CORRASE

*野上　光博[1]，北山　佳治[2,1]、人見　啓太朗[1]，阮 覇唯[1]，田村　雄介[1]，
河田 竜太朗[3]，金子　慎一郎[3]，高田　英治[3]、鳥居　建男[4,5]
[1]東北大，[2]JAEA,[3]富山高専,[4]福島大,[5]福井大

我々の研究グループでは、高視野・迅速・安価な放射線源探査を実現するロボットシステム(Cooperative Operation Robot system for Radiation Source Exploration：CORRASE)コラッセの研究開発を行っている。現在までに、コラッセに搭載する指向性検出器の開発を中心に報告（2024 年秋の年会 2H-10 など）を行ってきたが、本発表ではロボットシステムと指向性検出器を組み合わせ製作したコラッセの実証試験についての報告を行う。

キーワード：多面体型、指向性検出器、連携計測、線源探査、ロボットシステム

1. CORRASE の実証試験

福島第一原子力発電所内の廃炉作業の円滑化のためには、発電所内のガンマ線源分布を調査することは重要な要素である。我々の研究グループでは、ロボットとガンマ線イメージャを組み合わせた高視野・迅速・安価な放射線源探査を実現するロボットシステム CORRASE(Cooperative Operation Robot system for Radiation Source Exploration)の開発に取り組んでいる。CORRASE の原理実証のための実証試験を JAEA CLADS 国際共同研究棟 2 階会議室で実施した。7.8 × 5.3 m^2 の会議室内に障害物および、模擬放射線汚染源として ^{137}Cs 密封線源を設置し、実証試験用の未知環境を構築した。実証試験では、指向性検出器を搭載したロボット 3 組を用いて、未知環境の探索、未知環境の地図の作成、放射線カウントのヒートマップ作成、線源イメージングのための最適観測配置の計算、線源イメージング、地図と線源イメージング情報の重ね合わせを行った。Fig.1 には、線源イメージング時の様子を示す。CORRASE の実証試験の詳細については会場にて報告を行う。

Fig.1 線源イメージングの様子

*Mitsuhiro Nogami[1], Yoshiharu Kitayama[2,1], Keitaro Hitomi[1], Baduy Nguyen[1], Yusuke Tamura[1], Ryutaro Kawata[3], Shin-ichiro Knaeko[3], Eiji Takada[3], Tatsuo Torii[4,5]　[1]Tohoku Univ., [2] JAEA, [3] NIT Toyama College, [4]Fukushima Univ. [5]Univ. of Fukui

可搬型γ線イメージング装置「GeGI5」におけるタングステン製ピンホールコリメータ導入とその効果の定量評価

Development of Tungsten Pinhole Collimators for the Portable Gamma-ray Imaging Device GeGI5 and Quantitative Evaluation of Their Effects

*津金 聖和，吉田 剛，松村 宏，豊田 晃弘，中村 一，桝本 和義，三浦 太一
KEK

GeGI5 による放射化イメージングの効率向上のため、遮蔽能に優れるタングステン合金(W)製のコリメータを新規製作し、従来の鉛-アンチモン合金(Pb-Sb)製コリメータとの性能差を、標準線源を用いて実験的に評価した。1000 keV 以上の γ 線領域で、材質変更で分解能が 1.3 倍に、径の拡大では S/N が最大 2 倍程度になることがわかった。

キーワード：可搬型γ線イメージング装置，GeGI5，加速器，放射化

1. 緒言

我々は、可搬型γ線イメージング装置による加速器放射化の定量評価に向けた検討を行ってきており、PHDS 社製の「GeGI5」が、最有力機種であると結論付けた。GeGI5 はピンホール方式による線源の可視化が行え、その際に付属の Pb-Sb 製のコリメータを用いる。しかしながら、加速器施設特有の周囲全体が放射化した条件下では、さらなる S/N の改善、つまり遮蔽能の向上が要求されることがわかった。我々は、孔径を変えた複数の W 製のコリメータを新規製作し、Pb-Sb からの性能向上を標準線源にて実験的に評価した。

2. 実験

GeGI5 は 90 mm 径×11 mm 厚の Ge 単結晶を搭載している。W または Pb-Sb コリメータを装置前方に装着し、標準線源と Ge 単結晶の距離が 1.0 m になる位置に GeGI5 を配置した。コリメータ径は 5, 7, 9 mm とした。標準線源は ^{57}Co, ^{133}Ba, ^{137}Cs, ^{54}Mn, ^{22}Na, ^{60}Co を使用し、光電効果による全吸収の一事象で線源位置を特定する「ピンホールモード」にて測定した。得られた可視化画像から FWHM(分解能)と S/N によりコリメータの性能を定量評価した。

3. 結果と考察

分解能と S/N のγ線エネルギー依存性を図 1 に示す。1000 keV 以上の高エネルギーγ線領域では、同じ 5 mm 径コリメータでも材質を Pb-Sb から W に変更することで、分解能が 1.3 倍に向上することが分かった。また、W への材質変更に加えて径を 5 mm から 9 mm にすることで、分解能を Pb-Sb と同程度に維持したまま、S/N を 1.3~1.5 倍に向上することができた。500 keV 以下のγ線領域では、最大 2 倍程度まで向上しており、W 製コリメータによる性能向上を定量的に評価できた。

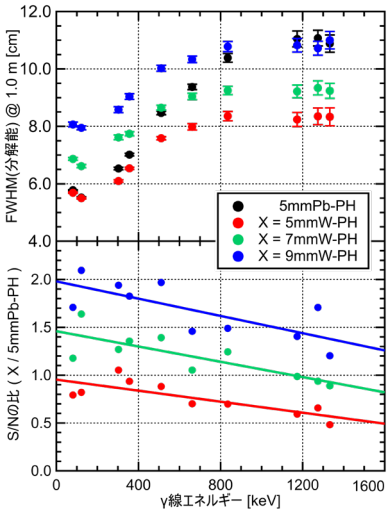


図 1. 分解能と S/N のγ線エネルギー依存性

4. 結論

GeGI5 による加速器放射化イメージングの効率化のため、孔径 5, 7, 9 mm の W 製コリメータを新規製作し、標準線源を用いて従来の Pb-Sb 製品との性能比較を行った。Pb-Sb から W への材質変更で分解能が最大 1.3 倍に、5 mm から 9 mm への孔径拡大で S/N が最大 2 倍程度になることがわかった。

*Kiyokazu Tsugane, Go Yoshida, Hiroshi Matsumura, Akihiro Toyoda, Hajime Nakamura, Kazuyoshi Masumoto, Taichi Miura
KEK

α／β線弁別測定のための遠隔測定器及び解析手法の開発

Development of a remote alpha/beta detection system and analysis method for alpha/beta classification

*森下祐樹[1]、宮村浩子[1]、佐藤優樹[1]、松原潤[2]、満倉靖恵[2]

1. JAEA、2. 慶応義塾大学

遠隔α/β汚染測定器を開発し、さらにα線とβ線の弁別や核種弁別を目的とした解析手法を開発した。検出器は、スチルベンシンチレータと小型のシリコン光電子増倍管（SiPM）を用いてα／β線検出器を構築した。ロボットに組み合わせた検出器の信号を機械学習で解析し、α線とβ線を分類して測定できることを確認した。

キーワード： α β検出器、ロボット、サポートベクターマシン

1. 緒言

福島第一原子力発電所等の廃炉現場においてα/β汚染検出は放射線防護上重要である。そこで本研究では、遠隔機器を用いたα/β汚染検出を可能にするための遠隔α/β汚染測定器を開発し、さらにα線とβ線の弁別や核種弁別を目的とした解析手法を開発した。

2. 方法と結果

スチルベンシンチレータと小型のシリコン光電子増倍管（SiPM）を用いてα／β線検出器を構築した。さらに小型のロボット（ライトローバー、ヴィストン株式会社）を組み合わせた遠隔α/β汚染測定システムを構築した（図 1 (a)及び(b)）。検出器からの出力電圧波形をデジタイザ（DT5730, CAEN 社）で収集した。評価のため 241Am 線源（α線源）と 90Sr-90Y 線源（β線源）トリウム線源（α線及びβ線）をそれぞれ測定した。α線とβ線の分類に関しては、機械学習の手法の一つであるサポートベクターマシン（SVM）を用いた。計測データ（検出器からの出力電圧波形）を時間軸方向に 16 個の特徴量とし、その値を正規化して使用した。ロボットに組み合わせた検出器で分類して測定できることを確認し、測定結果を解析した結果、従来法の tail to total integral より高い精度で識別ができることを確認した（表 1）。

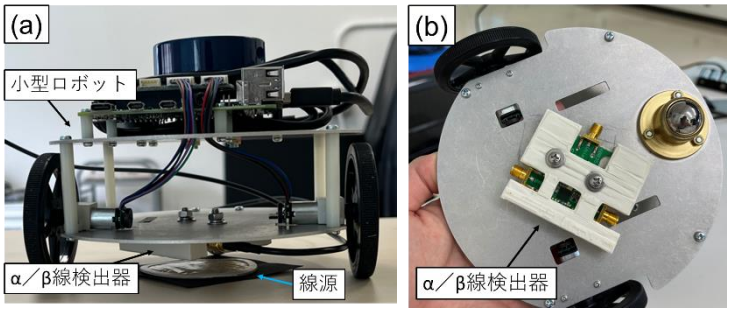


表 1 ^{241}Amと^{90}Sr-^{90}Yの分類のaccuracyの比較

	accuracy
従来法 tail to total integral の閾値 0.63	0.9480
最適パラメータ (γ, C) = (0.0814, 4.41)	0.9735

図 1 (a) 遠隔α/β汚染測定器、(b) 遠隔α/β汚染測定器の検出器部（ロボット底面）

3. 結論

遠隔α/β汚染測定器を開発し、さらにα線とβ線の弁別や核種弁別を目的とした解析手法を開発した。今後は開発した検出器を用いた実証試験などを進めていく。

---

*Yuki Morishita[1], Hiroko Miyamura[1], Yuki Sato[1], Jun Matsubara[2], Yasue Mitsukura[2]

[1]JAEA, [2]Keio Univ.

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

Wed. Sep 11, 2024 2:45 PM - 4:55 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 5:45 AM - 7:55 AM UTC Room C(Recture RoomsA 1F A105)

[1C08-15] Environmental radiation dose

Chair:Noriaki Kataoka(TIRI)

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

[1C08]

Final disposal of off-site waste outside of Fukushima Prefecture under various treatment and disposal scenarios: a study of disposal models

*Eriko Minari[1], Kazuo Yamada[1], Kazuto Endo[1] (1. NIES)

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

[1C09]

Development and consideration of a method to determine whether molten particles collected in Hiroshima City originated from the atomic bomb

*kei nagone[1], yousuke ishii[1], tamaki matsumura[1], masato morita[1], tetsuo sakamoto[1], satoru endou[2], yasuhito igarashi[3] (1. kogakuin univ., 2. Hiroshima Univ., 3. Kyoto Univ.)

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

[1C10]

Examination of contamination inspection site layout in nuclear emergency by traffic simulation

*Shota Saito[1], Hirokazu Hiraoka[1], Masanori Kimura[1] (1. JAEA)

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

[1C11]

Development of an estimation method of concentration distribution and release amount of radionuclide discharged to the atmosphere using gamma-ray imaging
(6) Estimation of release point

*Haruyasu Nagai[1], Hiromasa Nakayama[1], Daiki Satoh[1], Toru Tanimori[2] (1. JAEA, 2. Kyoto Univ.)

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

[1C12]

Characterization of ^{210}Pb deposition distribution in Asia-Japan based on numerical simulation.

*YU CAI[1], Takeshi Iimoto[1], Hiromi Yamazawa[2] (1. UTokyo, 2. Nagoya Univ.)

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

[1C13]

Analysis of high time resolution observation data of ^{214}Pb wet deposition flux

*Hiromi Yamazawa[1], Hikaru Tsutsui[1] (1. Nagoya Univ.)

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

[1C14]

Study of Stability for Solidied Waste by Geopolymer Type on Disposal

*Masahiro Taniguchi[1], Kazushige Kato[1], Kazuyoshi Hasegawa[2] (1. TAISEI, 2. JER)

4:30 PM - 4:45 PM JST | 7:30 AM - 7:45 AM UTC

©Atomic Energy Society of Japan

[1C15]

Dose contribution of internal irradiation with submersion nuclides

*Kentaro Manabe[1], Shuhei Murota[1], Yuko Murakami[2], Fumiaki Takahashi[1] (1. JAEA, 2. NAIS)

4:45 PM - 4:55 PM JST | 7:45 AM - 7:55 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

複数の処理・処分シナリオによるオフサイト廃棄物の県外最終処分：処分モデルに関する検討

Final disposal of off-site waste outside of Fukushima Prefecture under various treatment and disposal scenarios: a study of disposal models

*三成 映理子[1]，山田 一夫[1]，遠藤 和人[1]
[1]国環研

オフサイト廃棄物の県外最終処分実現に向けて、現在様々な減容化・再生利用等の処理技術に関する研究開発が行われている。本研究では、最終処分までの一連の流れを構成する多様な個別のプロセスとそこに係るパラメータを整理し、複数の処理・処分シナリオを構築し、処分システムの施設成立性を評価する。
キーワード：放射性物質汚染廃棄物，県外最終処分，シナリオ分析，オフサイト廃棄物

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所事故後に行われた除染作業によって発生した放射性物質汚染廃棄物等（オフサイト廃棄物）の県外最終処分実現に向けて、放射性セシウムによる放射線影響を評価し、合理的な処理・処分システムを検討する必要がある。そこで本研究では、これまで構築したシナリオを基に具体的な処分モデルの設定および評価結果を踏まえ、施設成立性の観点からのモデルの健全性を議論する。

2. 研究手法・計算条件

本研究においては、オフサイト廃棄物の中でも溶融処理後の熱処理飛灰に着目し、「熱処理飛灰を直接固型化」する非濃縮シナリオ、「灰洗浄/吸着濃縮後に安定固型化」するバランスシナリオ、最大濃縮シナリオの三つの技術シナリオを設定し、各シナリオにおける放射能濃度および廃棄物発生量を推計し、それぞれ処分システムを設計した。本検討において用いたパラメータは浅地中処分の安全評価手法:2016[1]の参考値などを用いて設定し、施設成立性を検証するために、溶出率や人工バリア素材を変化させた。三つの処分システムのうち、バランスシナリオにおける処分システム（図 1）に焦点を当て、浸出水の濃度の時間変化を評価した。

3. 結果および考察

吸着剤安定体の処分後 1,000 年における浸出水の濃度の評価結果を図 2 に示す。バランスシナリオにおいては、溶出水の濃度が制限濃度の 90 Bq/L を下回る結果となった。本検討によって、県外最終処分に向けて具体的な処分システムの在り方を示すことができた。システムとして安全性・堅牢性を担保することも当然ながら、安定化体からの溶出特性、間詰材や鉄筋コンクリートといった構造体などの Cs 収着性も考慮し、柔軟かつ合理的なシステムとすることが重要である。今後は、異なる減容化技術を適用した三つの技術シナリオから排出された安定化体の評価および移行経路などの設定も踏まえたより体系的な安全評価を実施していく必要がある。

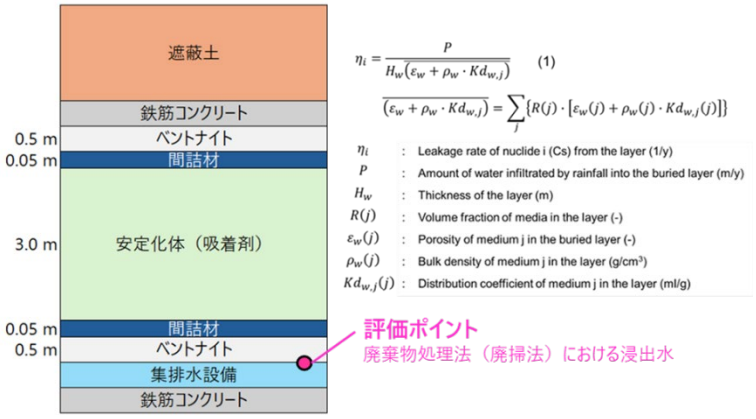


図 1　処分システム(案)および数学モデルの概要

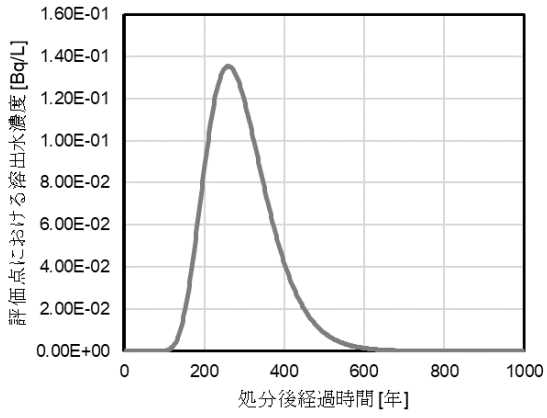


図 2 評価ポイントにおける濃度の経時変化(計算例)

参考文献

[1] 日本原子力学会：“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 (2017)

*Eriko Minari[1], Kazuo Yamada[1] and Endo Kazuto[1]
[1]NIES.

広島市で採取された熔融粒子が原爆由来か判断可能な手法の開発検討

Development and consideration of a method to determine whether molten particles collected in Hiroshima City originated from the atomic bomb

*名郷根 慧[1], 石井 陽介[1], 松村 珠希[1],森田 真人[1], 坂本 哲夫[1], 遠藤 暁[2], 五十嵐 康人[3]
[1] 工学院大学, [2] 広島大学, [3] 京都大学

広島原爆による「黒い雨」の一部である可能性が示唆された熔融粒子について、高面分解能で元素・同位体比イメージングが可能である FIB-TOF-SIMS を用い、原爆由来か否か判断可能な手法を開発している。

キーワード：原子爆弾、熔融粒子、表面分析、質量イメージング

1. 緒言

広島に原爆が投下された後、「黒い雨」と呼ばれる粘り気のある雨が降ったことが知られている。この「黒い雨」の領域推定は証言に頼らざるを得ないため、その確度について長年にわたって議論され、解決が望まれる課題である。これまでに土壌等の放射性物質の計測が行われてきたが、黒い雨特有の指標物質があれば領域推定の根拠になり得るとして検討されている。その一つが 2019 年に Wannier らによって広島市の砂浜から発見された「熔融粒子」と呼んでいる粒子群である[1]。これらの粒子は形状や内部構造の特徴から高温熔融過程を経ていることや、広島市の海岸から大量に見つかったことにより、「黒い雨」の一部である可能性が示唆されてきた。しかしながら、個別粒子に含まれる微量の放射性物質の検出は困難であるため、原爆由来であるとの同定が出来ていない。そこで我々は独自に開発した FIB-TOF-SIMS 装置[2]を用い、粒子毎に表面～内部まで元素・同位体分布をイメージングすることで、粒子が原爆由来であるかどうか判定する手法の開発を行ってきた。今回は中性子捕獲反応による同位体比異常の可能性について分析し、その検討を行った。

2. 実験装置・結論

広島における砂浜から磁石で単離し、光学顕微鏡によって熔融粒子を選別した。これらの粒子を断面加工した後、FIB-TOF-SIMS に導入し分析を行った。熔融粒子は色や分析による主成分などから特徴別に分類することができると考えられ、この分類と爆発プロセス及び同位体比異常等の観点から考察することによって、粒子が原爆由来かどうか判断可能なデータを得ることに挑戦した。図 1 は黒色熔融粒子の中でも鉄デンドライト構造とボイドを持つ粒子のイメージング結果である。

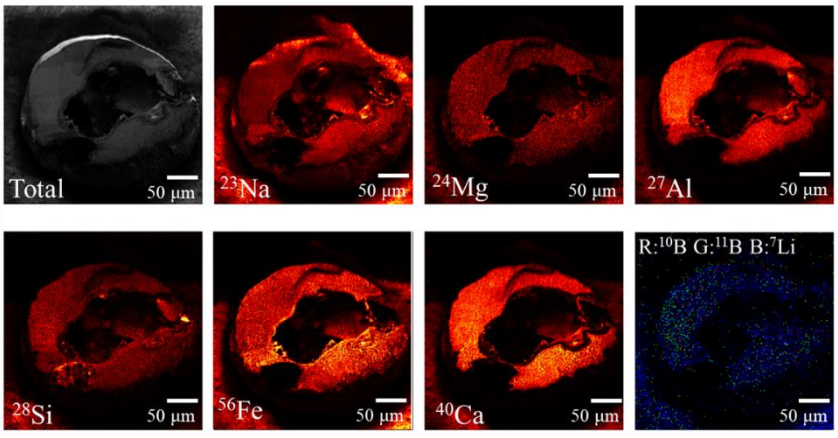


図 1 黒色熔融粒子断面の元素イメージング結果

参考文献

[1] M. M. A. Wannier *et al., Anthropocene*, **25**, 100196 (2019).
[2] T. Sakamoto *et al., Appl. Surf. Sci.*, **255**, 1617 (2008).

*Kei Nagone[1], Yousuke Ishii[1], Tamaki Matsumura[1], Tetsuo Sakamoto[1], Masato Morita[1], Satoru Endo[2], Yasuhito Igarashi[3]
[1]Kogakuin Univ., [2]Hiroshima Univ., [3]Kyoto Univ.,

交通シミュレーションを用いた原子力災害時の汚染検査会場のレイアウト検討

Examination of contamination inspection site layout in nuclear emergency by traffic simulation

*齊藤 将大[1]，平岡 大和[1]，木村 仁宣[1]

[1]JAEA

原子力災害時に避難住民が受ける汚染検査（避難退域時検査）は、人員と資機材が限られる中で効率的に行う必要がある。今回、検査効率化のための会場レイアウトを交通シミュレーションによって検討した。

キーワード：交通シミュレーション，原子力災害，避難退域時検査，汚染検査，車両

1. 緒言　原子力災害時の迅速な住民避難のため、効率的な避難退域時検査の実施が求められる。全ての避難車両は指定箇所検査を受け、除染を講ずるための基準（除染の基準）を超えた場合に確認検査を受ける必要がある。これらの検査は別々のレーンで実施される。現行の検査体制では、指定箇所検査は車両用ゲート型モニタ運用による効率化が課題であり[1]、確認検査は作業員が計測器を用いて行うため、一定の時間を要すると予想される。そこで、限られた人員と資機材で効率的に両検査を実施できるレーン配分を検討した。

2. 手法　本検討の条件として、指定箇所検査と確認検査を合わせて計 4 レーン分の人員と資機材を確保できたと仮定し、設置できるレイアウトパターン（図 1：指定箇所検査レーン数－確認検査レーン数でパターンを表現）を複数検討した。各パターンについて、車両 1 台毎にミクロな視点で計算可能な交通シミュレータ SUMO（Simulation of Urban Mobility）[2]を使用し、避難退域時検査を 24 時間実施した時の車両の平均旅行時間（検査会場通過に要する時間）及び通過台数を計算した。ここで、避難退域時検査に要する時間への大きな影響因子となる除染の基準を超える汚染車両の割合を変化させ、10 回の計算で取得したデータの平均値から、各レイアウトパターンの効率性を評価した（図 2）。

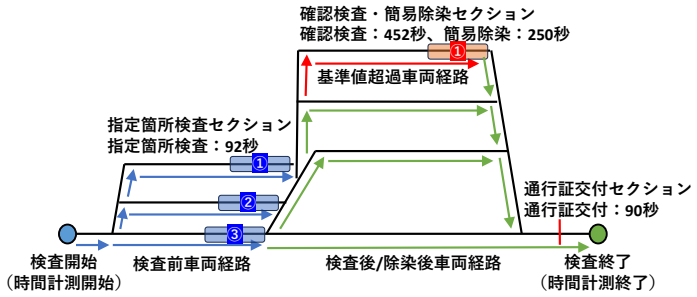


図 1：レイアウトパターン例（3-1）

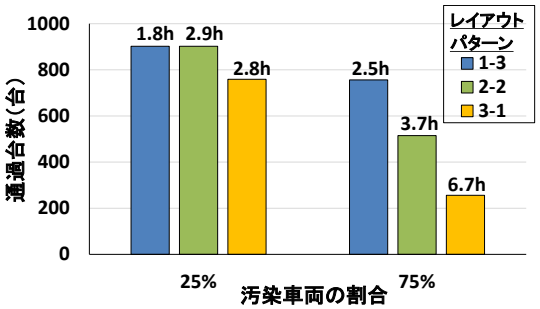


図 2：汚染車両の割合毎の通過台数／平均旅行時間

3. 結論　汚染車両の割合が低い場合、24 時間当たりの通過台数はパターン 1-3 と 2-2 で大きな差はない一方、パターン 3-1 は他よりも 150 台程度少なかった。また、旅行時間は、パターン 1-3 が他よりも 1 時間程度短くなった。これは、パターン 2-2 および 3-1 では、通行証交付セクション手前の交差点で行列が発生し、会場が混雑したためと考えられる。一方、汚染車両の割合が高い場合、確認検査レーン数が多いパターン 1-3 が効率的であった。以上の結果から、確認検査・簡易除染を行う人員の確保は課題となるが、汚染車両の割合に応じて各レーン数の組み合わせを変えることで、検査の更なる効率化につながる可能性が示唆された。今後、指定箇所検査及び確認検査の模擬試験を通じて測定時間等、計算に必要なパラメータを実践的に取得することで、レイアウトパターンの効率性をより現実的に評価できるよう検討を進める。

参考文献

[1] 平岡大和ほか, JAEA-Technology2022-003 (2022)、[2] P. A. Lopez et al., "Microscopic traffic simulation using SUMO", IEEE Intelligent Transportation Systems Conference (ITSC), 2018.

---

* Shota Saito[1], Hirokazu Hiraoka[1] and Masanori Kimura[1]

[1]JAEA

大気放出された放射性核種の濃度分布と放出量をγ線画像から推定する手法開発（6）放出地点の推定

Development of an estimation method of concentration distribution and release amount of radionuclide discharged to the atmosphere using gamma-ray imaging: (6) Estimation of release point

*永井 晴康[1]，中山 浩成[1]，佐藤 大樹[1]，谷森 達[2]
[1]原子力機構, [2]京都大学

大気拡散計算と放射線計測を融合して大気放出された放射性核種の濃度分布と放出量を推定する手法の開発を進めている。放出直後のγ線画像から放出地点を推定する手法を試作し、シミュレーションベースの試験解析を実施した。

キーワード：大気拡散計算，放射線計測，放出量推定，γ線画像，放出地点

1. 緒言

原子力機構では、大気拡散計算と放射線計測を融合して大気放出された放射性核種の濃度分布と放出量を推定する手法の開発を進めている。放射線計測技術としては、京都大学が新規開発し、γ線の全単射撮像を実現した電子飛跡検出型コンプトンカメラ（ETCC）[1]を用いる。ETCC により初めて可能となったγ線の定量的画像を複数の角度から撮像して組み合わせることで、大気中の放射性物質の核種ごとの 3 次元濃度分布を一定の時間間隔で再構成するとともに、時間間隔ごとの濃度増加量から放出量も推定することを目指している。これまでに、風速場の測定値を用いた拡散計算により濃度相対分布（先験情報）が与えられた条件で、ベイズ推計に基づき濃度分布と放出量を逆解析する手法を開発した[2]。本発表では、先験情報を作成する拡散計算の条件として必要となる放出地点を推定する手法の試作と試験結果について報告する。

2. 推定手法の試作と試験

ETCC で得られるγ線画像データベクトル **y**（1 画像のピクセル数×画像枚数の要素数）、核種濃度分布ベクトル **x**（逆解析領域内全セルの要素数）、γ線の応答関数行列 **R**（行数：**y** の要素数、列数：**x** の要素数）とすると、γ線画像と核種濃度分布は **y**＝**Rx** で関係付けられる。逆解析手法[2]では、この関係式で **y** から **x** を求める逆問題を解くことになるが、未知数（**x** の要素数）よりデータ数（**y** の要素数）が少ないため、通常は解が未定である。そこで、ベイズ推計に基づく解析手法を適用し、風速場の測定値に基づく拡散計算により濃度相対分布（先験情報）が与えられた条件で濃度分布を求めている。ここで、先験情報を作成するための拡散計算には放射性物質の放出地点の情報が必要であり、放出開始時に放出地点が不明な場合に対して、放出直後の ETCC のγ線画像だけから放出地点を特定する手法を試作した。この手法は、L0 ノルム最適化に基づき、**x** の 1 つのセル要素 x_i だけが値を持つと仮定した場合のγ線画像（**Rx**）と測定されたγ線画像（**y**）の差異（**Rx-y**）が小さくなる範囲を探索することで、放出直後の放射性物質分布のうち高濃度の範囲を推定するものである。福島第一原子力発電所を対象とした試験解析では、放出地点として排気筒や原子炉建屋を特定できることを確認した。今後、機械学習の導入などの改良により、推定精度を向上する計画である。

謝辞：本研究は（国研）日本原子力研究開発機構の「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」（R05I055）及び原子力規制庁令和 5 年度原子力施設等防災対策等委託費（電子飛跡検出型コンプトンカメラを使用した放射性プルームの可視化手法の検討）事業の支援を受けています。

参考文献

[1] T. Tanimori, et al., Scientific Reports 7, 41511 (2017). [2] H. Nagai, et al., J. Nucl. Sci. Technol. 60, 1345-1360 (2023).

---

*NAGAI Haruyasu[1], NAKAYAMA Hiromasa[1], SATOH Daiki[1] and TANIMORI Toru[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Kyoto University.

Characterization of ^{210}Pb deposition distribution in Asia-Japan based on numerical simulation.

*Yu Cai[1], Takeshi Iimoto[1] and Hiromi Yamazawa[2]

[1]The University of Tokyo, [2] Nagoya University

Abstract

This study examined ^{210}Pb deposition in the Asian region in 2012-2015. Results show that air masses from southern China most significantly impact summer deposition along the Sea of Japan, while air masses from Siberia and northern China mainly affect winter deposition.

Keywords: ^{222}Rn, ^{210}Pb deposition, atmospheric transport model, long range transport, tracer

1. Introduction ^{222}Rn decay products, ^{210}Pb and ^{210}Po, are considered as the primary factors contributing to Japan's natural radiation exposure due to their abundant occurrence in seafood. ^{210}Pb has a relatively long atmospheric lifetime and can be transported over long distances. The influence of monsoonal transport and heavy precipitation on the Japan Sea side has been identified as crucial for the winter wet deposition of ^{210}Pb. However, the scarcity of measurement sites for ^{210}Pb deposition necessitates calculations using atmospheric transport and deposition models. The present study aims to identify the primary sources of ^{210}Pb impacting Japan and elucidate its behavior in the Northern Hemisphere. The decay products of ^{222}Rn, ^{210}Pb and ^{210}Po, are considered major contributors to natural radiation exposure in Japan, as they are abundantly present in seafood. ^{210}Pb has a relatively long atmospheric lifetime, allowing it to migrate over long distances. Monsoonal transport and heavy precipitation along the Sea of Japan are believed to be key factors in the wet deposition of ^{210}Pb. However, due to the scarcity of ^{210}Pb deposition measurement sites, atmospheric transport and deposition models must be used for calculations. This study aims to identify the specific sources influencing ^{210}Pb deposition in Japan across different seasons.

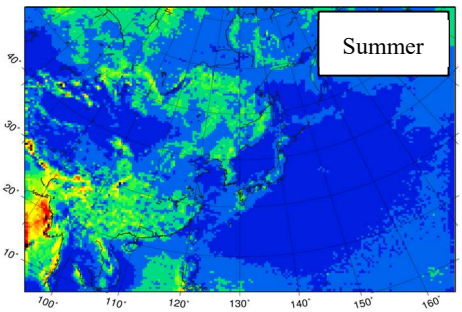


Figure 1 ^{210}Pb deposition distribution in summer

2. Experiment The atmospheric transport and deposition model HIRAT [1], using meteorological data from the meteorological model WRF and ^{222}Rn exhalation rate, was employed to simulate long-distance atmospheric transport and deposition. This analysis covers the Asian region for the period from 2012 to 2015, using a horizontal grid spacing of 48 km.

3.Results Figure 1 depicts average summer deposition fluxes, while Figure 2 illustrates winter averages. In winter, the highest fluxes occur in the northern Sea of Japan, eastern Vietnam, and Siberia, ranging between 20-120 Bq m^{-2} month^{-1}. Conversely, during summer, increased fluxes are observed in the Bay of Bengal and western Philippines, also ranging from 20-120 Bqm^{-2} month^{-1}. Notably, summer deposition in Kyushu along the Sea of Japan (20-60 Bq m^{-2} month^{-1}) exceeds that in other Japanese regions. To ascertain deposition sources, we analyzed high deposition events (>0.2 Bq m^{-2} s^{-1}). In summer, 80% of these events were associated with air masses from southern mainland China, while the remaining 20% originated from the Xinjiang-Kazakhstan border and Siberia, driven by westerlies and subtropical south winds. In winter, 47% of high deposition events originated from Xinjiang and 53% from eastern Siberia, influenced by the dynamics of the Siberian High -pressure systems.

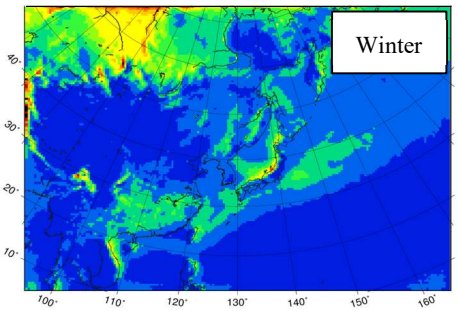


Figure 2 ^{210}Pb deposition distribution in winter

References

[1] S. HIRAO et al. (2008) J. Nucl. Sci. Technol. Suppl., 166-172. This study was supported by KAKENHI 20H04321.

高時間分解能 ^{214}Pb 湿性沈着フラックス観測データの解析

Analysis of high time resolution observation data of ^{214}Pb wet deposition flux

*山澤弘実[1]，筒井光[1]
[1]名大院工

降水中の ^{214}Pb 濃度の高時間分解能測定結果を解析し、湿性沈着機構を議論する。

キーワード：Pb-214，湿性沈着，降水中濃度、沈着フラックス

1. 諸言　^{222}Rn の壊変生成核種である ^{214}Pb、^{214}Bi は半減期が数十分であり湿性沈着過程の時間スケールと同程度であるため、雨水中ラドン壊変生成核種濃度の測定は湿性沈着過程の解明・モデル化に有用である。本研究では、5 分毎の高時間分解能で得られた降水中濃度から ^{214}Pb 沈着フラックスを評価し、個々の降水事象について降水強度依存性等に着目し、湿性沈着機構を考察する。

2. 方法　測定データは、Ge 半導体検出器（CanberaGC2020）上に設置した捕集材（3M エムポアディスクキレート）に 300 ㎜φ 漏斗で捕集した雨水を連続通水し、^{214}Pb(352 keV)と ^{214}Bi(609 keV)のガンマ線計数を 1 分間隔で記録することにより得た。測定は名古屋大学東山キャンパス内において、2021 年 6 月から 2023 年 1 月まで行った。得られた 23 事例中 11 事例では 5 分毎の降水中濃度及び沈着フラックスを解析可能な計数が得られた。

3. 結果と議論　解析対象事例に共通に、1）降水強度が弱い時間帯では沈着フラックスは降水量に明らかな相関を持つこと、2）降水強度が約 5mm/h 以上ではでは多少ばらつきがあるものの、沈着フラックスはほぼ一定であること（この降水強度に達しなかった 2 事例を除く）、3）降水開始 10–20 分に沈着フラックスが大きい場合があること（5 事例）という特徴がみられた。図 1 の典型的事例の時系列について、沈着フラックスと降水強度の関係を図 2 に示す。上記 1）の特徴については、沈着フラックスは降水強度にほぼ比例しており、降水中濃度はほぼ一定であることを示している。この線形的な依存性は、大気からの ^{214}Pb 湿性除去は総括的には降水強度に比例することを示唆していることになるが、雲水＋雲氷からの降水形成の効率と降水形成高度から地上への落下時間（その間の壊変）の両者が関与しており、機構論的解釈は単純ではない。一方 2）の特徴は、沈着フラックスは湿性除去の総括的効率は十分に大きく、上空の降水形成層の ^{222}Rn からの供給が律速となっていることを表していると解釈される。

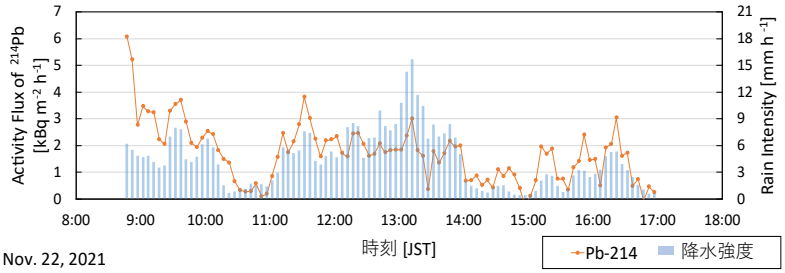


図 1　2021 年 11 月 22 日に観測された ^{214}Pb 沈着フラックス及び降水強度。

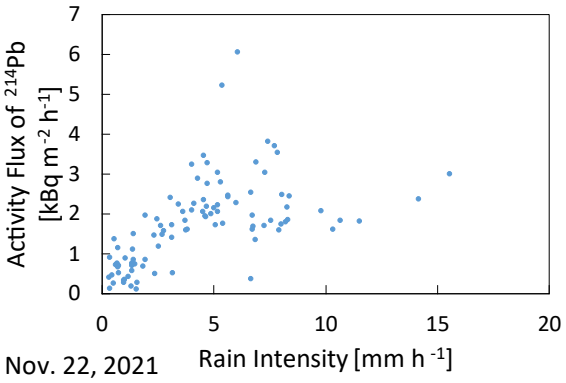


図 2　^{214}Pb 沈着フラックスの降水強度依存性（前図の事例）。

*Hiromi Yamazawa[1], Hikaru TsuTsui[1], [1]Nagoya University

本研究は科研費（20H04321）による。

除染廃棄物の最終処分に向けてのジオポリマー固型化体に関する検討

Study of Stability for Solidied Waste by Geopolymer Type on Disposal

*谷口雅弘[1]，加藤和茂[1]，長谷川和理[2]

[1]大成建設　[2]日本環境調査研究所

福島除染廃棄物の最終処分に向けての減容化処理に対し、放射能が濃縮された処分対象物質の安定化を図るための固型化手法の適用性を調査した。最終処分について長期安定性が求められるため放射性 Cs 捕獲構造についての調査および固型化体の透水バリア性、また安全評価手法による吸着性が劣化にともない低減した場合の影響を推定した。

キーワード：ジオポリマー（Geopolymer、GP）、浸出率（Leaching rate）、Cs-137

1. 緒言

最終処分を予定する対象物に溶融飛灰、放射性 Cs を吸着した吸着材、高濃度土壌があげられる。

このうち溶融飛灰については、それ自体に含有される元素を有効活用することにより、外部からの導入材料の低減を図ることを目的とした。そのなかで溶融飛灰の元素のばらつきも予想されるので、それを補償する材料の適正な投入が必要となる。この適正な配合量の設定について、モバイル型 XRF による簡易元素含有量分析を行い、材質組成変動の追随型の調整投入方法を試みた。

これまで、実証事業にてジオポリマー固型化に関する試験を行っており[1]、そのなかで除染廃棄物の処理処分計画の動向により実機ベースのシステムを確立していく段階にある。

2. 実験

2.1 目的

GP固型化に向けた材料（Cs-137を含有する固型状処分対象物、AAM:ｱﾙｶﾘ刺激剤、MK:ﾒﾀｶｵﾘﾝ）についてその配合を設定し、固型化体の性状（圧縮強度、浸出率）を調査した。なお非放射性での予測である。

2.2 条件

GP固型化反応の最適化を目的に、被固型化物の元素含有状態を把握する。吸着材ﾌﾟﾙｼｱﾝﾌﾞﾙｰ（PB）は非活性と判断し元素分析は行わず、粒子状での比表面積、ｱﾙｶﾘ溶液での挙動について調査・検討を行った。

混合撹拌についての考察、これまでラボレベル（ﾋﾞｰｶ）→ベンチ（20L）と進捗させてきたが配合に関して相似則を前提としていた。実規模ではドラム缶（200L）を想定し、スケールアップに伴う品質の維持・相似則の状況を調査した。固型化の劣化事象をＰＢからの地下水浸出、GPの物理的ﾊﾞﾘｱ効果をみた。

3.結言および今後の方針

ジオポリマー反応は溶融飛灰とPBでは相違があり、飛灰では溶出による捕獲反応（化学・鉱物学的)、PBは難透水性によるバリア材（物理的）と考えた。これにより吸着材の固型化は原材の元素に固化反応性を求めないものである。なお、GP固型化は高アルカリ状態で反応となるので、そのような条件でPBのCs捕獲性等の状況もさらに調査必要と考えられる

参考文献

[1] 佐藤努・大矢裕介・Chaerun Raudhatul Islam・加藤和茂・谷口雅弘・他　放射性セシウムを含む廃棄物の固型化マトリックスとしてのジオポリマーの適用性　廃棄物資源循環学会誌　令和 4 年 11 月 第 33 巻 第 6 号

[2] 中間貯蔵・環境安全事業　令和４年度除去土壌等の減容等技術実証事業（その 2）報告書　大成建設　令和 5 年 3 月

---

*Masahiro Taniguchi[1]、Kazushige Kato[1]、Kazuyoshi Hasegawa[2]

1.TAISEI CORPORATION　2. JAPAN ENVIRONMENNTO RESEARCH Co., Ltd.

サブマージョン核種による被ばくの内部照射の線量寄与

Dose contribution of internal irradiation with submersion nuclides

*真辺 健太郎[1]，室田 修平[1]，村上 優子[2]，高橋 史明[1]

[1]JAEA，[2]NAIS

サブマージョン核種による被ばく評価では，人体を取り囲む空気中の核種による外部照射と呼吸気道内の空気中の核種による内部照射を考慮する必要がある。原子力機構で開発中の内部被ばく線量評価コードを用いて内部照射による線量を評価し、外部照射による線量との合算値に対する寄与割合を解析した。

キーワード：サブマージョン，実効線量率係数，内部照射

1. 緒言　放射性希ガス等のサブマージョン核種は、吸入しても全身循環にほとんど移行せず、臓器や組織への集積による被ばくの寄与はごく小さいことから、人体を取り囲む空気中の核種による外部照射と呼吸気道等にある体内空気中の核種による内部照射が重要な被ばく源となる。国内の放射線防護基準値において、サブマージョン核種に対する作業場の空気中濃度限度と施設からの排気中濃度限度が定められている。そのため、現在検討中の国際放射線防護委員会（ICRP）2007 年勧告の国内法令への取入れにおいても、サブマージョン核種は検討対象になると想定される。ICRP は、Publ. 151 で 2007 年勧告準拠のサブマージョン核種に対する実効線量率係数（単位時間・放射能濃度あたりの実効線量）を公開したが、内部照射による線量寄与が考慮されていない。そこで、Publ. 151 に掲載された 36 核種について、ICRP 2007 年勧告に準拠した線量評価用モデル・データに基づく内部照射線量を評価し、外部照射線量との合算値に対する寄与割合を解析した。

2. 方法　原子力機構が開発している内部被ばく線量評価コード IDCC[1]の線量係数計算機能を用いて、標準人体モデル[2]の体内空気中でサブマージョン核種が 1 回壊変した時の各組織の等価線量（S_w 値）を評価した。続いて、同モデルの体内空気量に基づいて核種濃度が 1 Bq/m^3 の場合の体内の放射能を計算し、これに S_w 値を乗じることで内部照射による実効線量を求めた。外部照射による実効線量は Publ. 151 の値を用いた。

3. 結果と考察　内部照射の寄与割合は、7.7%（^{76}Kr）から 100%（^{37}Ar）までの幅広い分布を示した。図 1 に示すように、核種 1 回壊変あたりの放出エネルギーで電子が占める割合と内部照射の寄与割合に強い正の相関（R = 0.93）が確認された。Publ. 151 の評価では、皮膚については表面から一定の深さに標的層があるモデルが使用されたため、電子の外部照射による皮膚の線量が小さい。一方、標準人体モデルの体内空気は肺胞中に分布しており[2]、飛程が短い電子でも肺胞組織に線量を与えるため、内部照射による寄与が無視できなくなった。

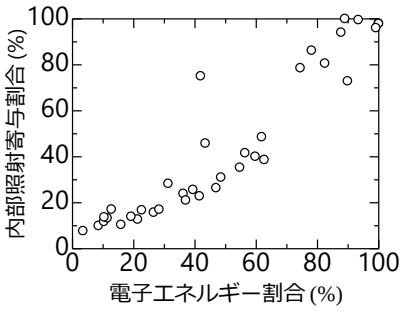


図1 放出エネルギーの電子の割合と内部照射の寄与割合の関係

4. 結論　サブマージョン核種に対する線量評価において、内部照射による線量寄与を考慮する必要性が示された。一方で、1 回換気量の標準値は成人男女それぞれ 625 cm^3、444 cm^3 である[3]のに対し、標準人体モデルの体内空気量は男女それぞれ 154 cm^3、37.2 cm^3 [2]と少なく、体内空気の適正量を今後検討する必要がある。

参考文献

[1] JAEA, 令和 5 年度放射線対策委託費（被ばく線量評価コードの開発）事業成果報告書, 2024 年 3 月.

[2] ICRP, Adult Reference Computational Phantoms. ICRP Publication 110, Ann. ICRP, 2009; **39** (2).

[3] ICRP, Human Respiratory Tract Model for Radiological Protection. ICRP Publication 66, Ann. ICRP, 1994; **24** (1–3).

本件は、原子力規制庁令和 6 年度放射線対策委託費（被ばく線量評価コードの開発）事業により得られた成果を含む。

---

*Kentaro Manabe[1], Shuhei Murota[1], Yuko Murakami[2] and Fumiaki Takahashi[1]

[1]JAEA., [2]NAIS.

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

Wed. Sep 11, 2024 3:35 PM - 4:45 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 6:35 AM - 7:45 AM UTC Room G(Recture RoomsB 1F B101)

[1G11-14] Space Nuclear Utilization

Chair:Toru Obara(Tokyo Tech)

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

[1G11]

Regulatory status and issues in space nuclear energy
(1)R&D and regulatory status of SMR and micro reactors for terrestrial applications

*Shintaro Yagi[1], Kota kawai[1], Fumiya Sato[1], Daiki Tominaga[1] (1. MRI)

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

[1G12]

Regulatory status and issues in space nuclear energy
(2)Discussions in the U.S. for space nuclear energy

*FUMIYA SATO[1], Kota Kawai[1], Shintaro Yagi[1], Daiki Tominaga[1] (1. MRI)

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

[1G13]

Regulatory status and issues in space nuclear energy
(3)Current status and future issues related to space nuclear energy

*Kota Kawai[1], Fumiya Sato[1], Shintaro Yagi[1], Daiki Tominaga[1] (1. MRI)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[1G14]

Effects and countermeasures of power distribution change by control drum rotation and Xenon override in nuclear thermal rocket core.

*Oki Morita[1], Shinichi Namizono[1] (1. UNIVERSITY OF FUKUI)

4:35 PM - 4:45 PM JST | 7:35 AM - 7:45 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

宇宙原子力に関する規制動向及び課題
(1) 地上用途 SMR・マイクロ炉の開発・規制動向

Regulatory status and issues in space nuclear energy

(1) R&D and regulatory status of SMR and micro reactors for terrestrial applications

*八木 伸太郎，川合 康太，佐藤 郁也，冨永 大樹

三菱総合研究所

宇宙用原子力システムは地上での立地検討が不要、輸送・打上げが必要、遠隔地での自律運転が想定されているなどの点から、既存の原子力発電所の許認可とは異なるプロセス・要件が適用されると想定される。著者らは、宇宙における原子力システムの利用条件を検討する前段階として、地上用途小型モジュール炉（SMR）・マイクロ炉の規制要件や輸送要件について、諸外国の新型炉開発動向及び米国の許認可動向から調査・整理した。

キーワード：宇宙原子力、マイクロ炉、規制、許認可、輸送

1. 緒言

宇宙用原子力システムに関しては、地上用途として現在研究開発が進められている SMR 及びマイクロ炉と同様の炉型やコンセプトが用いられると想定される。一方で、宇宙用原子力システムの規制要件や輸送要件は、地上用途 SMR・マイクロ炉の要件を基礎としつつも、宇宙環境を考慮した要件にアレンジする必要がある。本研究では、宇宙用原子力システムに向けて想定される審査プロセス・要件について検討することを目的として、地上用途 SMR・マイクロ炉の開発・規制動向を調査・分析した。

2. 諸外国の新型炉動向及び米国の許認可動向

宇宙用原子力システムでは、出力や寸法の関係から、マイクロ炉が用いられることが予想される。マイクロ炉は既存軽水炉との設計的な違いのみでなく、その用途の違い、輸送性などから既存の規制枠組みでは解決できない課題がいくつか存在している。米国原子力規制委員会（NRC）や米国原子力エネルギー協会（NEI）は今後のマイクロ炉の安全審査・許認可対応に向けて想定課題を整理し、対応方針を示している。本研究では、諸外国の新型炉動向及び米国の許認可動向として、マイクロ炉における規制対応状況を深堀するとともに、①設計認証・ライセンス取得、②立地許可（環境レビュー、緊急時計画等）、③外部ハザード・物理的セキュリティ、④輸送規則、⑤運用方法、オペレータ要件の 5 つの観点に分類し、既存規制と想定課題・対応方針の整理を行った。

設計認証・ライセンス取得に関して、NRC は、現在開発中の規制プロセス 10 CFR Part 53 を整備することにより、炉型に依存せず、リスクインフォームド・パフォーマンスベーストな規制基準を整備している。

また、輸送規則に関して、NRC と米国運輸省（DOT）は放射性物質の輸送について共同で規制を行っており、工場で製造し燃料を装荷した状態のマイクロ炉を輸送するためには、核物質輸送規則を満たす必要がある。NRC は現在、マイクロ炉の製造工場での燃料装荷について検討しており、「原子炉が運転中かどうかを判断するための臨界排除の特徴の活用」、「製造工場での燃料装荷を可能にするために必要な許認可」、「製造工場での運転試験を可能にするための許認可」の観点から検討を実施している。また、燃料を装荷したマイクロ炉の輸送を可能にする輸送パッケージ開発も必要であり、いくつかの対処法が検討されている。

---

*Shintaro Yagi, Kota Kawai, Fumiya Sato, Daiki Tominaga

Mitsubishi Research Institute, Inc.

宇宙原子力に関する規制動向及び課題
（2）宇宙原子力利用における米国の検討状況

Regulatory status and issues in space nuclear energy
(2) Discussions in the U.S. for space nuclear energy

*佐藤　郁也，川合　康太，八木　伸太郎，冨永　大樹
三菱総合研究所

米国では宇宙空間における原子力技術の安全な利用に向けて、原子力システムを搭載した宇宙船の打ち上げに係る許可プロセス・要件を策定している。著者らは、米国における宇宙原子力利用に向けた枠組み形成の動向を調査・整理するとともに、打上げ、及びそれ以降の運用も含め、宇宙用原子力システムに想定される許可プロセス・要件を分析した。

キーワード：宇宙原子力、マイクロ炉、規制、許認可、輸送

1. 緒言

宇宙空間において原子力技術を利用する場合においては、放射性物質の打ち上げに係る安全評価・許可プロセス、及び宇宙空間における原子力システムの起動・運用に係る安全評価・許可プロセスの確立が必要となる。本研究では、宇宙空間において原子力技術を利活用する場合に想定される許可プロセス・要件について検討することを目的として、宇宙用原子力技術の開発が先行する米国における原子力システムの打上げに係る許可プロセス・要件を調査・整理するとともに、起動・運用等に係る許可プロセス・要件を確立する際の論点・課題の分析を行った。

2. 原子力技術の宇宙利用に係る安全枠組み

米国ではこれまで宇宙ミッションにおいて原子力電池が活用されており、放射性物質のロケットでの打上げに係る許可プロセス・要件は既に確立されていた。近年、米国では月面での原子力発電・原子力電池利用、推進力としての原子力利用に向けた研究開発を加速させており、将来の月面原子力発電、原子力推進の実用化に向け、宇宙用原子力システムを搭載した宇宙船の打上げに関するプロセスを更新するための大統領覚書を 2019 年に発効した。この中では、対象とする原子力システムの仕様や放射性物質量に応じて 3 つのレベルに分類を行い、各レベルにて必要となる安全評価及び許可プロセスを規定している。加えて、安全性を評価・レビューするための省庁間原子力安全審査委員会（INSRB）の設置を NASA に要請している。本研究では、これら米国における原子力システムの打ち上げに係る要件・許可プロセスの調査・整理を行った。

打上げについてのプロセスは既に確立されている一方、宇宙空間・月面上にて原子力システムを起動・運用する際の安全評価・許可プロセスについては、米国においても議論途上である。特に月面においては、将来的に有人月面活動を支援する形での利用が想定されていることから、地上同様に人への影響も含めた安全評価が必要となると想定されるが、月面という特異な環境を踏まえ、地上とは大きく異なる環境への影響評価及び外部環境からの原子炉への影響評価が必要になると想定される。本研究では、地上・月面の環境要因の相違点も踏まえ、将来の月面用原子力システムの起動・運用時に想定される許可プロセス・要件を分析した。

---

* Fumiya Sato, Kota Kawai, Shintaro Yagi, Daiki Tominaga
Mitsubishi Research Institute, Inc.

宇宙原子力に関する規制動向及び課題
（3）宇宙原子力に係る現況と今後の課題整理

Regulatory status and issues in space nuclear energy

(3) Current status and future issues related to space nuclear energy

*川合 康太，佐藤 郁也，八木 伸太郎，冨永 大樹

三菱総合研究所

米国での宇宙原子力利用に係る検討状況を、原子炉製造、地上輸送、打上げ、設置、起動・運用の 5 つのフェーズで整理した。日本においても、宇宙戦略基金の技術開発テーマとして、半永久電源システムが言及されており、米国での議論動向などは、半永久電源システムの社会実装の際にも参考になる。

キーワード：宇宙原子力、マイクロ炉、規制、許認可

1. 緒言

今後の宇宙における原子力システムの利用を見据え、宇宙原子力利用に係る議論が本格化している米国の動向を整理した。本稿では、(1) 地上用途 SMR・マイクロ炉の開発・規制動向、(2) 宇宙原子力利用における米国の検討状況のシリーズ発表を踏まえ、宇宙原子力利用を i) 原子炉製造、ii) 地上輸送、iii) 打上げ、iv) 設置、v) 起動・運用の 5 つのフェーズに分解し、各フェーズにおいて想定されるプロセス・要件を整理した。

2. 米国における宇宙原子力利用の検討状況

米国における宇宙原子力利用の検討状況の整理として、上記 5 つのフェーズごとの要件・プロセス策定レベルを図 1 に示す。要件・プロセス策定レベルを、「検討・議論段階」と「具体策定段階」の 2 つに分け、更に以下の 4 つに分類した。

〇初期検討：学会や一部機関内で議論が行われている段階

〇関係者間議論：関係機関間での議論が行われている段階

〇要件・プロセス具体化：所掌機関における要件・プロセスの策定が行われている段階

〇規制策定済み：既に該当規制要件・プロセスが策定されている段階

図 1 に示すように、i) 原子炉製造、iii) 打上げに関しては、具体的な議論が進められている一方、ii) 地上輸送、iv) 設置、v) 起動・運用については、現時点で具体化まで進んでいない。一方、日本においても宇宙戦略基金の技術開発テーマとして、半永久電源システムが言及されており、継続して米国動向を注視していくことが重要であり、日本での宇宙原子力利用においても参考になると考えられる。

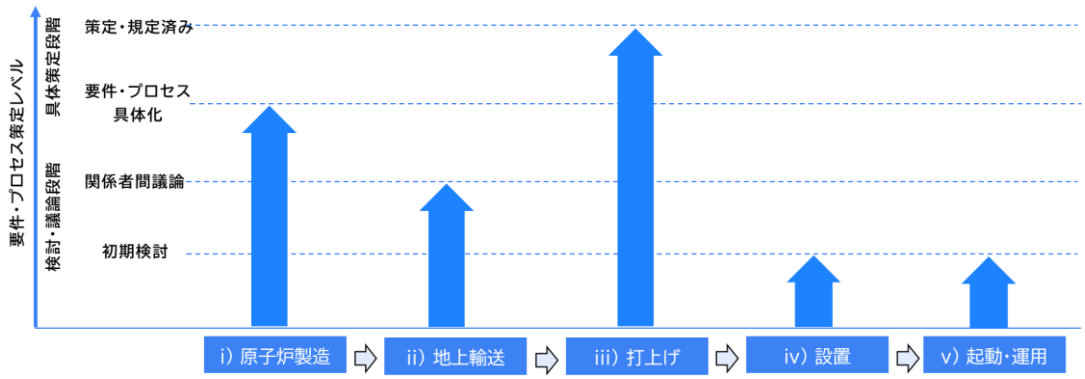


図 1　米国における宇宙原子力利用の検討状況

*Kota Kawai, Fumiya Sato, Shintaro Yagi and Daiki Tominaga

Mitsubishi Research Institute

核熱ロケット炉心の制御ドラム回転による出力分布の変化及び Xe による毒作用の影響と対策

Effects and countermeasures of power distribution change by control drum rotation and Xenon override in nuclear thermal rocket core.

*森田 大[1]，浪園 真一[1]，
[1]福井大学

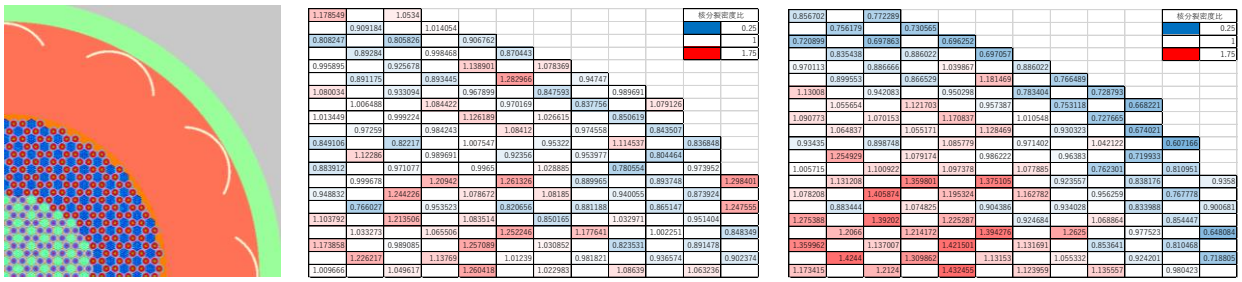
核熱ロケットは原子炉によって推進剤を高温に加熱し噴射することで推進力を得るロケットである。本研究では解析コード SCALE を用いてロケット稼働時に制御ドラムを回転させた際に生じる炉心内の出力分布の変化及び原子炉停止時に発生する ^{135}Xe による毒作用の影響を解析した。

キーワード：核熱ロケット，高温ガス炉，Xe 毒作用，制御ドラム，出力分布変化

1. 緒言

核熱ロケットは既存の化学ロケットより高い比推力を実現可能である。過去には、1970 年代に米国及び旧ソ連で研究開発が行われており、現在では火星の有人探査用のロケットとして研究されている[1]。核熱ロケットにおける原子炉の制御は、炉心外周に配置された制御ドラムを回転させ炉心内に反射する中性子量を調整することで行う。この制御ドラム回転時における炉心内の出力分布変化及び ^{135}Xe による毒作用の影響が不明確であり、ロケット稼働時に燃料の性能を確保可能であるかが課題となっている。

2. 解析結果



炉心解析モデル　　ドラム回転角 0°　　ドラム回転角 90°

図 1　解析モデル及び燃料要素ごとの核分裂密度比

本研究では、モンテカルロ計算コード SCALE[2]を用いた。まず、炉心断面の解析モデルを作成し制御ドラム回転時の各燃料要素における核分裂密度の計算を行った。解析の結果、ロケット稼働時に制御ドラムの回転によって平均値から約 0.6~1.8 倍の出力密度の変化が生じることが分かった。そのため、燃料要素について制限温度を超過することがないか検討を行う必要がある。また、全炉心の解析モデルを作成し、燃焼計算を実施した。解析条件は火星探査ミッションを想定して 1.5 時間原子炉を定格出力で運転したのち原子炉を停止するものとした。解析の結果、原子炉停止後に ^{135}Xe の蓄積によって原子炉に最大で約-0.25(Δk/k)の負の反応度が加わることが分かった。この原子炉の余剰反応度は 0.083(Δk/k)程度であり、原子炉停止後から約 50 時間程度原子炉を再起動することが不可能となることが分かった。

参考文献

[1] Paolo F. Venneri, Yonghee Kim .A feasibility study on low enriched uranium fuel for nuclear thermal rockets II: Rocket and reactor performance ,Progress in Nuclear Energy 87(2016),156-167p

[2] W. A. Wieselquist, R. A. Lefebvre and M. A. Jessee, Eds., SCALE Code System, ORNL/TM-2005/39,Version 6.2.4, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee (2020). Available from Radiation Safety Information Computational Center as CCC-834.

*Oki morita[1], Shinichi Namizono[1]
[1]Fukui Univ.,

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

Wed. Sep 11, 2024 3:35 PM - 4:55 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 6:35 AM - 7:55 AM UTC Room D(Recture RoomsA 1F A106)

[1D11-15] Analysis Method

Chair:Tatsuya Fujita(JAEA)

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

[1D11]

Study on energy group structure for neutron slowing-down calculations

*Atsushi Kojima[1], Go Chiba[1] (1. Hokkaido univ.)

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

[1D12]

Investigation of quadrature sets mapping algorithm in 1-dimensional SN calculation.

*Junshuang Fan[1], Go Chiba[1] (1. Hokkaido University, Faculty of Engineering, Division of Applied Quantum Science and Engineering)

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

[1D13]

Study on data-driven POD eigenvalue calculation method using fixed source transport calculations

*Shunya Teratani[1], Kosuke Tsujita[2], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya Univ., 2. NEL)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[1D14]

Development of a simple prediction model for number density in nuclide transmutation calculation

*Junki Masuda[1], Go Chiba[1] (1. Hokkaido University)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[1D15]

Study on rationalization of spectrum history correction in light water reactors

*Yuya Inagaki[1], Go Chiba[1], Kento Yamamoto[2], Yasuhiro Kodama[2], Hideaki Hyodo[2], Hiroaki Nagano[2] (1. Hokkaido University, 2. Nuclear Fuel Industries)

4:50 PM - 4:55 PM JST | 7:50 AM - 7:55 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

多群中性子減速計算のためのエネルギー群構造に関する検討

Study on energy group structure for neutron slowing-down calculations

*小嶋 敦志[1],千葉 豪[1]
[1]北海道大学

空間依存性を考慮しない中性子減速問題を対象として、縮約誤差を最小限に抑える少数群を生成するアルゴリズムを考案し、その精度を検討した。

キーワード：エネルギー群構造, エネルギー縮約, 中性子減速計算

1. 背景　原子炉の炉心設計では、膨大なケースについて高速かつ高精度な計算を行う必要がある。計算時間を短縮するために用いられるのがエネルギー縮約である。しかしながら、少数群への縮約の際に誤差が生じる。その縮約誤差を低減するためには、少数群の群構造を適切なものとする必要がある。本研究では最適な群構造を自動生成するアルゴリズムの開発を目的とする。

2. 最適化手法　本研究では、空間依存性を考えない中性子の減速問題を対象とした。この場合、詳細群の減速計算で得られた中性子スペクトルを用いて縮約を行えば、縮約誤差は生じない。この性質を利用して、正しい重みスペクトルを用いて縮約を行った少数群計算の結果に対する、誤差を持ったスペクトルを用いて縮約を行った少数群計算の結果における差異を縮約誤差とした。まず、詳細群断面積にランダムに変動を加えて減速計算を行い、中性子スペクトルを得る。この操作を複数回行い、異なる誤差を持ったスペクトルを複数用意する。次に、少数群構造の初期値として、高速群と熱群に分割した 2 群構造を考える。少数群への縮約において、誤差を持った中性子スペクトルで縮約を行った際に生じる k-inf の誤差を、摂動理論を用いることで、少数群毎に評価する。すべてのランダムに生成したスペクトルを用いて縮約を行い、縮約誤差の標準偏差が最も大きい少数群を特定し、その群について群分割を行うものとする。次に、選ばれた少数群の中に含まれる個々の詳細群境界を一つずつ新しい少数群境界と見做して、すべてのスペクトルを用いて縮約を行い、全体の縮約誤差の標準偏差が最も小さくなる群境界を特定し、新たな群境界として少数群に追加する。この操作を繰り返すことで、任意の群数をもつ最適群構造を得る。

3. 結果　上述したアルゴリズムを用いて、軽水炉の燃料ピンセルについて体積重みで均質化した複数の媒質のそれぞれに対して少数群構造を探索した。UO2 燃料と、Pu 同位体組成の異なる 3 つの MOX 燃料とし、そのうちの 1 つについては Pu 富化度が異なる 3 種類のものを考えた。それぞれの媒質について 1334 群から 361 群への縮約で得た最適群構造を図 1 に示す。これより、MOX 燃料では UO2 燃料に比べて 1eV 付近で群が区切られており、その結果、高エネルギー領域での分割が粗くなっていることが分かる。

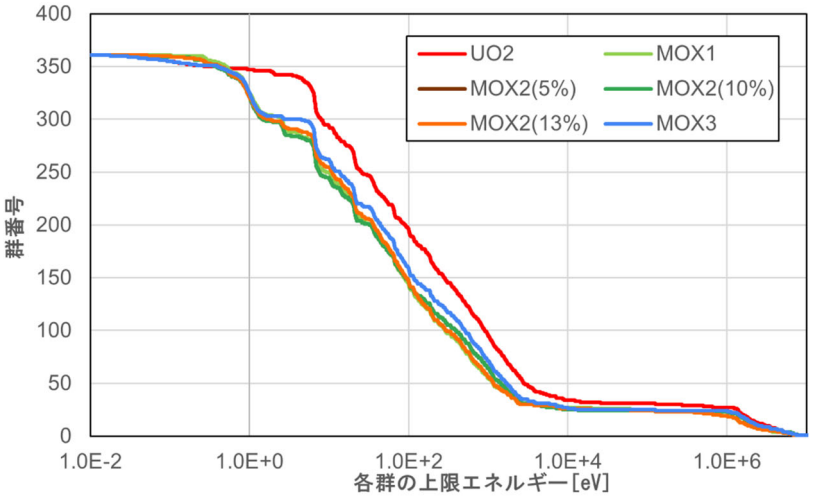


図 1 燃料媒質ごとの最適少数群構造の比較

* Atsushi Kojima[1], Go Chiba [1]
[1] Hokkaido University

Investigation of quadrature sets mapping algorithm in 1-dimensional S_N calculation.

*Jun-shuang Fan[1], Go Chiba[1]
[1]Hokkaido Univ.

A new method to conduct the Discrete Ordinate (S_N) calculation with different orders of quadrature set is developed by dividing the angle space into sub-angular spaces. The neutron current conservation is considered. Investigation about this method is conducted with 1-D planar system. The preliminary result indicates this new method can give reasonable result on scalar neutron flux.

Keywords: S_N method, quadrature set mapping, neutron transport calculation, one-dimensional planar

1. Introduction

In reactor physics field, the Discrete Ordinate Method (S_N) is widely-used, and it is well-known that the prediction of the S_N relies on the spatial angular discretization as well as the order of quadrature set. Using different orders of quadrature set for different regions and the quadrature sets mapping is carried out on boundary, and then the computation burden can be reduced consequently. Although this idea was studied previously[1], follow-up research is lack. The authors develop an algorithm with a new idea of sub-angular space partial current conservation. Its performance is investigate based on a simple 1-Dimensional planar problem.

2. Method, numerical calculation and result

A relatively higher-order quadrature set should be applied in regions with pronounced anisotropic characteristics. One the other side, a relative lower-order quadrature set is acceptable for regions without significant anisotropy characteristic. The higher-order quadrature set can be marked as S_H and the lower one is marked as S_L.

The calculation algorithm can be summarized as follows. (a) The entire angular space $[0, \pi]$ is discretized into L parts symmetrically according to the lower-order quadrature set, each part is regarded as one sub-angular space. (b) The S_N calculation for both orders are carried out according to the sweep direction and the applied quadrature set of each mesh. (c) The quadrature set mapping is conducted when sweep calculation reaches to the boundary where different quadrature sets are employed. (d) Legendre polynomial interpolation is performed with ensuring the conservation of partial neutron current. The interpolation is performed for each half of the angular space, specifically $[0, \frac{\pi}{2}]$ and $[\frac{\pi}{2}, \pi]$. Within each sub-angular space, the following conservation relationship holds,

$$\eta = \frac{\sum w_i}{\sum w_j}, \qquad f = \frac{\sum w_i \tilde{\mu}_i \psi_i}{\sum \eta w_j \tilde{\mu}_j \psi_j}, \qquad \tilde{\psi}_j = f\psi_j,$$

where η is a normalization coefficient used for making the in-coming and out-going directions have the same weight, f is partial neutron current conservation factor, ψ_j is the results after the step of interpolation, $\tilde{\mu}$ is the cosine value of direction with respect to sub-angular space, and conservation factor f is used to give $\tilde{\psi}_j$.

A simple 100-mesh 1-D planar problem is designed where the left half employs a lower-order quadrature set and the right half employs a higher-order quadrature set. The left half is characterized by isotropic scattering, while the right half is characterized by anisotropic scattering, controlled by the HG-factor. The reference calculation is given by S_{32}. The following figures present the RMSE on scalar flux for each mesh and the relative difference in system-averaged scalar flux compared to the S_{32} calculation. The x-axis represents the order of S_L, and the legend labeled *previous* indicates results obtained using the same strategy as in the previous study[1].

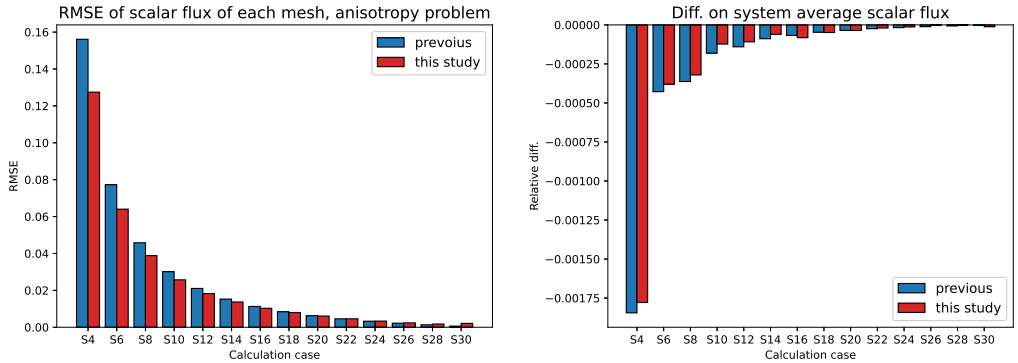


Figure 1: RMSE and average scalar neutron comparison for anisotropy problem.

3. Conclusion

The quadrature set mapping algorithm can predict scalar flux in a quite high accuracy in comparison with pure S_{32} even the S_L at a very low order. Besides, it is clear the sub-angular space partial current conservation strategy improves calculation accuracy in general, however, there are there are exceptions (for instance the $S_{16}-S_{32}$ case) indicating a more compressive investigation about ψ is necessary.

Reference

1. Jarrell, J. J., et al. (2009) Discrete ordinate mapping algorithm for region-based quadrature sets. In International Conference on Mathematics, Computational Methods and Reactor Physics 2009, M&C 2009 (pp. 2547-2555).

固定源輸送計算を利用したデータ駆動型 POD 固有値計算手法に関する検討

Study on data-driven POD eigenvalue calculation method using fixed source transport calculations

*寺谷 俊哉 [1], 辻田浩介 [2], 遠藤 知弘 [1], 山本 章夫 [1]

[1]名大, [2]原子力エンジ

固有直交分解(POD)した基底を中性子源項に与えた固定源輸送計算の結果を利用したデータ駆動型の方法により、POD に基づくk_{eff}固有値計算を実施する手法を新たに考案した。TWIGL ベンチマーク体系を対象としたk_{eff}固有値計算により、本手法の有効性について検証した。

キーワード：固有直交分解、中性子輸送計算、データ駆動型、固有値計算、固定源計算

1. 緒言 固有直交分解(Proper Orthogonal Decomposition, POD)を利用すると、解くべき未知数を全中性子束$\vec{\phi}_g \in \mathbb{R}^{NR}$から展開係数$\vec{\varphi}_g = \mathbf{U}_g^{\mathrm{T}}\vec{\phi}_g \in \mathbb{R}^r$まで削減できる。先行研究では、複数回の固有値輸送計算で得られた中性子源と中性子束の展開係数に基づいて、中性子輸送計算の漏洩項圧縮行列を推定する方法を考案した。しかし、先行研究の手法では複数回の固有値輸送計算が必要であったため計算コストが大きかった。そこで本研究では、より計算コストの小さな固定源輸送計算を利用した漏洩項圧縮行列推定方法を検討した。

2. 提案手法 圧縮後の固定源輸送計算は$\boxed{\left(\tilde{\mathbf{L}}_g + \tilde{\mathbf{\Sigma}}_{t,g}\right)\vec{\varphi}_g = \vec{q}_g \cdots (1)}$と形式的に表現できる。$\vec{\varphi}_g$と$\vec{q}_g$は中性子束と中性子源の展開係数ベクトル、$\tilde{\mathbf{L}}_g$と$\tilde{\mathbf{\Sigma}}_{t,g}$は漏洩項と全断面積項の圧縮行列をそれぞれ意味する。全断面積=吸収断面積、散乱マトリックスと生成断面積をゼロとし、中性子源の教師データを特異値分解して求めた POD 基底を外部中性子源として与えた固定源輸送計算を基底数r回実施する。得られた中性子束と中性子源の展開係数$\vec{f}_{g,i}, \vec{q}_{g,i}$をそれぞれ並べ、データ行列$\mathbf{F}_g, \mathbf{Q}_g$を準備する。ここで$\tilde{\mathbf{L}}_g\mathbf{F}_g = \mathbf{Q}_g - \tilde{\mathbf{\Sigma}}_{t,g}\mathbf{F}_g$の関係を満たすため、漏洩項の圧縮行列$\tilde{\mathbf{L}}_g$は一般化逆行列$\mathbf{F}_g^{\dagger}$を用いて$\tilde{\mathbf{L}}_g = (\mathbf{Q}_g - \tilde{\mathbf{\Sigma}}_{t,g}\mathbf{F}_g)\mathbf{F}_g^{\dagger}$により推定できる。計算対象と類似の全断面積分布において$\tilde{\mathbf{L}}_g$を事前に求め、式(1)を解けば中性子束の展開係数ベクトル$\vec{\varphi}_g$が得られ、$\vec{\phi}_g = \mathbf{U}_g\vec{\varphi}_g$により中性子束が再構成できる。

3. 適用結果 計算体系は、TWIGL ベンチマーク問題を利用した。まず、TWIGL ベンチマーク問題における全断面積の摂動範囲を 8 等分した各ケースに対してk_{eff}固有値計算を実施することで、POD 基底を推定するための教師データを求めた。次に、POD 評価時とは異なる全断面積の条件に対して、提案手法により圧縮行列$\tilde{\mathbf{L}}_g$を推定し、POD-k_{eff}固有値計算を実施した。参照解(MOC 輸送計算)との実効増倍率誤差および中性子束の相対平均二乗誤差(rRMSE)を表 1 に示す。また一例として、基底数が4個の場合の中性子束の相対誤差分布を図 1、漏洩項推定のために要した計算時間を表 2 にそれぞれ示す。結果として、提案手法で計算精度を保ちつつ計算時間を短くしたデータ駆動型 POD-k_{eff}固有値計算を実現できる見込みを得ることができた。

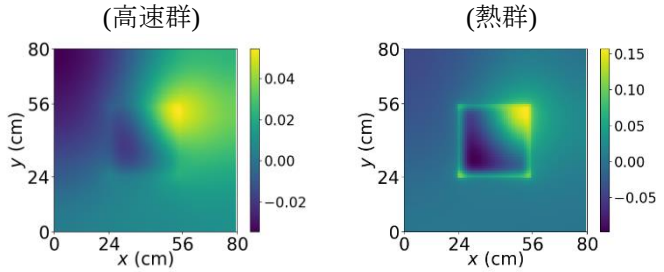


図 1 POD 輸送計算と参照解の中性子束相対誤差分布(%)

表 1 実効増倍率誤差(pcm)と中性子 rRMSE(%)

参照解 keff = 0.885	利用基底数			
	1	2	3	4
rRMSE (%)	27.1	1.8	0.4	0.0
keff_err (pcm)	-425.9	27.1	6.0	-0.3

表 1 漏洩項圧縮行列推定にかかる計算時間

	合計計算時間 (s)
先行研究	28.68
提案手法	4.32

*Shunya Teratani[1], Kosuke Tsujita[2], Tomohiro Endo[1] and Akio Yamamoto[1]

[1]Nagoya Univ., [2]NEL

核種の崩壊・生成計算における数密度の簡易予測モデルの開発

Development of a simple prediction model for number density in nuclide transmutation calculation

*増田純希[1], 千葉 豪[1]
[1]北大

全核種を考慮したチェーンと低次元チェーンでの計算結果に基づいて作成したPOD基底を用い、低次元チェーンでの計算結果からチェーンで考慮していない核種の数密度を予測する手法を開発した。

キーワード：低次元チェーン、POD、核種の崩壊・生成計算

1. 背景・目的　核燃料には多数の核種が含まれ、原子炉の炉心設計や安全解析などにおいてそれら全核種の数密度の時間変化を評価することが理想的である。しかし実際には考慮すべき燃料媒質数が大きくそのような評価は現実的ではない。そこで一般的には評価対象とする特性に影響を与える核種を抽出し影響が小さい核種を省いた低次元チェーンを用いて数密度の評価を行う。本研究では、固有直交分解(POD)を使い、低次元チェーンを用いた計算の結果からチェーンに含まれていない核種の数密度を予測するモデルを開発する。

2. 手法　核種群の時間点ごとの数密度変化を、(核種数×時間点数)の数密度行列と定義し、低次元チェーンで考慮されている核種群、考慮されていない核種群をそれぞれグループA、Bとする。全核種を考慮したチェーンでの計算により数密度$\boldsymbol{n}(t)$、低次元チェーンでの計算により数密度$\tilde{\boldsymbol{n}}(t)$が得られたとき、グループAの数密度を$\tilde{\boldsymbol{n}}(t)$の値、グループBの数密度を$\boldsymbol{n}(t)$の値に係数$f$(極めて小さい値)を乗じたものとして数密度行列$\boldsymbol{N}$を構築し、この$\boldsymbol{N}$に対し特異値分解を行いPOD基底ベクトルを求める。次に、低次元チェーンでの計算で複数の時間点でのグループAの数密度が得られた際に、グループBの数密度を予測することを考える。グループAの数密度を計算結果とし、グループBの数密度を0とした数密度行列$\widehat{\boldsymbol{N}}$を作成し、$\widehat{\boldsymbol{N}}$の列ベクトルを少数のPOD基底ベクトルが張る空間に射影する。例えば、J個のPOD基底ベクトルのセットを$\mathcal{S} = \{\boldsymbol{u}_1、\boldsymbol{u}_2、\ \ldots、\boldsymbol{u}_J\}$として、これが張る空間に$\widehat{\boldsymbol{N}}$の列ベクトルを射影したとするならば、$\boldsymbol{U}_J = (\boldsymbol{u}_1\ \boldsymbol{u}_2\ \ldots\ \boldsymbol{u}_J)$とすると、まとめて$\boldsymbol{U}_J\boldsymbol{U}_J{}^T\ \widehat{\boldsymbol{N}}$と書ける。このようにして得られたグループBの数密度をfで除することで最終的な推定結果を得る。POD基底空間の次元数Jを大きくするに従いグループBの数密度の予測値はゼロとなるが、行列$\widehat{\boldsymbol{N}}$の特異値の分布から推定される適切な次元数で射影を行うことにより、精度の高い推定が期待できる。

3. 結果　U-235の瞬時核分裂後の1,400核種の数密度変化に対して検討を行った。低次元チェーンは燃焼中の反応度に影響及ぼす138核種で構成されるものとした。行列$\widehat{\boldsymbol{N}}$の特異値の分布から推定された適切な次元数100を用いた場合、9割以上の核種の数密度について良好な予測が行えた。良好な予測が行えた例としてSr-90、比較的大きい誤差が見られた例としてZr-101の数密度変化を図1、図2に示す。

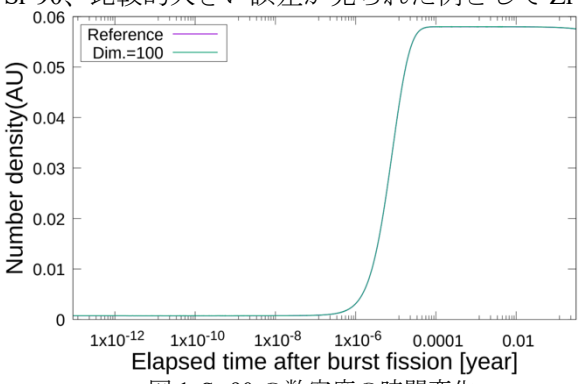


図1 Sr-90の数密度の時間変化

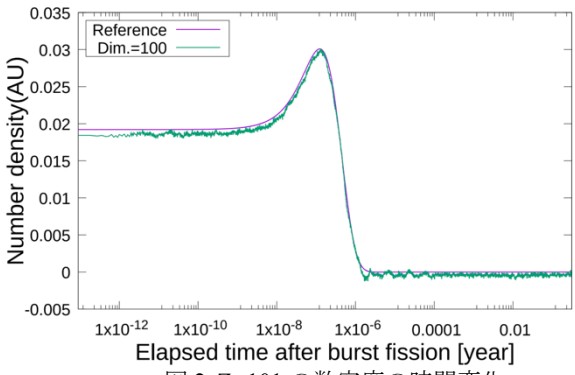


図2 Zr-101の数密度の時間変化

* Junki Masuda[1], Go Chiba[1]
[1] Hokkaido University

軽水炉におけるスペクトル履歴補正の合理化に関する検討

Study on rationalization of spectrum history correction in light water reactors

*稲垣優也 [1], 千葉豪 [1], 山本健土 [2], 小玉泰寛 [2], 兵頭秀昭 [2], 長野浩明 [2]

[1] 北大, [2] 原燃工

燃焼中のスペクトル履歴の変動が核種の数密度を通じて炉心計算における少数群定数に与える影響を合理的に評価する為に基準条件に対する数密度の相対変動に固有直交分解（POD）を用いてデータの圧縮を試みた。

キーワード：スペクトル履歴補正、固有直交分解（POD）

1. 背景・目的　PWR の三次元全炉心燃焼計算において、炉心を構成する燃料媒質中の全ての核種の数密度を追跡することは、計算量が膨大となり現実的とは言えない。そこで、一般的には、ミクロ燃焼補正を伴ったマクロ燃焼モデルが採用される。このモデルでは、炉心を構成する燃料媒質の少数群定数について、燃料温度や減速材密度といったパラメータにおける設計条件と基準条件との差異の影響を補正として考慮する。着目する時間点より以前の燃焼条件が基準条件と異なることが、着目時間点での核種数密度を介して燃料媒質の少数群均質定数に及ぼす影響はスペクトル履歴（SH）効果として知られている。SH 効果を取扱う手法として重要な核種の数密度の基準値に対する変動量を指標とする方法（数密度ブランチと呼称する）がある。本研究では，計算精度向上のために数密度ブランチとして考慮する核種数を増加させることを想定した場合、これを合理的に考慮するための方法について検討を行った。

2. 手法　数密度ブランチによる SH 効果の考慮をより合理的に行うため、固有直交分解（POD）を適用した。試計算として、燃料ピンセルについて、燃料温度、冷却材温度、冷却材ボロン濃度、線出力、冷却期間にランダムな変動を与えた 100 ケースの条件で燃焼計算を行い、数密度ブランチとして考慮することを想定した 11 核種の数密度について、基準値に対する相対変動の snapshot を得た。その後、これに基づいて POD を適用し、少数の POD 基底ベクトルにより数密度変動を再構成し、数密度変動に対する次元圧縮を試みた。

3. 結果・考察　図 1 に少数個の POD 基底ベクトルにより再構成した 40GWD/t 時点での Pu-240 の数密度変動の結果を示すが、3 次元程度の POD 基底空間で参照値を良好に再現していることが分かる。同様に、40GWD/t 時点での 11 核種の数密度相対変動の再現誤差を図 2 に示す。POD 基底空間の次元数の増加に伴う再現誤差の減少は比較的緩やかであり、このような問題においては、POD による大幅な次元圧縮効果はないものの、一定の効果があることが確認された。

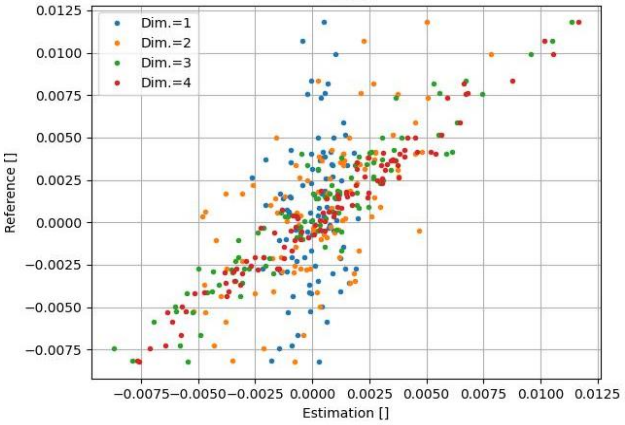


図 1　再構成した Pu-240 の数密度変動

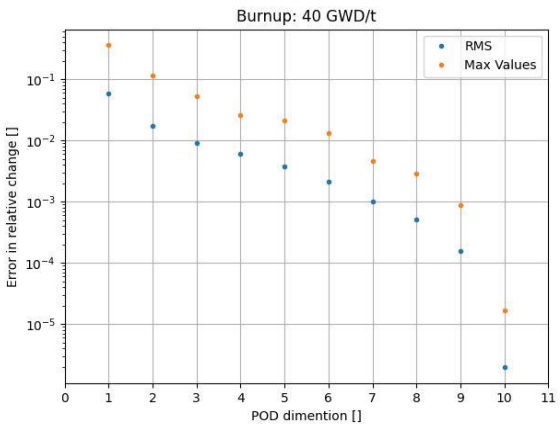


図 2　数密度相対変動の再現誤差

* Yuya Inagaki [1], Go Chiba [1], Kento Yamamoto [2], Yasuhiro Kodama [2], Hideaki Hyodo [2], Hiroaki Nagano [2]

[1] Hokkaido University, [2] Nuclear Fuel Industries

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

Wed. Sep 11, 2024 3:35 PM - 5:00 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 6:35 AM - 8:00 AM UTC Room L(Recture RoomsB 2F B201)

[1L11-15] Inventory Evaluation Technology

Chair:Goro Soejima(JAEA)

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

[1L11]

Decommissioning of Hitachi Training Reactor (HTR)

(1)General overview of the Decommissioning

*Yuko Suzuki[1], Kuniaki Nabatame[2], Tomoharu Hashimoto[2], Ryuichi Tayama[2], Mitsuru Uetake[1], Tomonori Ozawa[1], Hideho Gamo[1] (1. Hitachi, 2. HGNE)

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

[1L12]

Decommissioning of Hitachi Training Reactor (HTR)

(2)Evaluation of radioactivation in HTR

*Kuniaki Nabatame[1], Ryuichi Tayama[1], Yoshihiro Hashimoto[1], Yuko Suzuki[2], Tomonori Ozawa[2] (1. HGNE, 2. Hitachi)

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

[1L13]

Assessment of contamination distribution of “Monju”

(4) Assessment of contamination from corrosion product and activation of fuel handling system

*Shotaro Hanaki[1], Takuma Kinoshita[2], Yotaro Kawaguchi[2], Yasufumi Kishimoto[2], Ryutaro Mashimo[1], Hirokazu Hayashi[1] (1. JAEA, 2. NESI)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[1L14]

Assessment of contamination distribution of “Monju”

(5) Assessment of activation of the fuel washing tank

*Takuma Kinoshita[1], Yotaro Kawaguchi[1], Yasufumi Kishimoto[1], Shotaro Hanaki[2], Ryutaro Mashimo[2], Hirokazu Hayashi[2] (1. NESI, 2. JAEA)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[1L15]

Assessment of contamination distribution of “Monju”

(6) Assessment of activation of the ex-vessel fuel transfer machine

*Yotaro Kawaguchi[1], Takuma Kinoshita[1], Yasufumi Kishimoto[1], Shotaro Hanaki[2], Ryutaro Mashimo[2], Hayashi Hirokazu[2] (1. NESI, 2. JAEA)

4:50 PM - 5:00 PM JST | 7:50 AM - 8:00 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

日立教育訓練用原子炉（HTR）の廃止措置
（1）廃止措置の概要

Decommissioning of Hitachi Training Reactor (HTR)

(1) General overview of the decommissioning

*鈴木 裕子[1]，青天目 州晶[2]，橋本 義大[2]，田山 隆一[2]，植竹 満[1]，小澤 朋紀[1]，蒲生 秀穂[1]

[1]株式会社日立製作所，[2]日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社

日立教育訓練用原子炉（HTR：Hitachi Training Reactor）は、1975 年に運転を終了した原子炉である。現在、廃止措置の第２段階で、第３段階の計画中である。本件では、これまでの解体実績と今後の計画について報告する。

キーワード：廃止措置，解体

1. ＨＴＲについて

HTR は純国産の原子炉で、1961 年の初臨界後、安全研究のためのパルス運転試験、国内初の脳腫瘍治療、原子力技術者の教育訓練等に貢献し、所期の目的を達成し 1975 年に運転を終了した。

2. 第２段階までの廃止措置概要

2-1. 第１段階

HTR は運転終了後、1975～76 年にかけて、炉心部や冷却系統等の主要部を解体し、その解体で発生した放射性廃棄物の原子炉室での保管を継続した。2005 年に使用済燃料を事業所外搬出し、第１段階が完了した。

2-2. 第２段階

第２段階においても原子炉室での放射性廃棄物の保管を継続していたが、より安全に放射性廃棄物を保管すること、合理的に施設を管理することを目的として、放射性廃棄物の保管に影響が無い躯体や建屋等を解体し、放射性廃棄物の保管場所を原子炉室から新設倉庫へ変更した。その結果、大部分の解体が完了し、HTR は、原子炉室とその中にある原子炉本体、廃棄物を保管する新設倉庫の状態となった。

3. 第３段階の計画

第３段階においては原子炉本体を解体する。その際には、放射性廃棄物の部分、クリアランス対象物の部分、放射性廃棄物でない廃棄物の部分を適切に区分けする必要がある。更には汚染の程度に応じた被ばく低減対策や設備仕様等を計画する必要もある。原子炉本体の生体遮蔽コンクリート内部の放射化汚染物質の量と分布の評価結果を図１に示す。また、その評価の妥当性を検証するため、原子炉本体の炉中心から複数箇所のコア抜きを実施し、核種等の分析も行った。評価結果と分析結果の比較については、次報(2) 日立教育訓練用原子炉における放射化放射能評価で報告する。

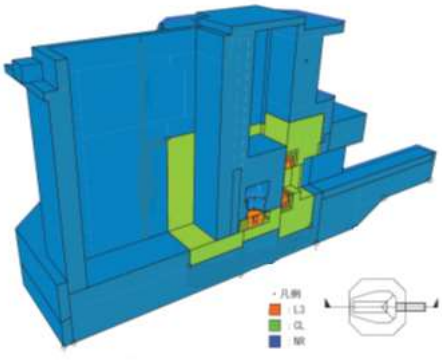


図１　HTR 原子炉本体の汚染分布

*Yuko Suzuki[1], Kuniaki Nabatame[2], Tomoharu Hashimoto[2], Ryuichi Tayama[2], Mitsuru Uetake[1] ,Tomonori Ozawa[1] and Hideho Gamo[1]

[1]Hitachi, Ltd., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

日立教育訓練用原子炉(HTR)の廃止措置
(2)日立教育訓練用原子炉における放射化放射能評価

Decommissioning of Hitachi Training Reactor (HTR)

(2) Evaluation of radioactivation in HTR

*青天目　州晶[1]，田山　隆一[1]，橋本　義大[1]，鈴木　裕子[2]，小澤　朋紀[2]

[1]日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社，[2]株式会社日立製作所

株式会社日立製作所では日立教育訓練用原子炉（HTR）の廃炉を進めている[1]。本原子炉の廃止措置計画策定に向けて，原子炉周り遮蔽コンクリートの残留放射能をコア分析及び放射化計算にて評価した。併せて，放射化計算の妥当性を確認するとともに，放射性廃棄物の物量評価結果について報告する。

キーワード：廃止措置，コンクリート，放射化，核種分析，ORIGEN

1. 緒言

廃止措置を実施するにあたり，計画時点で放射性廃棄物の放射能レベル及びその物量を評価しておくことは，放射線安全管理及び放射性廃棄物の管理・処分を適切に実施する上で重要である。本件では， HTR の廃止措置計画を策定するにあたり実施した原子炉周り構造物の残留放射能評価のうち，コア抜きしたコンクリートの分析値と放射化計算結果及び廃棄物の物量評価を報告する。

2. 原子炉周り遮蔽コンクリートの放射化評価

2-1. 遮蔽コンクリート試料の分析

HTR の東西南の 3 か所から原子炉中心に向けて水平にコアボーリングして採取したコンクリートを分析試料とし，含水率，比重，元素組成(Co-60, Ni-63, Eu-152)，核種放射能(H-3, Co-60, Ni-63, Eu-152)の分析を行った。東側試料の含水率(kg/kg)，密度(g/cm^3)の平均値は 0.081，2.13 であり，方位による違いは小さかった。元素組成も方位の影響は見られず，東側試料の Co, Ni, Eu の濃度(wt%)は，2.1×10^{-3}，3.9×10^{-2}，6.1×10^{-5} であった。核種放射能分析では，Co-60, Ni-63 はいずれの試料でも検出限界未満であった。H-3 と Eu-152 の放射能濃度を図 1 に示す（図中のエラーバーは標準偏差を示す)。両核種ともに，原子炉からの距離に応じて概ね単調に減少していることが確認された。

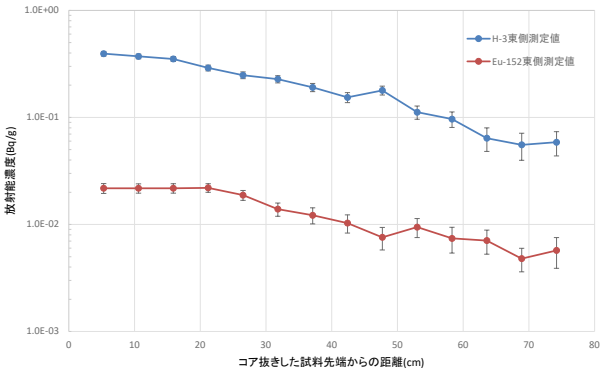


図 1.　遮蔽コンクリートの放射能濃度分析結果（2023 年時点）

2-2. 遮蔽コンクリートの放射化計算

放射化計算は，2 次元 Sn 輸送計算コード DORT にて試料位置の中性子束を計算し，その後放核種崩壊生成計算コード ORIGEN-S を用いて評価対象の 33 核種の放射能濃度を計算した。なお，ORIGEN 計算においては，コンクリートの元素組成に分析値を反映させた。

3. 結言

分析値の結果から，H-3，Eu-152 の放射能濃度はクリアランスレベルを大きく下回る結果が示された。発表では，放射化計算結果との比較，その妥当性及び廃棄物量の物量評価への影響について報告する。

参考文献

[1] 日立教育訓練用原子炉（HTR）の廃止措置の全体概要及び排気筒等の解体について，Journal of RANDEC No. 59

* Kunikaki Nabatame[1], Ryuichi Tayama[1], Tomoharu Hashimoto[1], Yuko Suzuki[2], Tomonori Ozawa[2]

[1] Hitachi-GE Nuclear Energy,Ltd., [2] Hitachi,Ltd.

「もんじゅ」汚染の分布の評価
（4）燃料取扱設備の放射化汚染と二次的な汚染の評価

Assessment of contamination distribution of “Monju”

(4) Assessment of contamination from corrosion product and activation of fuel handling system

*花木 祥太朗[1]，木下 拓真[2]，川口 鷹太郎[2]，岸本 安史[2]，眞下 隆太朗[1]，林 宏一[1]

[1]JAEA，[2]NESI

「もんじゅ」では、2018 年から開始した廃止措置期間全体を 4 段階に区分し、約 30 年間で廃止措置を完了する計画とし、管理区域内の本格的な解体作業を行う第 3 段階に向けて汚染の分布に関する評価を実施している。本シリーズではナトリウム冷却高速炉(SFR)特有の燃料取扱設備(図 1)の汚染の分布の評価について報告する。

キーワード：高速炉、もんじゅ、廃止措置、汚染分布評価、燃料取扱、放射化、二次的な汚染

1. 緒言

汚染の分布の評価は、作業者及び周辺公衆の被ばく低減及び解体撤去工法・手順の策定、並びに解体撤去工事に伴って発生する放射性廃棄物の発生量評価のため、施設内に残存する放射性物質の種類、放射能量及び分布を評価するものである。この評価は、中性子照射によって構造材が放射化して生成される放射化汚染と、放射化した構造材が冷却材中に溶出して生成される腐食生成物が機器・配管の内部に付着して残存する二次的な汚染に区分して行っている。本稿では燃料取扱設備のうち、燃料洗浄槽と燃料出入機の放射化汚染の評価に加えて、これらの機器の二次的な汚染の評価の検討状況も併せて報告する。

2. 燃料洗浄槽の汚染の評価

炉心から取り出した使用済の炉心構成要素等(燃料体、しゃへい体など)は、付着した金属ナトリウムを洗浄除去するため、一時的に燃料洗浄槽内部で保持される。この際、燃料体の自発核分裂により発生する中性子によって構造材が放射化することから、放射化汚染の評価を実施した。また、炉心構成要素等に付随して持ち込まれる放射性核種が燃料洗浄槽の内表面に付着することから、二次的な汚染を評価するために Ge 半導体検出器によるγ線測定を行った。燃料洗浄槽まわりの支持構造物によるしゃへい効果を考慮してγ線の測定体系をモデル化（図 2）することにより測定効率を求め、今回のγ線測定結果から内部の汚染密度を試算した結果、Co-60 で約 20 Bq/cm^2、Nb-94 では約 1 Bq/cm^2 であった。

3. 燃料出入機の汚染の評価

燃料出入機は、原子炉や炉外燃料貯蔵槽(EVST)、燃料洗浄槽などの各機器の間で炉心構成要素等（燃料体、しゃへい体など）を移送する機器である。このため、燃料出入機の内部に燃料体を保持して移送する間に、燃料体の自発核分裂により発生する中性子によって構造材が放射化することから、放射化汚染の評価を実施した。また、燃料出入機の内面には、取扱う炉心構成要素等などから滴下したナトリウムが付着することに加え、炉心構成要素等を把持するグリッパが原子炉や EVST 内の液体ナトリウムや燃料池の水に浸漬されることから、二次的な汚染の分布を評価する必要がある。しかし、炉心構成要素等を保持するコフィン部には厚いしゃへいが施されており、他の配管や機器と同様な手法で外部からγ線を測定することは困難である。このため、機器の点検等の作業時に行われた表面汚染密度の測定記録などを確認し、二次的な汚染の評価へ活用を検討していく。

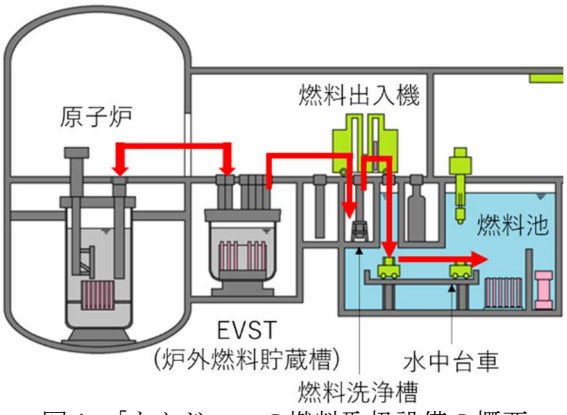


図 1 「もんじゅ」の燃料取扱設備の概要

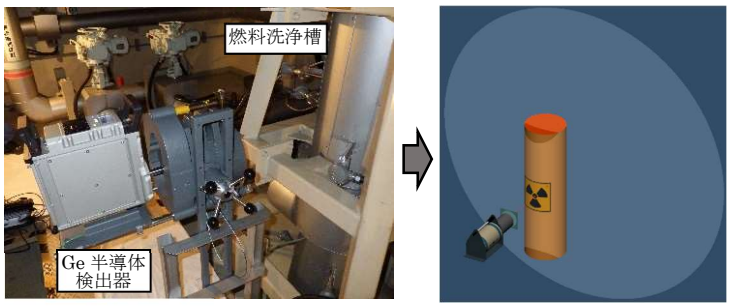


図 2 燃料洗浄槽における測定体系のモデル化

*Shotaro Hanaki[1], Takuma Kinoshita[2], Yotaro Kawaguchi[2], Yasufumi Kishimoto[2], Ryutaro Mashimo[1], and Hirokazu Hayashi[1]

[1]JAEA, [2]NESI

「もんじゅ」汚染の分布の評価
(5) 燃料洗浄槽の放射化汚染評価

Assessment of contamination distribution of "Monju"

(5) Assessment of activation of the fuel washing tank

*木下 拓真[2], 川口 鷹太郎[2], 岸本 安史[2], 花木 祥太朗[1], 眞下 隆太朗[1], 林 宏一[1]

[1]JAEA, [2]NESI

「もんじゅ」では、2018 年から開始した廃止措置期間全体を 4 段階に区分し、約 30 年間で廃止措置を完了する計画とし、管理区域内の本格的な解体作業を行う第 3 段階に向けて汚染の分布に関する評価を実施している。汚染の分布の評価は、作業者及び周辺公衆の被ばく低減及び解体撤去工法・手順の策定、並びに解体撤去工事に伴って発生する放射性廃棄物の発生量評価のため、施設内に残存する放射性物質の種類、放射能量及び分布を評価しており、中性子照射によって構造材が放射化して生成される放射化汚染と、放射化した構造材が冷却材中に溶出して生成される腐食生成物が機器・配管の内部に付着して残存する二次的な汚染に区分して測定・評価している。本稿では、ナトリウム冷却高速炉(SFR)特有の設備である燃料取扱設備の燃料洗浄槽の放射化汚染の評価について報告する。

キーワード：高速炉、もんじゅ、廃止措置、汚染分布評価、燃料取扱、放射化

1. 緒言

「もんじゅ」の燃料取扱設備である燃料洗浄設備は、炉外燃料貯蔵槽から取り出された炉心構成要素等（燃料体、しゃへい体など）に付着するナトリウムを洗浄除去する SFR 特有の設備である。この設備のうち、燃料洗浄槽は、燃料出入設備よりアルゴンガス雰囲気の洗浄槽内へ炉心構成要素等を受入れ、冷却し、付着ナトリウムを除去するための湿潤アルゴンガス洗浄及び脱塩水洗浄を行い、再び燃料出入設備へ受渡す。

燃料洗浄槽は燃料体を受け入れ、燃料出入設備に受け渡すまでの期間中、燃料体の自発核分裂等により発生する中性子によって構造材が放射化することから放射化汚染の評価を行った。

2. 放射化汚染の評価手法

燃料洗浄槽の放射化汚染の評価では､2 次元輸送計算コード DORT により 2 種類の中性子束分布を算出し、得られた中性子束分布を用いて、放射性核種生成崩壊コード ORIGEN(SCALE6.2)により放射能濃度を算出した。

DORT に用いる解析体系は、設備の形状（図 1）や構造材の元素組成を反映した R-Z 体系とした。また、燃料洗浄槽は燃料体に付着したナトリウムを洗浄する過程において、洗浄槽内の雰囲気がガス洗浄状態と水洗浄状態に変化することから、当該領域の物質組成をアルゴンと水の 2 種類とした。

ORIGEN では、DORT により得られた 2 種類の中性子束分布を用いて、洗浄槽内の雰囲気状態を考慮した放射化による放射能濃度を算出した。また、評価に用いた照射条件は、運転実績をもとにガス洗浄状態と水洗浄状態における照射時間を決定した。

3. 放射化汚染の評価結果

法令で定められた濃度上限値を使用して燃料洗浄槽の放射能濃度レベル区分評価を行った（図 2)。その結果、照射直後では燃料洗浄槽の胴板の一部領域が、主に Mn-54 や Co-60 の影響により L3 相当の放射能濃度となることが分かった。また、この L3 相当領域は、照射後 1 年を経過すると、それら核種の放射能の減衰に伴い、全ての領域でクリアランスレベル(CL)相当になることを確認した。

4. 結論

燃料洗浄槽の放射化汚染について評価した結果、照射直後の放射能濃度レベル区分は、燃料洗浄槽の胴板の一部領域が L3 相当となったが、照射後 1 年経過すると、全ての領域が CL 相当となった。

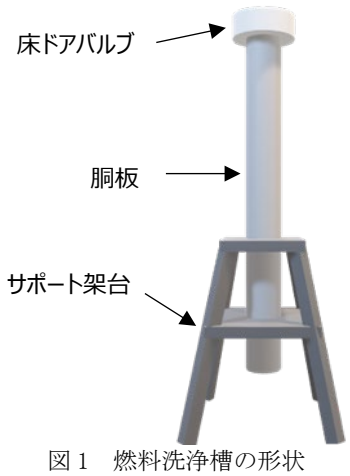


図 1　燃料洗浄槽の形状

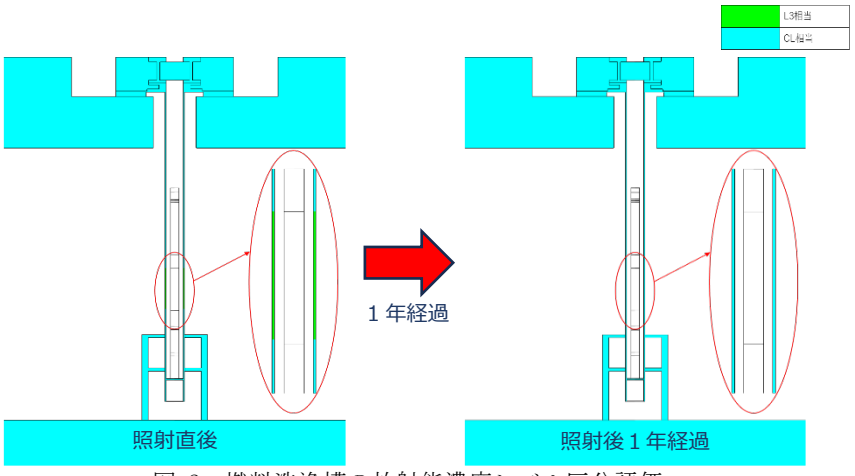


図 2　燃料洗浄槽の放射能濃度レベル区分評価

*Takuma Kinoshita[2], Yotaro Kawaguchi[2], Yasufumi Kishimoto[2], Shotaro Hanaki[1], Ryutaro Mashimo[1], Hirokazu Hayashi[1]

[1]JAEA, [2]NESI

「もんじゅ」汚染の分布の評価
(6) 燃料出入機の放射化汚染評価

Assessment of contamination distribution of “Monju”

(6) Assessment of activation of the ex-vessel fuel transfer machine

*川口 鷹太郎[2]、木下 拓真[2]、岸本 安史[2]、花木 祥太朗[1]、眞下 隆太朗[1]、林 宏一[1]

[1]JAEA, [2]NESI

「もんじゅ」では、2018 年から開始した廃止措置期間全体を 4 段階に区分し、約 30 年間で廃止措置を完了する計画とし、管理区域内の本格的な解体作業を行う第 3 段階に向けて汚染の分布に関する評価を実施している。汚染の分布の評価は作業者及び周辺公衆の被ばくの低減及び解体撤去工法・手順の策定、解体撤去工事に伴って発生する放射性廃棄物の発生量評価のため、施設内に残存する放射性物質の種類、放射能量及び分布を評価しており、中性子照射によって構造材が放射化して生成される放射化汚染と、放射化した構造材が冷却材中に溶出して生成される腐食生成物が機器・配管の内部に付着して残存する二次的な汚染に区分して測定・評価している。本稿では、ナトリウム冷却高速炉（SFR）特有の燃料取扱設備である燃料出入機の放射化汚染の評価について報告する。

キーワード：高速炉、もんじゅ、廃止措置、汚染分布評価、燃料取扱、放射化

1. 緒言

「もんじゅ」の燃料取扱設備である燃料出入機は、原子炉、炉外燃料貯蔵槽、燃料洗浄槽等の設備間で炉心構成要素等（燃料体、しゃへい体等）を保持・移送する SFR 特有の機器である。燃料出入機には、アルゴンガス雰囲気で炉心構成要素等やそれらを収納する移送ポットを取扱う本体 A と、空気雰囲気で炉心構成要素等や缶詰缶を取扱う本体 B を有する(図 1)。

燃料出入機は燃料体を移送中、燃料体の自発核分裂等により発生する中性子によって構造材が放射化することから、放射化汚染の評価を行った。

2. 放射化汚染の評価手法

燃料出入機の放射化汚染を評価するため、「もんじゅ」のしゃへい設計手法で用いられた 2 次元輸送計算コード DORT により本体 A 及び B まわりの中性子束分布を求め、得られた中性子束分布を用いて放射性核種生成崩壊コード ORIGEN(SCALE6.2)にて放射化による放射能濃度を算出した。

中性子束分布を算出する際には、設備の形状や構造材の元素組成を反映し、燃料体を保持する燃料出入機本体まわりの R-Z 体系を用いた。なお、本体 A と B でコフィン胴等主要部の寸法に大きな差はない。

3. 放射化汚染の評価結果

法令で定められた濃度上限値を使用して本体 A の放射能濃度レベル区分評価を行った（図 2）。その結果、照射直後ではコフィン胴の一部領域が、主に Mn-54 や Co-60 の影響で L3 相当の放射能濃度となることが分かった。また、この L3 相当領域は、照射後 1 年を経過すると、それら核種の放射能の減衰に伴い、全ての領域でクリアランスレベル(CL)相当になることを確認した。

本体 B については、コフィン内部の物質組成やグリッパの形状などが本体 A の評価条件と異なるものの、これらの違いによる影響は小さく、概ね同様の評価結果となった。

4. 結論

燃料出入機本体 A 及び本体 B の放射化汚染について評価した結果、照射直後の放射能濃度レベル区分は、コフィン胴の一部領域で L3 相当となったが、照射後 1 年経過すると全ての領域が CL 相当になった。

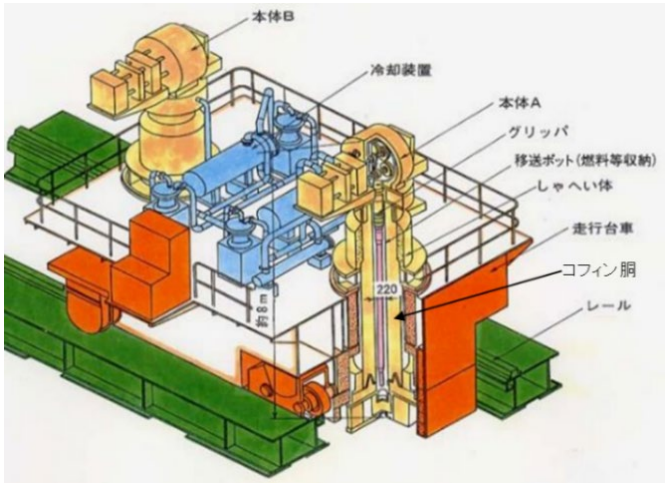


図 1　燃料出入設備の鳥瞰図

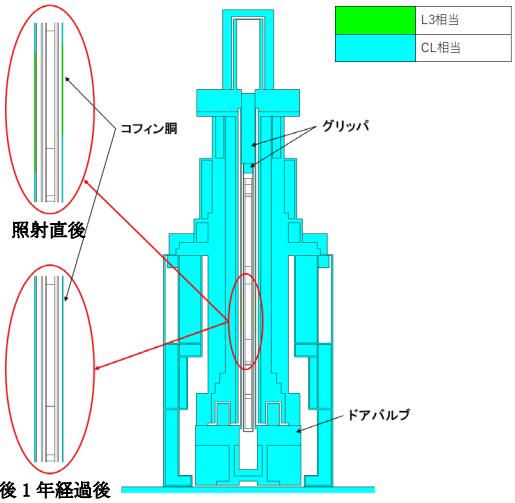


図 2　燃料出入機本体 A の放射能濃度レベル区分

*Yotaro Kawaguchi[2], Takuma Kinoshita[2], Yasufumi Kishimoto[2], Shotaro Hanaki[1], Ryutaro Mashimo[1], Hirokazu Hayashi[1]
[1]JAEA, [2]NESI

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

Wed. Sep 11, 2024 3:50 PM - 4:40 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 6:50 AM - 7:40 AM UTC Room M(Recture RoomsB 2F B202)

[1M12-14] High-level Radioactive Waste 2

Chair:Tomohiro Okamura(Tokyo Tech)

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

[1M12]

Development of alternative retrieval technology for PEM method
(1) Outline of technology development

*Masato Kobayashi[1], Mitsunobu Okihara[2], Mitsuo Gohke[2], Takanobu Sakamoto[2], Hiroshi Nemoto[1], Masahiro Kawakubo[1] (1. RWMC, 2. Shimizu)

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

[1M13]

Development of alternative retrieval technology for PEM method
(2) Technical feasibility of opening operation the PEM shell by abrasive water jet

*Mitsuo Gohke[1], Mitsunobu Okihara[1], Takanobu Sakamoto[1], Hiroshi Nemoto[2], Masato Kobayashi[2], Masahiro Kawakubo[2] (1. Shimizu, 2. RWMC)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[1M14]

Development of alternative retrieval technology for PEM method
(3) Technical feasibility of opening operation the PEM shell by wire saw

*Masahiro Kawakubo[1], Mitsunobu Okihara[2], Mitsuo Gohke[2], Takanobu Sakamoto[2], Hiroshi Nemoto[1], Masato Kobayashi[1] (1. RWMC, 2. Shimizu)

4:35 PM - 4:40 PM JST | 7:35 AM - 7:40 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

PEM 方式の代替回収技術の開発
（1）技術開発の概要

Development of alternative retrieval technology for PEM method

(1) Outline of technology development

*小林 正人[1]，沖原 光信[2]，郷家 光男[2]，坂本 嵩延[2]，根本 浩史[1]，川久保 政洋[1]

[1]原環センター，[2]清水建設

高レベル放射性廃棄物における人工バリアの定置方式の一つである処分坑道横置き・PEM*方式の回収作業において、廃棄体（ガラス固化体）を PEM の形態で回収できない場合の代替の方法として、PEM からオーバーパック（OP）を回収するために必要となる技術開発課題を抽出・整理し、要素試験に着手した。

キーワード：高レベル放射性廃棄物、地層処分、回収技術、*PEM(Prefabricated Engineered barrier system Module)方式、代替方法

1. PEM からの OP 回収手順と技術　回収時の地下施設として、処分坑道が埋め戻され、坑道端部に力学プラグが設置された状態が考えられている[1]。この処分坑道からの PEM 一体を回収するために必要な作業は、①力学プラグの撤去、②PEM 周囲の隙間充填材の除去、③処分坑道からの PEM の搬出である。これに対して OP として回収する場合、PEM が露出した作業②の後が、③’原位置での PEM 容器の開封、④緩衝材の除去、⑤OP の搬出に変更となる[2]。作業①②は PEM として回収する場合と同様、作業④は処分孔竪置き方式を対象として整備が進められている流体的除去技術の成果が応用できると考えられる[3]。また、OP の閉じ込め機能が維持されているなら、作業⑥は放射線を考慮した約 6 t の円柱型鋼品のハンドリング作業とみなすことができる。以上の整理より、作業③’に適用する PEM 開封装置の具体化に向けた技術開発から着手した。

2. 厚板切断技術と PEM の開封位置　PEM 容器は 28 mm 厚の SGV410 が候補材料とされている[1]。この厚さの鋼殻を切断する技術は、ガス溶断などの熱切断、ウォータジェットなどの流体切断、鋼殻よりも硬い工具を使用する機械切断など様々なものがある。先ず 28 mm の切断実績がある技術について、PEM 容器の開封位置の関係を図 1 のように整理した。PEM 上側の開封では、作業④の塩水噴射は下向き姿勢、作業⑤の積込み時の OP の動きは↑→↓となる。前側の場合は、作業④は横向き姿勢、作業⑤は前方への引出し動作となる。このように開封位置は作業④や⑤の容易性や安全性にも関連している。切断技術は後続作業、切断効率（鋼殻の切断に要する時間）や切断工具の消耗なども考慮しつつ、総合的に設定することが重要である。

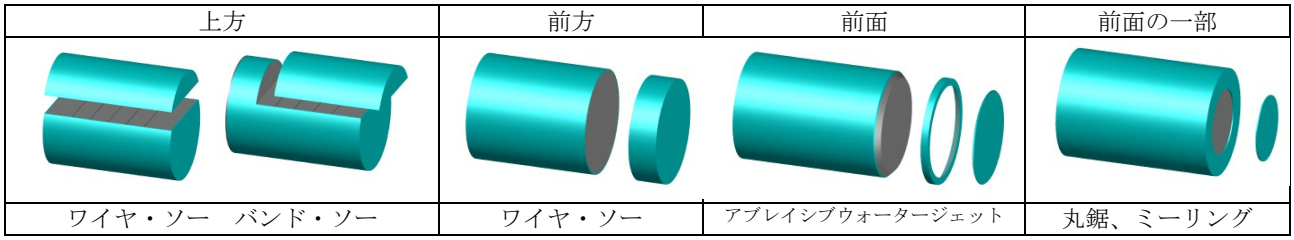


図 1 PEM 容器の開封位置と適用の見込みがある厚板切断技術の組合せ

3. 切断要素試験による技術情報の取得　図 1 のように、開封位置によっては鋼板と緩衝材の異種材料の同時切断となる。また厚板切断実績がある技術についても、切断条件や効率との関係についての公開情報は殆どない。そこで切断工具と鋼殻との位置関係を考慮した切断要素試験を実施し、切断工具の消耗具合、周辺環境への影響など、切断技術の選定や装置の具体化に資する技術情報の取得に着手した。

4. 今後の取り組み　PEM 容器の開封作業については、厚板切断技術の調査や要素試験の結果を踏まえ、技術的実現性の見通しを得た。今後、図 1 に示した開封位置に対する作業④と⑤の基本的な流れを具体化することで、各作業に適用する装置ごとの要件の設定や機能を抽出し、PEM からの OP 回収の一連の作業についても技術的実現性の提示に向け手法や装置の具体化を進める。本報告には，経済産業省資源エネルギー庁からの委託事業「令和 5 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】（地層処分施設施工・操業技術確証試験）の成果の一部を使用している。

参考文献　[1] NUMO：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, 2021. [2] 原環センター・原子力機構：令和 5 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（地層処分施設施工・操業技術確証試験）報告書, 2024. [3] 原環センター・原子力機構：令和 4 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（回収可能性技術高度化開発）報告書, 2023.

*Masato Kobayashi[1], Mitsunobu Okihara[2], Mitsuo Gohke[2], Takanobu Sakamoto[2], Hiroshi Nemoto[1] and Masahiro Kawakubo[1]
[1]RWMC, [2]Shimizu

PEM 方式の代替回収技術の開発
(2) アブレイシブウォータージェットによる PEM 容器の開封の技術的実現性

Development of alternative retrieval technology for PEM method
(2) Technical feasibility of opening operation the PEM shell by abrasive

*郷家 光男[1]，沖原 光信[1]，坂本 嵩延[1]，根本 浩史[2]，小林 正人[2]，川久保 政洋[2]
[1]清水建設，[2]原環センター

研磨剤を添加した超高速の噴流で鋼材を切断するアブレイシブウォータージェット（以下、AWJ）について、PEM 容器の開封作業への適用性評価、及び装置の具体化に資する技術情報を取得するため、切断箇所を模擬した供試体の切断要素試験を実施した。

キーワード：高レベル放射性廃棄物、地層処分、回収技術、開封作業、アブレイシブウォータージェット

1. 緒言　AWJ には被切削物の噛み込みによる刃物の破損が原理上発生しない特徴がある。また、厚さ 100mm の鋼材の切断実績[1]もあることから、PEM 容器の開封の技術的実現性を確認するための要素試験を行った[2]。

2. PEM 鋼殻切断時の作業姿勢　AWJ による PEM 開封時のノズル位置の考え方を図 1 に示す。PEM 前面から斜め 45 度で噴射し、側部に抜くことで噴流による内部のオーバーパックや緩衝材の損傷を防ぐこととした。なお、図 1 に示した寸法は内側角より 10mm の位置を切断した場合の例である。要素試験では、この作業姿勢を考慮して供試体等を準備した。

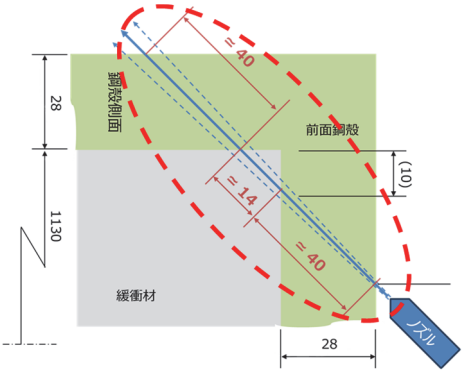


図 1　AWJ 斜め噴射による開封

3. 要素試験による AWJ の適用性の確認　要素試験では、緩衝材を含めた鋼板 2 枚の同時切断の可能なノズル移動速度、鋼殻内部での噴流の影響、切断時の消耗材の量の把握、PEM 側面から貫通した噴流の影響等を AWJ による PEM 開封の技術的実現性の確認項目とした。供試体のイメージを図 2 に示す。AWJ の噴射条件の内、水圧、ノズル離隔、研磨剤の供給量は固定した。試験後に解体した供試体の外観を図 3 に示す。ノズル移動速度 1.0mm/s の場合、2 枚目の鋼板は切断できなかった。0.5mm/s では 2 枚目も切断できたことから、この試験で使用した AWJ 設備では、ノズル移動速度の上限は 0.5~1.0mm/s の間であることが分かった。0.5mm/s の試験において、研磨剤の供給が不安定になった領域で一部繋がっている箇所があることから、確実な切断にはノズル移動速度と研磨剤の安定供給の管理が重要であることが分かった。また、PEM 側面を貫通した噴流の影響を確認するため、ノズル移動速度 0.25mm/s 時に供試体下面から 580mm 離れた位置にコンクリートブロックを置き、AWJ による損傷状況の観察も行った。その結果、コンクリートブロックを切断する能力が残っていることが確認され、PEM と坑道壁面の空間に噴流の威力を減衰させる処置の必要性も示唆された。

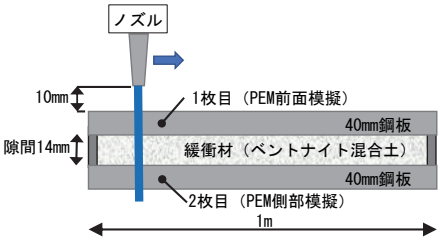


図 2　PEM 角部切断を模擬した供試体のイメージ

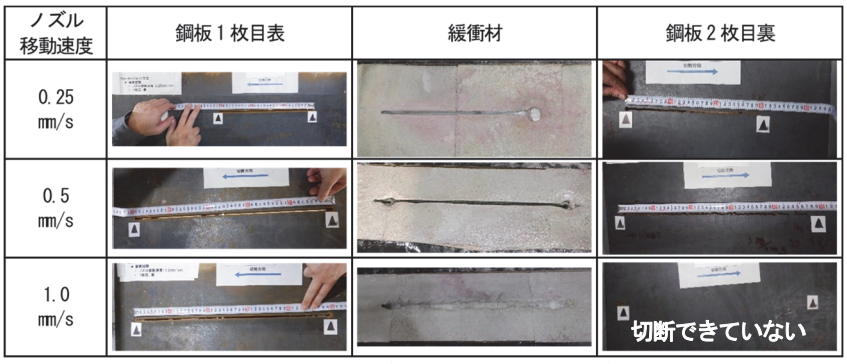


図 3　試験後に解体した供試体の外観

4. 結言　要素試験の結果、AWJ は PEM 鋼殻の開封に使用する切断技術としての適用性があり、切断に要する時間も目標とした 5 時間を達成できる見通しがあることが分かった。

本報告には、経済産業省資源エネルギー庁からの委託事業「令和 5 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】（地層処分施設施工・操業技術確証試験）の成果[2]の一部を使用している。

参考文献　[1] 山下ほか：アブレシブウォータージェットによる高温鋼材の切断特性，砥粒加工学会誌，Vol.64，No.12，pp.630-634，2020.　[2] 原環センター・原子力機構：令和 5 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（地層処分施設施工・操業技術確証試験）報告書，2024.

*Mitsuo Gohke[1], Mitsunobu Okihara[1], Takanobu Sakamoto[1], Hiroshi Nemoto[2], Masato Kobayashi[2], and Masahiro Kawakubo[2]
[1]Shimizu, [2]RWMC

PEM 方式の代替回収技術の開発
(3) ワイヤ・ソーによる PEM 容器の開封の技術的実現性

Development of alternative retrieval technology for PEM method

(3) Technical feasibility of opening operation the PEM shell by wire saw

*川久保 政洋[1]，沖原 光信[2]，郷家 光男[2]，坂本 嵩延[2]，根本 浩史[1]，小林 正人[1]

[1]原環センター，[2]清水建設

ワイヤ・ソーは、ダイヤモンドのチップまたはビーズを付けたワイヤを一定の張力をかけながら高速走行させて、対象物を細かく削りながら切断する方法である。PEM 容器の開封作業への適用性評価、及び装置の具体化に資する技術情報を取得するため、切断箇所を模擬した供試体の切断要素試験を実施した。

キーワード：高レベル放射性廃棄物、地層処分、回収技術、PEM、開封作業、ワイヤ・ソー

1. 緒言　ワイヤ・ソーの適用事例として、現状で検討されている PEM 容器の厚さである 28 mm 以上の鋼板の切断実績があることから、PEM 容器の開封作業への適用の見込みがあると考えられる。一方、ワイヤの張力はメインプーリー及びガイドプーリーを切断方向に移動させることで調整されるため、対象物の大きさや形状、切断位置などによって調整することになる。そのため、ワイヤ・ソーによる PEM 容器の切断作業の具体化に向けて、切断条件と効率の関係、及び切断時に生じる挙動を把握するための要素試験を実施した[1]。

2. PEM 鋼殻切断時の作業姿勢　処分坑道に横置きされた PEM に対し、ワイヤを垂直に動かせば円形に、水平に動かせば PEM 上部が長方形に開口する。ワイヤ・ソーによる切断では、ワイヤが走行した面で対象物が分割されるため、表面の鋼殻単体ではなく内側の緩衝材も一緒に切断される。このようなワイヤと対象物の接触状況を再現するため、図 1 に示す供試体を準備した。

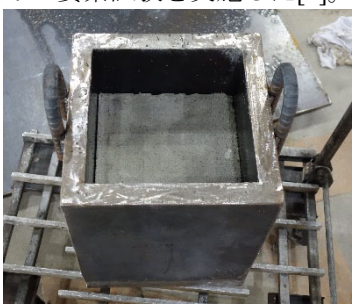


図 1　PEM を模擬した供試体

3. 要素試験によるワイヤ・ソーの適用性の確認　供試体は厚さ 28 mm の SS400 で製作した内寸 200 mm、奥行き 300 mm の角型容器で、内部に 200 mm 厚さの緩衝材相当のブロックを挿入したものである。上方から 100 mm（ゾーン A）は間隔を空けた 2 枚の鋼板、続く 200 mm（ゾーン B）は 2 枚の鋼板に緩衝材が挟まれた状態となっている。ワイヤ・ソーの切断効率は、単位時間当たりの切断面積[cm^2/min]で表されるため、ゾーン A と B を比較することで、異種材料の同時切断を考慮した切断効率への影響を把握した。なお、切断時に潤滑水を使用しないドライ方式とし、ワイヤ走行の動力源のモータの電流値を監視しながら、ワイヤ張力が一定となるように制御した。

図 2　切断直後の供試体

ゾーン A の鋼板の断面積は 56 cm^2(2.8x10x2)であり、切断に 216 秒を要したことから、切断効率は約 15.5 cm^2/min であった。一方、緩衝材を挟んだゾーン B の断面積は 112 cm^2(2.8x20x2)であり、662 秒を要したことから、切断効率は約 10.1cm^2/min であった。ゾーン A と B の比較より、厚さ 200 mm の緩衝材を同時に切断することで、切断効率が 2/3 に低下した。異種材料の同時切断による切断効率の違いが生じた要因として、緩衝材粉末によるワイヤのスリップ、緩衝材部分の通過時の張力の増加が考えられる。前者は緩衝材の粉末（粘土鉱物）がダイヤモンドチップと鋼材の間で潤滑材のように振る舞うことで、ワイヤ自体の切削能力が低下するというものである。後者はワイヤが緩衝材部を走行する際に生じる反力（摩擦）分だけワイヤの張力にロスが生じ、鋼板部に作用するワイヤの押付力が低下することで、切削効率が低下するものである。前者はワイヤの汚れによる効率低下のため寸法依存性は無いが、後者の場合、緩衝材の幅が広くなるほど反力が大きくなるので、実寸大の PEM の切断時には更に切断効率が低下する可能性がある。

4. 結言　要素試験の結果、ワイヤ・ソーは PEM 鋼殻の開封に使用する切断技術としての適用性があることが確認できた。実寸大の PEM の開封に要する時間の推定や切断位置の具体化に向けて、緩衝材による切断効率の低下についても情報を拡充していく必要がある。

本報告には，経済産業省資源エネルギー庁からの委託事業「令和 5 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】（地層処分施設施工・操業技術確証試験）の成果[2]の一部を使用している．

参考文献　[1] 原環センター・原子力機構：令和 5 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（地層処分施設施工・操業技術確証試験）報告書，2024.

*Masahiro Kawakubo[1], Mitsunobu Okihara[2], Mitsuo Gohke[2], Takanobu Sakamoto[2], Hiroshi Nemoto[1] and Masato Kobayashi[1]
[1]RWMC, [2]Shimizu

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：504-2 Nuclear Chemistry, Radiochemistry, Analytical Chemistry, Chemistry of Actinide Elements

Wed. Sep 11, 2024 3:55 PM - 5:00 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 6:55 AM - 8:00 AM UTC Room N(Recture RoomsB 2F B203)

[1N12-15] Separation Technique

Chair:Akira Kuwahara(Shibaura Inst. of Tech.)

3:55 PM - 4:10 PM JST | 6:55 AM - 7:10 AM UTC

[1N12]

Comparison of utility in chemical process for extractants and masking agents developed in JAEA

*Yuji Sasaki[1], Yasutoshi Ban[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:10 PM - 4:25 PM JST | 7:10 AM - 7:25 AM UTC

[1N13]

Development of astatine-211 dry recovery process by evaporation with aerosol

(3)Overall concept for Practical Application of At-211

*ATSURO HAYAKAWA[1], YASUHIRO SUZUKI[1], MASARU YUHARA[1], KEISUKE TSUKADA[1], HIROSHI OKABE[1], YU YAMASHITA[1], Atsushi Toyoshima[3], Mitsuhiro Fukuda[2], Atsushi S[3,4], TAKASHI NAKANO[2] (1. Toshiba ESS, 2. RCNP, Osaka Univ, 3. IRS, Osaka Univ., 4. Osaka Aoyama Univ.)

4:25 PM - 4:40 PM JST | 7:25 AM - 7:40 AM UTC

[1N14]

Development of astatine-211 dry recovery process by evaporation with aerosol

(4) Acquisition of fundamental data for equipment design

*Masaru Yuhara[1], Hirofumi Okabe[1], Keisuke Tsukada[1], Yasuhiro Suzuki[1], Atsuro Hayakawa[1], Mitsuhiro Fukuda[2], Atsushi Toyoshima[3], Atsushi Shinohara[4,3] (1. TOHISBA ESS, 2. RCNP, Osaka univ., 3. IRS, Osaka Univ., 4. Osaka Aoyama univ.)

4:40 PM - 4:55 PM JST | 7:40 AM - 7:55 AM UTC

[1N15]

Development of astatine-211 dry recovery process by evaporation with aerosol

(5) Numerical analysis of transportation and reaction of aerosol and astatine-211

*Keisuke Tsukada[1], Masaru Yuhara[1], Hirofumi Okabe[1], Yasuhiro Suzuki[1], Atsuro Hayakawa[1] (1. TOSHIBA ENERGY SYSTEMS & SOLUTIONS CORPORATION)

4:55 PM - 5:00 PM JST | 7:55 AM - 8:00 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

JAEA で開発した抽出剤やマスキング剤のプロセス利用性の比較

Comparison of utility in chemical process for extractants and masking agents developed in JAEA

*佐々木祐二[1]、伴康俊[1]
[1]原子力機構

原子力機構（JAEA）は元素分離プロセスに有用な抽出剤やマスキング剤を開発してきた。一方、同じ目的で複数の化合物が検討されており、どの試薬が望ましいかが不透明である。ここでは分離工程を 3 つ（Ln+An 一括抽出、Ln/An 分離、Am/Cm 分離）に分け、それぞれの工程で条件の比較検討を行った。

キーワード：DGA、NTA アミド、DTBA、ADAAM、元素分離プロセス

１．緒言　PUREX プロセスで発生する高レベル廃液中の MA（マイナーアクチノイド）の回収は、放射性廃棄物の有害度低減や核変換用 MA 燃料の製造に必要な技術であり、早期の開発が望まれている。JAEA は Ln（ランタノイド）+An（アクチノイド）一括抽出剤の DGA（ジグリコールアミド）化合物、DTPA（ジエチレントリアミン５酢酸）を改良した DTBA や Am/Cm 分離用の ADAAM 等、世界的に見ても優れた抽出剤やマスキング剤を開発してきた。しかし、関連する分離工程で多くの試薬が検討され、どれが適正かを判断しにくい。そこで、Ln+An 一括抽出工程で各種 DGA と DOODA、Ln/An 分離工程で NTA アミドと DTBA、Am/Cm 分離工程で ADAAM と DGA/DOODA 等と、3 つの抽出分離工程で条件を比較する。図 1 に比較対象の化合物を記す。なお、Am/Cm 分離について、JAEA で世界のトップレベルの性能を持つ抽出剤を開発しており、それを利用した工程を検討すべきと考える。

２．検討方法　3 つの抽出分離工程を連動させた際の条件や簡便性について考慮する。分離対象の Ln 濃度は文献に従い[1]、およそ 100 mM（M= mol/dm^3）とする。

３．結果　Ln+An 一括抽出工程：TEHDGA は第三相を生成しやすく、DOODA は低い An 分配比を持つことが課題となる。TODGA、TDDGA、TDdDGA いずれも 100 mM Nd を一度に抽出できる。TODGA、TDDGA は条件によって第三相を生成するが、TDdDGA の第三相生成は目視確認できなかった。一方、高濃度の TDdDGA の溶液調製に課題を持つ。Ln/An 相互分離工程：NTA アミドと TODGA-DTBA 系で Ln/An 分離係数（SF= D(Nd)/D(Am)）を比較すると、前者は 4.6 (= Am/Nd)、後者は 7.3 (= Nd/Am)である。なお、NTA アミドは酸溶液下でのプロトン化、DTBA は運転時の詳細な pH コントロールが課題となる。また、DTBA を用いて逆抽出による相互分離ができれば、工程を簡略化できる。Am/Cm 相互分離工程：DGA/DOODA による Am/Cm 分離比はおよそ 4 で、かつ 3~5 M のような高い硝酸濃度が必要となる。一方、ADAAM は中央の第 3 級アミン窒素がプロトン化して高い Am/Cm 分離係数（6）を示す。その時の水相、有機相条件はそれぞれ 1.5 M HNO_3、0.25 M ADAAM/ *n*-ドデカンと、好ましい条件で工程を設計できる。

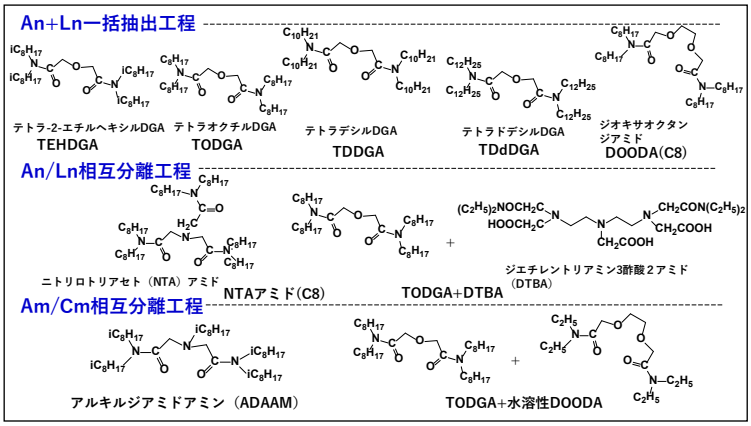


図１　３つの抽出分離工程で比較した抽出剤とマスキング剤

[1] JAEA-Review 2015-002, pp. 105-116

*Yuji Sasaki[1], Yasutoshi Ban[1],
[1]Japan Atomic Energy Agency

エアロゾルを用いた At-211 乾式分離技術の開発
(3) At-211 製剤の実用化に向けた全体構想

Development of astatine-211 dry recovery process by evaporation with aerosol
(3) Overall concept for Practical Application of At-211

*早川 敦郎[1]、鈴木 康祐[1]、湯原 勝[1]、塚田 圭祐[1]、岡部 寛史[1]、山下 雄生[1]、
豊嶋 厚史[3]、福田 光宏[2]、篠原 厚[3,4]、中野 貴志[2]
[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社，[2]阪大 RCNP，[3]阪大放射線機構，[4]大阪青山大

アスタチン 211（以降 At と略記）はがん治療用の放射性薬剤の原料として注目されている。当社は"エアロゾル搬送法”での分離回収技術をキーとして At 製造事業への参入を目指しており、その開発計画を報告する。

キーワード：アスタチン、エアロゾル、分離回収

1. 装置コンセプト

当社は“エアロゾル搬送法”による At 分離回収システムを開発している。これは、反応管内で At を含む Bi 標的を加熱し At を気化させ、そこに塩を加熱することで発生させたエアロゾルを導入し、At をエアロゾル粒子に結合させ、エアロゾルをフィルタで捕集して At を回収するものである。図 1 に模式図を示す。エアロゾルは 100%フィルタで捕集できるが、At 単体はフィルタを透過する。よって、エアロゾルに At の多くを結合させ、フィルタ到達前に反応管壁に付着するエアロゾルを減少させることで At 回収率が向上する。

2. 開発方針

図 2 に開発方法を模式的に示す。最終的に装置として設計できるように、エアロゾル及び At の反応管内での輸送と、エアロゾルと At の結合について数値解析によるモデル化を行い、実験でモデル検証を行いながら開発を進める。エアロゾルの発生や輸送といった At と直接関係のない範囲は Cold 試験で個別に条件確認／モデル検証を行い、エアロゾルと At の結合のような検証に At が必須な事象について Hot 試験で検証する。試験結果から数値解析モデルにフィードバックを行い、設計精度を向上させていく。

3. 実用化に向けて

図 3 に開発ロードマップを示す。現象のモデル化及びその検証を行い、高回収率を達成できる装置体系／運転条件を見出し，プロト機で回収性能の実証を行う。その後、品質や各種基準への適応を行い治験向けの At 必要量を安定的に供給可能な実用機とする。将来的には自社拠点で At の大量生産を目指す。

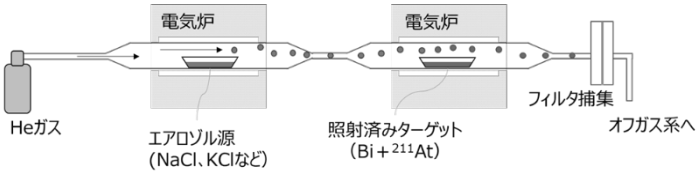


図 1 “エアロゾル搬送法”概要

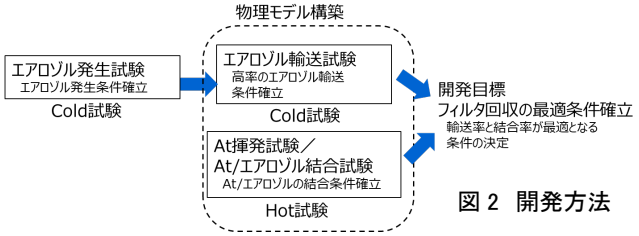


図 2 開発方法

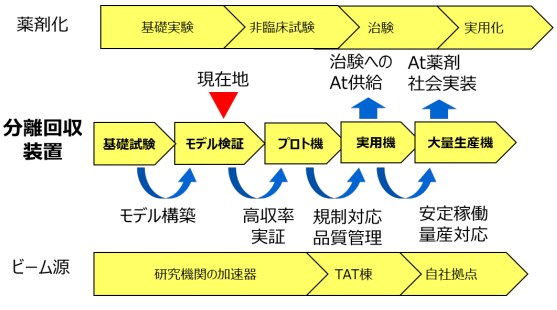


図 3 開発ロードマップ

*Atsuro Hayakawa[1], Yasuhiro Suzuki[1], Masaru Yuhara[1], Keisuke Tsukada[1], Hirofumi Okabe[1], Yu Yamashita[1], Atsushi Toyoshima[3], Mitsuhiro Fukuda[2], Atsushi Shinohara[3、4], Takashi Nakano[2] [1]Toshiba Energy systems & solutions corp. , [2]RCNP, Osaka Univ., [3]IRS, Osaka Univ., [4]Osaka Aoyama Univ.

エアロゾルを用いた At-211 乾式分離技術の開発
(4)装置化に向けた基礎データの取得

Development of astatine-211 dry recovery process by evaporation with aerosol
(4) Acquisition of fundamental data for equipment design

*湯原 勝[1]，岡部 寛史[1]，塚田 圭祐[1]，鈴木 康祐[1]，早川 敦郎[1]，
福田 光宏[2]，豊嶋 厚史[3]，篠原 厚[3,4]
[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社，[2]阪大 RCNP，[3]阪大放射線機構，[4]大阪青山大

がん治療薬原料であるアスタチン 211（以降 At）の回収法として検討しているエアロゾル搬送法の装置化に向け、At 分離回収試験を実施しフィルタ洗浄回収率および At の揮発・回収挙動を調査した。

キーワード：アスタチン、エアロゾル、分離回収

1. 緒言　エアロゾル搬送法を利用した At 分離回収装置を開発しており、At とエアロゾルの結合および At と結合したエアロゾルの輸送について解析モデルの構築を進めている。今回、解析モデル検証のために標準条件での試験を実施した。また、現行解析では At の揮発・回収が定常的に起こると仮定しているが、これまでその実態は不明であった。前報[1],[2]に比べ At 処理量を増加し、At の揮発・回収挙動の実測を試みた。

2. 実験方法　試験体系・手順は前報[1],[2]を基本とし、施設制約により反応管形状を短尺化（i.d. 41mm×L 400mm）した。現解析では At とエアロゾルの衝突が At 量に感度を持たないモデルを採用している。そこで、At 量を 4.3~9.7MBq と前報[2] 2.5MBq に比べ増量するとともに、標的加熱部およびフィルタ部近傍に GM サーベイメータを設置することで、At 相対放射能の時間変化を計測した。イオンメータで洗浄回収液中の K イオン濃度を定量し、洗浄液量、予備試験での実測エアロゾル平均粒径、KCl 比重からエアロゾル個数密度を算定した。分離回収前後の標的、系統洗浄回収液の At 放射能量を Ge 半導体検出器で定量した。分離回収前後の標的 At 量の差より揮発量を算定し、フィルタ洗浄液中 At 量/揮発量よりフィルタ洗浄回収率を評価した。

3. 実験結果　図 1 に Run1 における分離前標的放射能を 100%としたときの相対放射能および標的加熱部温度の経時変化を示す。Bi 融点 272℃付近（図 1 中破線部）で標的からの At 放出が急激に増大し、ほぼ同時にフィルタ部での At 回収量が増加した。表 1 に各試験におけるエアロゾル個数密度およびフィルタ洗浄回収率を示す。フィルタ洗浄回収率は 32.3～33.3%と良い再現性が得られた。

表 1　試験結果まとめ

	At 量 (MBq)	エアロゾル個数密度 (個/cm^3)	フィルタ洗浄回収率 (%)
Run1	4.3	(3.9±0.4)×10^6	32.3
Run2	4.8	(3.8±0.4)×10^6	32.4
Run3	9.7	(3.2±0.3)×10^6	33.3

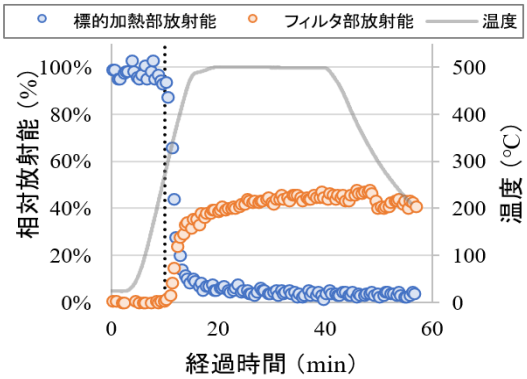


図 1 Run1 における At 揮発・回収挙動

4. 結言　標準条件 At 分離回収試験を実施し、フィルタ洗浄回収率は 32.3～33.3%であった。At 揮発・回収の経時変化および温度との関係が明らかとなった。

参考文献

[1] 湯原勝ら、原子力学会「2022 年春の年会」、1B17.　[2] 湯原勝ら、原子力学会「2023 年秋の大会」、1I07.

*Masaru Yuhara[1], Hirofumi Okabe[1], Keisuke Tsukada[1], Yasuhiro Suzuki[1], Atsuro Hayakawa[1], Mitsuhiro Fukuda[2], Atsushi Toyoshima[3] and Atsushi Shinohara[3,4]　[1]Toshiba Energy systems & solutions corp., [2]RCNP, Osaka Univ., [3]IRS, Osaka Univ., [4]Osaka Aoyama Univ.

エアロゾルを用いた At-211 乾式分離技術の開発
(5) エアロゾルと At-211 の輸送・反応数値解析モデルの構築

Development of astatine-211 dry recovery process by evaporation with aerosol

(5) Numerical analysis of transportation and reaction of aerosol and astatine-211

*塚田 圭祐[1]，湯原 勝[1]，岡部 寛史[1]，鈴木 康祐[1]，早川 敦郎[1]

[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社

アスタチン 211(以降 At と略記)の分離回収装置の設計へ向けて、At 結合率を予測する数値解析モデルを構築した。解析ではキャリアガスである He 中をエアロゾルと At が移流・拡散する輸送と衝突による結合を考慮した。At を使用した試験結果により解析モデルを検証し、At 結合率の予測可能性を示した。

キーワード：アスタチン、エアロゾル、熱泳動、濃度拡散、粒子相互作用

1. 緒言

開発中の At 回収装置では、He ガスを流した状態で KCl を揮発・冷却しエアロゾルを発生させ、At を含む Bi ターゲットを中央に設置した反応管へと導入する。反応管を管状炉で加熱し At を揮発、エアロゾルに吸着させることで、フィルタでエアロゾルと At を回収する手法である。回収装置の設計に向けて、解析モデルを整備し At 結合率を予測可能とすることが目的である。

2. 解析モデルの構築と解析結果

反応管の Bi 位置から下流側（内径 41 mm、長さ 200 mm）を径と軸方向の円筒座標系 2 次元で離散化しており、各セルでエアロゾルと At の粒子個数に関する保存式を解いた。流れ場と温度場は粒子の影響を受けないとし、層流条件と温度実測結果から仮定した。解析セル間では流れ場による移流、温度場による熱泳動、濃度場による拡散を考慮し粒子の速度を決定した。エアロゾルの入口個数密度、代表径は実測値を使用した。At は入口中心部で揮発すると仮定した。エアロゾルと At の相互作用は衝突に起因すると仮定したモデルとし、有効断面積を補正係数として導入し、過去に実施した体系の異なる試験結果から同定した[1]。図 1 に反応管内のエアロゾル、図 2 に At の個数密度分布を示す。管状炉出口に向け温度低下するため、He が圧縮しエアロゾル、At ともに個数密度が増加する。At は He との相互拡散係数が大きく、反応管中心から速やかに拡散し反応管内で径方向にほぼ一様となり、その下流でエアロゾルと反応が進み、個数密度の低下が確認できた。試験においてフィルタ回収できた At は 32 %であり、解析による予測では 37 %と再現する傾向にある。

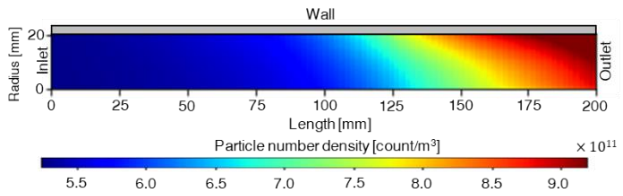


図 1 反応管内でのエアロゾル個数密度分布

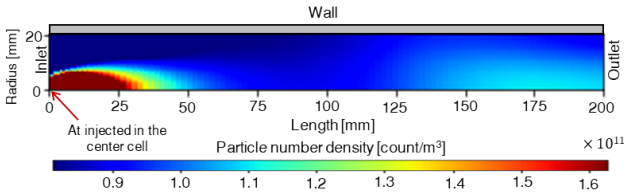


図 2 反応管内での At 個数密度分布

3. 結言

At とエアロゾルの輸送・反応を数値解析するモデルにより At の結合率を予測できる可能性を示した。今後、At を使用した試験結果を拡充させ、解析モデルの検証を進める計画である。

参考文献

[1] 湯原勝ら、エアロゾルを用いた At-211 乾式分離技術の開発、原子力学会「2023 年秋の大会」、1I07.

*Keisuke Tsukada[1], Masaru Yuhara[1], Hirofumi Okabe[1], Yasuhiro Suzuki[1] and Atsuro Hayakawa[1]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

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

Wed. Sep 11, 2024 4:00 PM - 5:00 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 7:00 AM - 8:00 AM UTC Room O(Recture RoomsB 2F B204)

[1O11-14] Nuclear Materials 2

Chair:YUJI Arita(Univ. of Fukui)

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

[1O11]

X-ray analysis for radioactive particles from Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant using synchrotron radiation at SPring-8

(1) Development of measuring technique

*Hajime Tanida[1], Tohru Kobayashi[1], Masaaki Kobata[1], Shin-ichi Fujimori[1], Yoshihiro Okamoto[1], Tetsuo Okane[1], Tsuyoshi Yaita[1], Toshihiko Satou[2], Shingo Suzuki[3], Koji Maeda[3] (1. JAEA, Materials Sciences Research Center, 2. JAEA, CLADS, 3. JAEA, FMF)

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

[1O12]

X-ray analysis for radioactive particles from Fukushima-Daiichi Nuclear Power Plant using synchrotron radiation at SPring-8

(2) Experimental results

*Tetsuo Okane[1], Tohru Kobayashi[1], Masaaki Kobata[1], Hajime Tanida[1], Shin-ichi Fujimori[1], Yoshihiro Okamoto[1], Tsuyoshi Yaita[1], Yukihiko Satou[1], Shingo Suzuki[1], Koji Maeda[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:30 PM - 4:45 PM JST | 7:30 AM - 7:45 AM UTC

[1O13]

Study of changes in melting behaviour of the UO2-Zircaloy-2 system induced by addition of magnetite at temperatures 2000 and 2100 °C

*Bella Zubekhina[1], Masahide Takano[2], Anton Pshenichnikov[3] (1. JAEA, Fukushima Research and Engineering Institute, Tokai-mura, Ibaraki, Japan, 2. JAEA, Nuclear Science Research Institute, Tokai-mura, Ibaraki, Japan, 3. JAEA, Fukushima Research and Engineering Institute, Tomioka, Fukushima, Japan.)

4:45 PM - 5:00 PM JST | 7:45 AM - 8:00 AM UTC

[1O14]

Evaluation on thermodynamic properties of Cs-B-O compounds using DFT calculations and lattice vibration calculations

*Suzuki Chikashi[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

SPring-8 における 1F２号機 PCV 内部調査で採取した放射性微粒子の放射光分析 （1）測定環境整備

X-ray analysis for radioactive particles from Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant using synchrotron radiation at SPring-8 (1) Development of measuring technique

*谷田 肇[1]，小林 徹[1]，小畠 雅明[1]，藤森 伸一[1]，竹田 幸治[1]，岡本 芳浩[1]，岡根 哲夫[1]，
矢板 毅[1]，佐藤 志彦[2]，鈴木 紳悟[3]，前田 宏治[3]，
[1] JAEA 物質科学研究センター，[2]JAEA 廃炉環境国際共同研究センター，
[3] JAEA 照射燃料集合体 試験施設

福島第一原子力発電所（1F）２号機原子炉格納容器（PCV）内部調査で採取した放射性微粒子(以下、「放射性微粒子」という)に対する非破壊分析を目的として、1 μm の放射光 X 線による蛍光 X 線（XRF）による元素マッピングと、同一視野における XRF による元素分析、X 線吸収スペクトル（XAFS）による化学状態分析、X 線回折（XRD）による結晶構造分析を実現した。

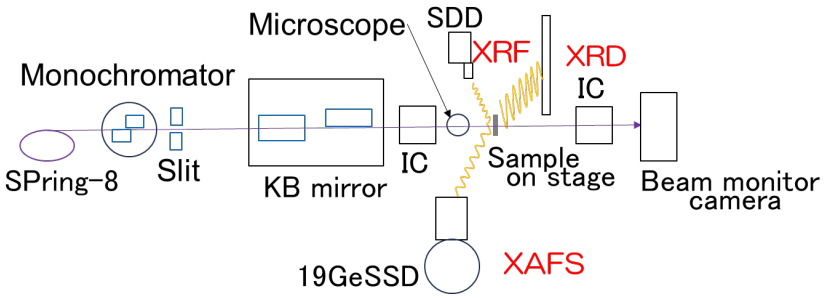
キーワード：福島第一原発由来物質，放射光分析，マイクロビーム，同一視野同時計測，XAFS/XRD/XRF

1. 緒言

大型放射光施設 SPring-8 の原子力機構専用ビームライン BL22XU では、1F２号機 PCV 内部調査で採取された放射性微粒子試料に高輝度放射光を活用した X 線非破壊分析を実施することを目的として、令和 4 年 9 月に核燃料物質の使用許可を取得し、令和 5 年 9 月より核燃料物質取り扱いの運用を開始した。これに合わせて、放射光 X 線をマイクロビームに集光する Kirkpatrick-Baez（KB）ミラー、試料観察用顕微鏡、キネマティックマウントによる試料ホルダー、精密位置決めステージ、ビーム観察用 CMOS カメラ、蛍光 X 線（XRF）検出器、X 線吸収（XAFS）測定システム、X 線回折（XRD）用二次元検出器を整備し、37 keV 以下の X 線で 1 μm の XRF の元素マッピングと、同一視野における XRF、XAFS、XRD 同時測定を実現した。

2. 実験

SPring-8 からの高輝度アンジュレータ光を分光器で分光し、スリットで縦 0.3 mm×横 0.5 mm に整形し、KB ミラーから 500 mm の位置に 1 μm に集光した。本実験では、Pu の L3 吸収端の 18 keV まで励起可能な 20 keV の X 線で、シリコンドリフト検出器（SDD）による XRF の元素分析、元素マッピングを行い、入射および透過光強度測定用イオンチェンバー（IC）、19 素子ゲルマニウム半導体検出器（19GeSSD）による XAFS 測定、フラットパネル検出器による XRD 測定を行った。



*Hajime Tanida[1], Tohru Kobayashi[1], Masaaki Kobata[1], Shin-ichi Fujimori[1], Yukiharu Takeda[1], Yoshihiro Okamoto[1], Tetsuo Okane[1], Tsuyoshi Yaita[1], Yukihiko Satou[2], Shingo Suzuki[3] and Koji Maeda[3]
[1]JAEA, MSRC, [2] JAEA, CLADS, [2] JAEA, FMF

SPring-8 における 1F２号機 PCV 内部調査で採取した放射性微粒子の放射光分析 （2）分析実験結果

X-ray analysis for radioactive particles from Fukushima-Daiichi Nuclear Power Plant using synchrotron radiation at SPring-8 (2) Experimental results

小林 徹[1]，小畠 雅明[1]，谷田 肇[1]，藤森 伸一[1]，竹田 幸治[1]，辻 卓也[1]，福田 竜生[1]，芝田 悟朗[1]，川崎 郁斗[1]，土井 玲祐[1]，岡本 芳浩[1]，*岡根 哲夫[1]，矢板 毅[1]，佐藤 志彦[2]，鈴木 紳悟[3]，前田 宏治[3]，
[1] JAEA 物質科学研究センター，[2]JAEA 廃炉環境国際共同研究センター，
[3] JAEA 照射燃料集合体 試験施設

福島第一原子力発電所（1F）２号機 PCV 内部調査で採取した放射性微粒子(以下、「放射性微粒子」という)に対して、1 μm×1 μm サイズの放射光 X 線を使用した蛍光 X 線（XRF）による元素分析・マッピング、X 線吸収スペクトル（XAFS）による化学状態分析、X 線回折（XRD）による結晶構造分析の同時測定非破壊分析を実施した。

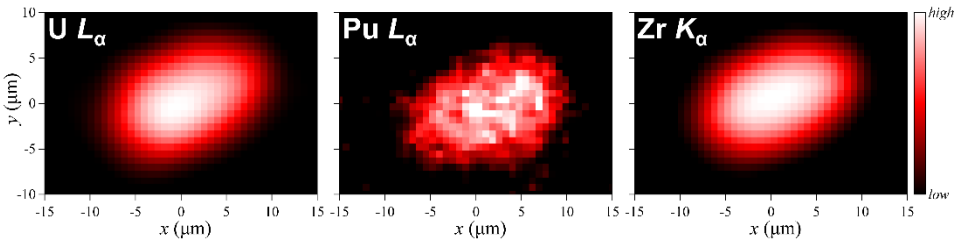
キーワード：X 線分析，核燃料物質，福島第一原子力発電所

1. 緒言

大型放射光施設SPring-8の原子力機構専用ビームラインBL22XUにおいて、令和6年2月に福島第一原子力発電所（1F）で採取された放射性微粒子試料に対する初めての放射光分析実験を実施した。今回の実験は、今後取り出される燃料デブリについて、生成条件や経年変化を推測するために必要となる元素の化学状態や局所構造等に関する情報を取り出すための分析スキームを確立することも目的とする。

2. 実験結果

今回の実験では、1F 2 号機 PCV 内調査で採取した放射性微粒子について大洗研 FMF において試料調整を行い、SPring-8 において集光 X 線を用いた X 線吸収（XAFS）、蛍光 X 線分析（XRF）、X 線回折（XRD）の各測定を同一試料に対して実施することにより、ウラン、プルトニウム、ジルコニウム、鉄などの分布やその価数、化学状態、結晶相同定（格子定数）を１μｍ四方サイズの領域ごとに分析できる見通しを得た。特にプルトニウムに対する XAFS 測定に国内で初めて成功した。



1F 2 号機内部から採取された放射性微粒子のマイクロビーム蛍光 X 線イメージ

Tohru Kobayashi[1], Masaaki Kobata[1], Hajime Tanida[1], Shin-ichi Fujimori[1], Yukiharu Takeda[1], Takuya Tsuji[1], Tatsuo Fukuda[1], Goro Shibata[1], Ikuto Kawasaki[1], Reisuke Doi[1], Yoshihiro Okamoto[1], *Tetsuo Okane[1], Tsuyoshi Yaita[1], Yukihiko Satou[2], Shingo Suzuki[3] and Koji Maeda[3]
[1]JAEA, MSRC, [2] JAEA, CLADS, [2] JAEA, FMF

Study of changes in melting behaviour of the UO_2-Zircaloy-2 system induced by addition of magnetite at temperatures 2000 and 2100 °C

*Bella Zubekhina, Masahide Takano, Anton Pshenichnikov
Japan Atomic Energy Agency

Abstract: Interactions in two systems UO_2-Zircaloy and UO_2-Zircaloy-magnetite were studied at temperatures 2000 and 2100 °C during 30 min in argon atmosphere. It was shown that presence of relatively small amount of magnetite in UO_2-Zircaloy system suppresses UO_2 dissolution in Zr melt and affects the composition of new-formed phases.

Keywords: fuel, cladding, interaction, corium, magnetite

Introduction

An interaction between UO_2 fuel and Zircaloy (Zry) cladding is a well-known process taking place during severe nuclear accident with core melting. In case of the 1F accident, due to considerable amount of stainless steel one could expect the influence of steel and steel oxidation products to the process of fuel debris formation [1]. This paper supposed to improve the understanding of UO_2-Zry-Fe_3O_4 system behavior during melting at temperatures 2000-2100 °C.

Results and discussion

A possibility of U diffusion from oxide phase to metallic melt was studied at temperatures 2000 and 2100 °C in argon atmosphere. The molar ratios UO_2 : Zry and UO_2 : Zry : Fe_3O_4 were 15 : 1 and 15 : 1 : 0.15, respectively. Despite the low molar ratio of Fe_3O_4/Zry, after 30 min of interaction the average bulk content of U dissolved in the melt was about 6 times lower for UO_2-Zry-Fe_3O_4 system than for UO_2-Zry. At both temperatures, 2000 and 2100 °C, main phases after UO_2-Zry-Fe_3O_4 interaction were Fe-Zr-O, ZrO_2, α-Zr(O), and Zr-Fe-U-O with U content varied from 1 at.% to 20 at.% (Figure 1). When Fe_3O_4 reacted together with Zry, the volume fraction of the typical corium phase $(U,Zr)O_2$ became almost negligible. Several minor inclusions of $(U,Zr)O_2$ phase were found in the local area of the sample. System UO_2-Zry at temperatures 2000 and 2100 °C showed formation of U-Zr-O solid solutions of various composition and α-Zr(O) phase which is in a good agreement with previously published data [2].

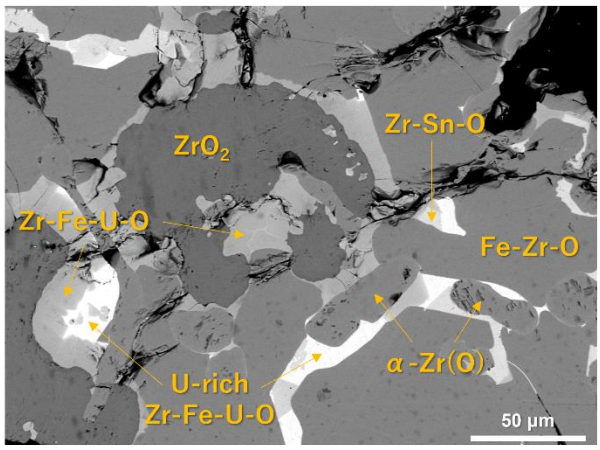


Figure 1. Components of the melt after reaction at 2100 °C.

Conclusion

The results obtained allow suggesting that presence of iron oxide may suppress the UO_2 dissolution in a Zry melt during severe accident progression and significantly affects the phase composition of new-formed fuel debris.

References

[1] Barrachin, M. Corium Experimental Thermodynamics: A Review and Some Perspectives. *Thermo* **2021**, *1*, 179-204.
[2] Hofmann, P. Current knowledge on core degradation phenomena, a review. J. Nuc. Mat., **1999**, *270*, 1–2, 194-211.

DFT 計算と格子振動計算による Cs-B-O 系化合物の熱力学特性評価

Evaluation on thermodynamic properties of Cs-B-O compounds using DFT calculations and lattice vibration calculations

鈴木 知史

JAEA

軽水炉の過酷事故(SA)において、沸騰水型軽水炉の制御材であるホウ素(B)はセシウム(Cs)と化学反応を生じて Cs-B-O 系化合物を形成し、Cs の化学挙動に影響を与える可能性が示されている。そこで、SA 時の Cs 化学挙動の基礎的理解のため、Cs-B-O 系化合物に関する反応について反応自由エネルギーを評価した。

キーワード：ホウ素，セシウム，DFT 計算，格子振動計算，熱力学特性

1. 緒言

軽水炉過酷事故時のソースターム評価精度向上や福島第一原発炉内の核分裂生成物(FP)の挙動評価の基礎的知見拡充のため、セシウム(Cs)等の FP の放出移行に影響を与える化学挙動を評価しモデル化を進めている。この中で沸騰水型軽水炉の制御材であるホウ素(B)は、Cs と化学反応を生じて、これまで想定していなかった Cs-B-O 系化合物を形成し、Cs の化学挙動に影響を与える可能性が示されている [1]。そこで、密度汎関数理論(DFT)計算と格子振動計算により、Cs-B-O 系化合物である $CsBO_2$ と CsB_5O_8 に関する反応自由エネルギーを計算し、測定結果との差を評価し妥当性を検討した。

2. 計算手法

$CsBO_2$ と CsB_5O_8 の DFT 計算には Vienna Ab-initio Simulation Package (VASP) [2]を用いた。また、熱力学特性を評価するための格子振動計算には Phonopy [3]を用いた。格子振動計算は、DFT 計算から得られた $CsBO_2$ と CsB_5O_8 の基本単位格子の 2×2×2 と 1×1×1 のスーパーセルを用いて密度汎関数摂動論法により行った。さらに、擬調和振動子近似により $CsBO_2$ と CsB_5O_8 の熱力学特性を計算した。

3. 結果

表 1 に参照物質である Cs_2O と B_2O_3 から $CsBO_2$ が生成する 0 K の反応エネルギーを示す。この反応を含む二元酸化物から三元酸化物が生成する 135 の反応の測定値と計算値が報告されており[4]、計算結果とこの既報の計算値[4]はほぼ一致した。また、135 の反応の 1 原子当たりの計算値と測定値との標準的な差は 24 meV であると報告されている[4]が、計算結果と既報[4]の測定値との差は 23-24 meV であり、標準的な差と同程度であり、計算結果は妥当と考えられる。

表 2 に $CsBO_2$ とホウ酸から CsB_5O_8 を生成する 850 K の反応自由エネルギーの計算結果と既報の測定結果[5]から 850 K に外挿した値を示す。計算結果と外挿した値の差は 19.9-20.4 kJ/mol であった。一方、反応に関係した各化合物の生成自由エネルギーの誤差[4,6]より誤差伝播則から求めた反応自由エネルギーの誤差は 23-27 kJ/mol 以上であった。したがって、計算結果と外挿値の差は誤差範囲であり、両者の妥当性が支持された。

表 1　$Cs_2O+B_2O_3 \rightarrow 2CsBO_2$ の 0 K の反応エネルギー

反応エネルギー	計算結果 既報の計算値 測定値	−3.298 eV −3.293 eV −3.483 eV
反応エネルギーの差	計算結果と測定値 既報の計算値と測定値	0.185 eV 0.190 eV
1原子当たりの 反応エネルギーの差	計算結果と測定値 既報の計算値と測定値	23.13 meV 23.75 meV

表 2 Cs-B-O 系化合物とホウ酸の反応自由エネルギー(kJ/mol)

反応	測定結果の外挿値	計算結果	計算結果と外挿値の差
$CsBO_2+4HBO_2 \rightarrow CsB_5O_8+2H_2O$	−472.3	−492.7	20.4
$CsBO_2+(4/3)(HBO_2)_3 \rightarrow CsB_5O_8+2H_2O$	−94.2	−114.6	20.4
$CsBO_2+4H_3BO_3 \rightarrow CsB_5O_8+5H_2O$	−172.0	−191.9	19.9

参考文献

[1] T. Haste, et al., Annals Nucl. Energ. 61 (2013) 102.
[2] G. Kresse and J. Hafner, Phys. Rev. B47 (1993) 558.
[3] A. Togo et al., Phys. Rev. B78 (2008) 134106.
[4] G. Hautier et al., Phys. Rev. B85 (2012) 155208.
[5] M. Rizaal et al., ACS Omega 6 (2021) 32695.
[6] JANAF Thermochemical Tables; 4th ed,; Part I Al−Co.

Chikashi Suzuki
JAEA

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

Thu. Sep 12, 2024 9:30 AM - 10:20 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 12:30 AM - 1:20 AM UTC Room N(Recture RoomsB 2F B203)

[2N01-03] Evaporation to Dryness

Chair:Kenji Takeshita(Tokyo Tech)

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

[2N01]

Enhancement of Analysis Method for Important Phenomena of Severe Accident at Reprocessing Plant

(D-12) Development of Hygroscopic Aerosol Calculation Model for Two Component Solvent

*Daisuke Fujiwara[1], Hisayuki Kyo[1], Kouya Ganaha[1], Hiroshi Shirai[1], Takashi Kodama[2], Yoshikazu Tamauchi[2], Naoya Satou[2] (1. TEPSYS, 2. JNFL)

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

[2N02]

Enhancement of Analysis Method for Important Phenomena of Severe Accident at Reprocessing Plant

(D-13) Development of Gray Gas Emissivity Correlation for Radiative Heat Transfer Analysis

*Kouya Ganaha[1], Hisayuki Kyo[1], Daisuke Fujiwara[1], Hiroshi Shirai[1], Takashi Kodama[2], Yoshikazu Tamauchi[2], Naoya Satou[2] (1. TEPSYS, 2. JNFL)

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

[2N03]

Study on applicability of zeolite for mitigation of RuO_4 release

(3) Influence of gas flow rate on RuO_4 adsorption to X-type zeolite

*Yuma Sekiguchi[1], Tetsuya Kato[1], Tsuyoshi Usami[1] (1. CRIEPI)

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

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

再処理工場の重大事故に係る重要現象に関する評価手法の高度化
（D-12）水-硝酸 2 成分溶液に対するエアロゾル吸湿モデルの開発

Enhancement of Analysis Method for Important Phenomena of Severe Accident at Reprocessing Plant
(D-12) Development of Hygroscopic Aerosol Calculation Model for Two Component Solvent

*藤原 大資[1]，京 久幸[1]，我那覇 功也[1]，白井 浩嗣[1]，小玉 貴司[2]，玉内 義一[2]，佐藤 直弥[2]
[1]テプシス，[2]日本原燃

蒸発乾固事故評価コード FATE の整備において重要となるエアロゾル吸湿モデルを開発した。当該モデルは Mason 方程式の溶媒を水-硝酸 2 成分溶液に拡張し、且つ Kelvin 効果、塩効果、及び Fuchs 補正を取り込んだものである。

キーワード：蒸発乾固、FATE、エアロゾル吸湿、Mason 方程式、Kelvin 効果、塩効果、Fuchs 補正

1. 緒言　再処理施設の蒸発乾固事故においては、廃液沸騰時に発生する飛沫がエアロゾルとして移行することが想定されており、その蒸発/吸湿挙動を適切に取り扱うことが建屋 LPF を評価する上で極めて重要となる。この現象は MAAP、MELCOR 等の発電炉を対象とした SA コードでも取り扱われており、これらには Mason 方程式[1]ベースのモデルが組み込まれている。一方、蒸発乾固事故ではエアロゾルは廃液の飛沫から成ると共に、水-硝酸蒸気雰囲気中での蒸発/吸湿を扱う必要が生じる。蒸発は液滴が比較的乾燥したセルに流入する状況（沸騰開始時）、若しくは乾固後の高温 NO_x ガスに曝される状況（沸騰晩期～乾固期）において想定され、吸湿はセル内が高湿度環境となる状況（沸騰早期～沸騰晩期）において想定される。この背景の下、本研究では Mason 方程式の溶媒を水-硝酸 2 成分溶液に拡張し、且つ Kelvin 効果（液滴表面の曲率が蒸気圧に及ぼす効果）、塩効果（溶質が蒸気圧に及ぼす効果）、及び Fuchs 補正（気相分子平均自由行程と液滴サイズが近い遷移領域に対する補正）を取り込み、蒸発乾固事故を対象としたエアロゾル吸湿モデルを開発した。

2. 評価モデル導出　図 1 に、飛沫同伴で発生した液滴の蒸発/吸湿のイメージを示す。またオリジナルの Mason 方程式を水-硝酸 2 分溶液に拡張し、Köehler 理論に基づき Kelvin 効果、塩効果を取り込み、更に Fuchs 補正を施した式を以下に示す。ここで、m_w、m_aは液滴の水成分/硝酸成分の質量[kg]、f_{mass}、f_{heat}は蒸気の拡散項/放熱項[m・s/kg]、f_{Kelvin}、f_{Solute}は Kelvin 効果/塩効果補正項[-]、f_{FS}は Fuchs 補正項、及びS_∞は飽和比[-]を表す。

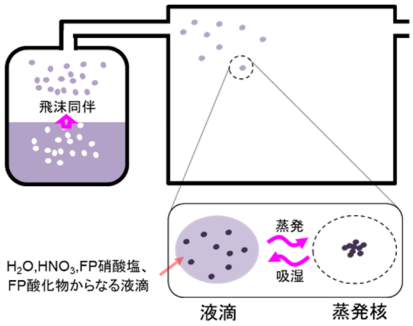


図 1 液滴の蒸発/吸湿のイメージ

Mason 方程式

$$\frac{dm}{dt} = 4\pi r \frac{S_\infty - S_s}{f_{mass} + f_{heat}}$$

拡張

$$\frac{dm_w}{dt} = 4\pi r \frac{(f^a_{mass} + f^a_{heat})(S^w_\infty - 1 - f^w_{Kelvin} + f^w_{Solute}) - f^w_{heat}(S^a_\infty - 1 - f^a_{Kelvin} + f^a_{Solute})}{(f^a_{mass} + f^a_{heat})(f^w_{mass} + f^w_{heat}) - f^a_{heat} f^w_{heat}} f_{FS}$$

$$\frac{dm_a}{dt} = 4\pi r \frac{-f^a_{heat}(S^w_\infty - 1 - f^w_{Kelvin} + f^w_{Solute}) + (f^w_{mass} + f^w_{heat})(S^a_\infty - 1 - f^a_{Kelvin} + f^a_{Solute})}{(f^a_{mass} + f^a_{heat})(f^w_{mass} + f^w_{heat}) - f^a_{heat} f^w_{heat}} f_{FS}$$

3. 結言　当該モデルの開発は、水-硝酸 2 成分溶液を扱う先進的な取り組みであり、現時点において同等のモデルを組み込んだ SA コードは存在しない。今後、エアロゾル粒子径の変化を直接扱う区間分割モデルと共に FATE に組み込むことを計画しており、妥当性確認のための実験等も検討していく必要がある。

参考文献 [1] B. J. Mason, “The Physics of Clouds”, 2nd Edition, 1971, Oxford Classic Texts in the Physical Sciences

* Daisuke Fujiwara[1], Hisayuki Kyo[1], Kouya Ganaha[1], Hiroshi Shirai[1], Takashi Kodama[2], Yoshikazu Tamauchi[2], Naoya Sato[2]
[1]TEPCO SYSTEMS CORPORATION, [2]JAPAN NUCLEAR FUEL LIMITED

再処理工場の重大事故に係る重要現象に関する評価手法の高度化
（D-13）輻射計算のためのグレイガス放射率相関式の開発

Enhancement of Analysis Method for Important Phenomena of Severe Accident at Reprocessing Plant
(D-13) Development of Gray Gas Emissivity Correlation for Radiative Heat Transfer Analysis

*我那覇 功也[1]，京 久幸[1]，藤原 大資[1]，白井 浩嗣[1]，小玉 貴司[2]，玉内 義一[2]，佐藤 直弥[2]
[1]テプシス，[2]日本原燃

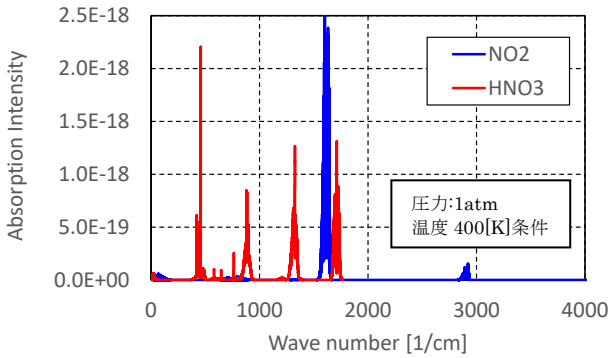
蒸発乾固事故評価コード FATE の輻射計算で必要となるグレイガス放射率評価モデルを開発した。蒸発乾固事故進展において重要となるグレイガスは H_2O、NO_2、HNO_3 であり、吸収線スペクトル計算データベース HITRAN を用いて「温度」、「圧力×ガス厚さ」依存の放射率相関式を得た。

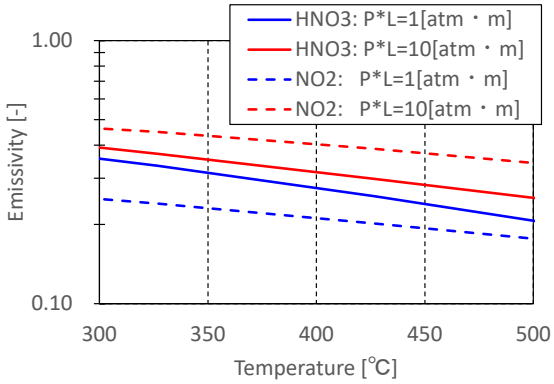
キーワード：蒸発乾固、FATE、輻射、放射率、グレイガス、HITRAN

1. 緒言　再処理施設の蒸発乾固事故が継続した場合、沸騰早期から晩期までは水(H_2O)や硝酸(HNO_3)が廃液貯槽から下流領域に移行し、晩期からは NO_x が移行することとなる。これら気相成分と凝縮液、若しくは壁面間の輻射は気相温度の評価結果に影響し、エアロゾルの振る舞いに重要となるミスト発生/消滅にも影響する可能性が考えられる。この背景の下、本研究では輻射に寄与するグレイガス（輻射伝熱の観点から“不透明”な気相成分）の放射率相関式を整備する。対象となるグレイガスは H_2O、NO_2、HNO_3 であり、吸収線スペクトル計算データベース HITRAN を用いて「温度」、「圧力×ガス厚さ」依存の相関式を得る。

2. HIRTAN データベースを用いた放射率相関式の導出　放射率は式(1)で定義され、E_bは黒体放射熱流束スペクトル[W/m^3]、aは吸収線スペクトル[1/m]、L_Rは気相厚さ[m]、σはステファンーボルツマン定数[W/m^2/K^4]、T_gは気相温度[K]、及びλは波長[m]である。各グレイガスの吸収線スペクトルは左図の通り温度、及び圧力に応じて HITRAN を用いて計算され、これを式(1)に代入することで右図に示す放射率が得られる。更に、この結果をフィッティングすることで、「温度」、及び「圧力×ガス厚さ」依存の放射率相関式が導出される。混合ガスの放射率については相互作用が小さいことを確認しており、分圧から計算された放射率の和を用いる。

$$Emissivity = \frac{\int_0^\infty \{1 - exp[-a(\lambda, T_g)L_R]\} E_b(\lambda, T_g) d\lambda}{\sigma T_g^4} \quad (1)$$





3. 結言　吸収線スペクトルデータを利用してグレイガス（H_2O、NO_2、HNO_3）の放射率を計算し、これに基づき温度、圧力、ガス厚さ依存の相関式を整備した。得られた相関式は FATE に組み込むことを計画しており、これにより気相成分の違いが温度挙動、ミスト生成/消滅挙動に与える影響を定量的に分析することが可能となる。

参考文献 [1] HITRAN Application Programming Interface User Guide（https://hitran.org）
[2] “Thermal Radiation Heat Transfer”, Volume III, Robert Siegel and John R. Howell, NASA SP-164, 1971

* Kouya Ganaha[1], Hisayuki Kyo[1], Daisuke Fujiwara[1], Hiroshi Shirai[1], Takashi Kodama[2], Yoshikazu Tamauchi[2], Naoya Sato[2]
[1]TEPCO SYSTEMS CORPORATION, [2]JAPAN NUCLEAR FUEL LIMITED

RuO_4 放出抑制策としてのゼオライトの適用性の検討
(3) X 型ゼオライトの RuO_4 ガス捕捉におけるガス流速の影響

Study on applicability of zeolite for mitigation of RuO_4 release

(3) Influence of gas flow rate on RuO_4 adsorption to X-type zeolite

*関口 裕真[1], 加藤 徹也[1], 宇佐見 剛[1]

[1]電中研

再処理施設の重大事故緩和策として、高レベル廃液の蒸発乾固事故時に放出される揮発性 Ru をゼオライトにより除去することを検討している。本研究では、X 型ゼオライトの揮発性 Ru 捕捉挙動に関し、ガス流速による影響についてカラム試験装置を用いて検討した。

キーワード：高レベル廃液、蒸発乾固、ルテニウム、ゼオライト

1. 緒言

再処理施設の重大事故の一つである高レベル廃液の蒸発乾固事故では、廃液沸騰時および乾固後の揮発性 Ru（RuO_4）の放出抑制が課題となっている[1]。このため、当所では X 型ゼオライトによる気相中からの RuO_4 の除去について検討しており、前報[2]で小規模カラム試験装置へのゼオライト配置量をパラメータとして RuO_4 の捕捉挙動を評価し、RuO_4 生成時に共存する HNO_3 ガスの捕捉挙動への影響について示した。本研究では、捕捉挙動における速度論的評価のため、ガス流速をパラメータとした試験を実施した。

2. 実験

ガス流速の変更に対応した小規模カラム試験装置を、ガラス器具とマントルヒーターにより製作した（図１）。U 字状のガラス管に X 型ゼオライトを 6 g 配置し、ヒーター１、２で 200℃以上に保持した。RuO_4 源として $RuNO(NO_3)_3$ を含む硝酸溶液(0.8wt%-Ru、5 ml)を用い、これをヒーター３で 3 時間かけて 135 ℃まで加熱した。ガラス管は試験後に部位ごとに洗浄し、バブラー水及びガラス管の洗浄液の化学分析により、部位ごとの HNO_3、RuO_4 の移行量を評価した。ゼオライトへの各ガス成分の移行量は、RuO_4 はゼオライトの固体分析、HNO_3 は初期投入量とバブラーへの移行量の差から導出した。

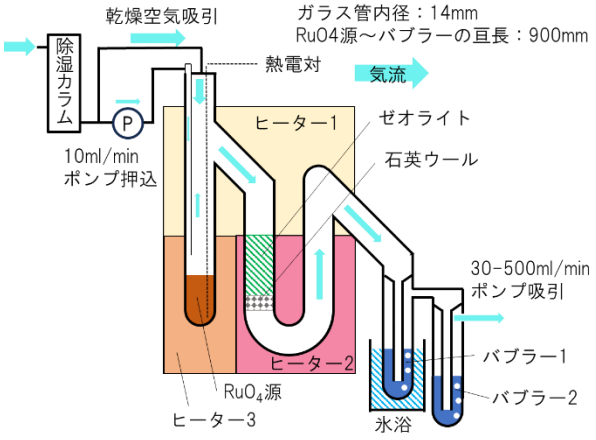


図1 小規模カラム試験装置

3. 結果

各部位への RuO_4、HNO_3 の移行量合計に対するゼオライトへの移行量の比率を捕捉率として導出した（図２）。ガス流速が 100 mL/min 以下では移行した RuO_4 の 99%以上がゼオライトに捕捉されたが、200 mL/min を超えると捕捉率は顕著に低下した。HNO_3 も同様に高流速では捕捉率が低下した。以上より、本研究の試験条件の範囲で速度論的効果によりゼオライトの RuO_4 捕捉能力が低下することが示された。但し、本試験ではガス流速の上昇に伴い試験中の積算ガス流通量も増加したため、高流速条件で捕捉率低下の要因として、一度捕捉された RuO_4 の脱離の影響も考えられた。

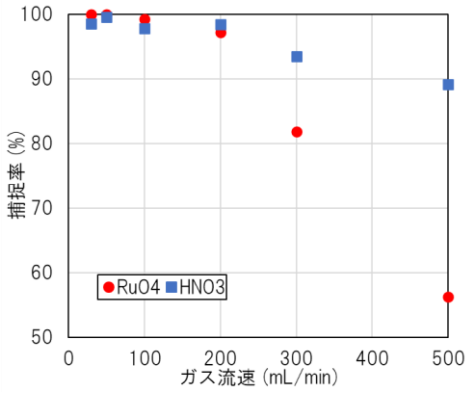


図2 ガス流速とガス成分捕捉率の関係

参考文献

[1] Y. Yamane et al., J. NUCL. SCI. TECHNOL., **53(6)** (2016), 783.
[2] 関口 他、日本原子力学会「2023 秋の大会」、**2B17**

*Yuma Sekiguchi[1], Tetsuya Kato[1] and Tsuyoshi Usami[1]
[1]CRIEPI

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

Thu. Sep 12, 2024 9:30 AM - 10:35 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 12:30 AM - 1:35 AM UTC Room B(Recture RoomsA 1F A102)

[2B01-04] Lithium

Chair:Shunsuke Kenjo(QST)

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

[2B01]

Enhancement of ^{6}Li enrichemnt performance by asymmetric design of electrodialysis multistage cells

*Keisuke Mukai[1], Kenji Itaka[2], Kiyoto Shin-mura[2], Ryo Ito[3], Ikuma Takahashi[4], Kazuya Sasaki[2] (1. NIFS, 2. Hirosaki Univ., 3. Kyoto Univ., 4. CIT)

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

[2B02]

Metallurgical study on corrosion of 304 stainless steel accelerated by electromigration in liquid metal pool

*Humam -[1], Susumu Hatakeyama[1], Masatoshi Kondo[1] (1. Tokyo Tech)

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

[2B03]

Study on growth behavior of abnormal oxides in FeCrAl alloy tube machined by WEDM process and mitigation methodology

*Ryuhei Muto[1], Takashi Endo[2], Masatoshi Kondo[1] (1. Tokyo Tech, 2. Hokkaido univ.)

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

[2B04]

Study on vanadium alloy corrosion in liquid lithium

*Kazunari Katayama Katayama[1], Shota Katayama[1], Yuuka Mori[1], Rio Arakawa[1], Hiroki Isogawa[1], Takuya Nagasaka[2] (1. Kyushu Univ., 2. NIFS)

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

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

電気透析多段セルの非対称化による^{6}Li同位体濃縮性能の向上

Enhancement of ^{6}Li enrichemnt performance by asymmetric design of electrodialysis multistage cells

*向井啓祐[1]、伊高健治[2]、新村潔人[2]、伊藤諒[3]、高橋伊久磨[4]、佐々木一哉[2]
[1]核融合研、[2]弘前大、[3]京大、[4]千葉工大

核融合炉では三重水素の炉内生産が想定されているため、固体増殖及び液体増殖のいずれのブランケット方式においても大量の高濃度 ^{6}Li が必要となる。本研究ではマルチステージ電気透析セルのモデリングにより、連続運転可能かつ高効率な濃縮プロセスの検討を行った。

キーワード: 同位体濃縮、リチウム同位体、電気透析法

1. 背景・目的

核融合原型炉１機あたり数十トン規模の ^{6}Li（^{6}Li: 60–90%）が増殖ブランケットの製造時に必要となるため、効率的な濃縮システム設計が必要となる。水銀フリーな濃縮手法として、電気透析法によるリチウム同位体の分離手法の研究がなされているが、スケールアップに向けた多段化方式の最適な構成や運転条件は十分に理解されていない。本研究ではイオン伝導体を用いた電気透析セルを対象に多段化のモデリングを行い、分離係数を向上させる条件を探索した。

2. モデリング

Ohya らの同符号イオンの分離理論式[1]を用い、クロス型とストレート型の２種類を検討した。計算では、各シングルセルのヘッド分離係数 β を 1.06 と仮定し、n 段（部屋数：$N = 4n + 2$）カスケードの供給流 F と濃縮流 C の Li 同位体比からシステム全体のヘッド分離係数 $\omega = (^6\mathrm{Li}/^7\mathrm{Li})_C/(^6\mathrm{Li}/^7\mathrm{Li})_F$ と ^{6}Li の回収率 r_6 を算出した。

3. 結果

イオン伝導体の面積当たりの電流値を 0 から 40 A/m^2 に変化させ、$N = 178$ ($n = 44$ 段) までのカスケードの濃縮性能を調べた。ω はイオン伝導体の電流値に対して上に凸な関係が得られた。図 1 に ω の最大値と最大となるときの電流値を示す。ストレート型とクロス型では ω の最大値は同程度であったが、クロス型の方が低い電流値で運用できることが示唆された。一方、ω の最大値は静的条件のシングルセルの β（入力値）よりも低い値であった。本発表では更に濃縮性能を向上させる運転条件を探索し、その効果について報告する予定である。

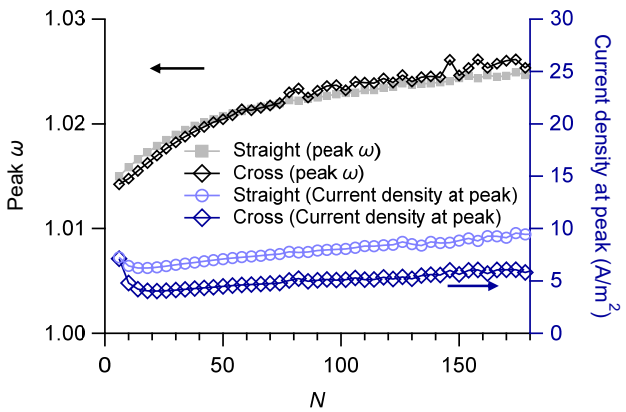


図１　N室カスケードの ω の最大値（左軸）と ω 最大時の電流値（右軸）の関係

参考文献

[1] H. Ohya et al. *Bull. Soc. Sea Water Sci. Jpn.* 46 (1992) 27−36.

---

*Keisuke Mukai[1], Kenji Itaka[2], Kiyoto Shin-mura[2], Ryo Ito[3], Ikuma Takahashi[4], Kazuya Sasaki[2]
[1]NIFS, [2]Hirosaki University, [3]Kyoto University, [4]Chiba Institute of Technology

Metallurgical Study on Corrosion of 304 Stainless Steel Accelerated by Electromigration in Liquid Metal Pool

*Humam[1], Susumu Hatakeyama[2] and Masatoshi Kondo[3]

[1]Tokyo Tech, School of Environment and Society, [2]Tokyo Tech, School of Engineering,

[3]Tokyo Tech, Institute of Innovative Research.

Electrical current flow in liquid metal pool can accelerate the corrosion of structural materials according to an electromigration phenomenon. The purpose of this study is to clarify the effect of electrical current flow on the chemical compatibility of structural material in a liquid Pb pool. The electromigration test was performed with 304 austenitic steel specimens in liquid Pb pool under electrical current of 10 A. The 304 specimens were analyzed using STEM with EBSD after the corrosion test. The dissolution corrosion was shown to be promoted on the electron-receiving side. The corrosion damage was observed mainly on the bulk area of the grain because of higher electron flow due to its lower electrical resistivity compared to the grain boundaries.

Keywords: Liquid metal, Electromigration, Corrosion, Grain Boundary Dissolution, Precipitation

1. Introduction The flow of electrons and ions in the liquid metal components of fusion reactors may result in electrical current flow. The flow of electrical current in liquid metal pool can cause a mass transport phenomenon called electromigration. The theoretical model on the electromigration had been studied on our previous research [1]. The purpose of the current study is to clarify the effect of electromigration on the material corrosion by metallurgical analysis.

2. Experimental condition The corrosion test of 304 austenitic steel (Fe-18Cr-12Ni) was performed in liquid Pb pool at 773 K for 250 hours. Figure 1 shows the apparatus used to conduct the corrosion test. Two 304 specimens were installed to act as the electron-receiving side and the electron influx side in the crucible. Liquid Pb was filled between the two specimens. Electric current of 10 A was flowed through the specimens. According to the theoretical model, the migration of Pb atoms will be induced along with the electron flow by electromigration.

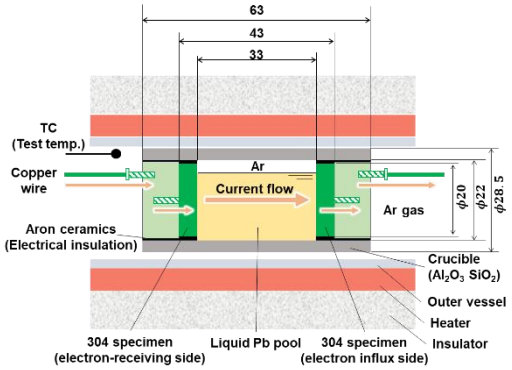


Fig. 1 Apparatus for corrosion test under electric current flow.

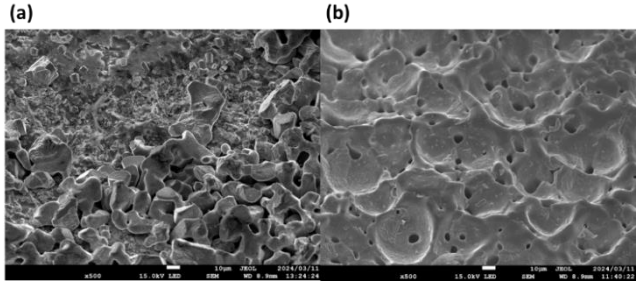


Fig. 2 SEM surface images of 304 specimens, (a) electron influx side and (b) electron-receiving side.

3. Metallurgical analysis and discussion The specimens were analyzed using SEM/EDX analysis after the corrosion test. Dimple-like patterns and cavities were observed on the surface of the electron-receiving side, indicating dissolution corrosion. EBSD analysis was performed on the electron-receiving side and reveals that the dimple-like patterns are centered on the bulk area of the grain. Grain boundaries have higher electrical resistivity due to higher electron scattering cross-section, resulting in less electron flow along the grain boundaries. The dimple-like patterns are the result of the different electron collisions frequency between the grain bulk area and the grain boundaries. The formation of the cavity was possibly caused by the dissolution of carbides within the material.

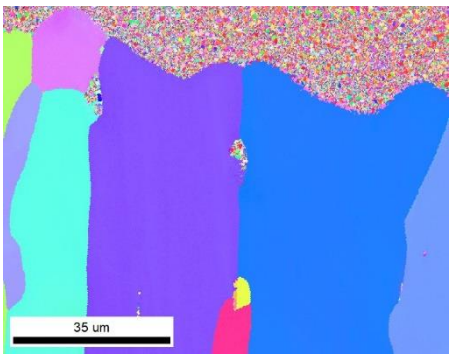


Fig. 3 EBSD map of the electron-receiving side.

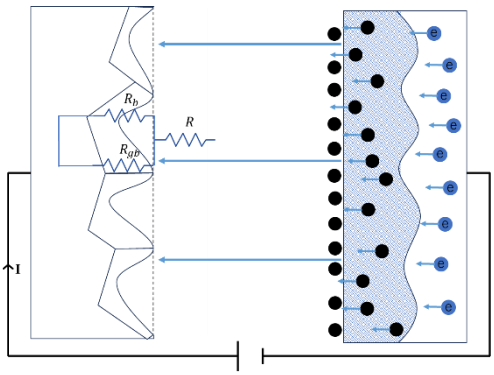


Fig. 4 Illustration of grain boundary electrical circuit during electromigration.

References [1] Humam, Hatakeyama, S., Kondo, M. (2024). Study on Electromigration Behavior in High Temperature Liquid Metal Pool. *AESJ 2024 Spring.* 3G01-05.

ワイヤー放電加工を施した FeCrAl 合金製円管内壁の異常酸化現象とその抑制方法に関する研究

Study on growth behavior of abnormal oxides in FeCrAl alloy tube machined by WEDM process and mitigation methodology

*武藤 龍平[1], 遠堂 敬史[2], 近藤 正聡[3]
[1] 東京工業大学工学院機械系, [2] 北海道大学電子科学研究所,
[3] 東京工業大学科学技術創成研究院

FeCrAl 合金 APMT 製の円管をワイヤー放電加工により作製して予備酸化処理を施した。1273 K の大気下における予備酸化処理では、ワイヤー放電カット加工面に α-Al_2O_3 被膜に加えワイヤー放電加工時に使用された真鍮ワイヤーに由来する Cu や Zn 等を含む異常酸化物が局所的に形成された。1373 K の予備酸化処理を施すことにより、異常酸化物形成箇所の下部において Al リッチな酸化物が厚膜化し、十分な保護性や絶縁性を得られることがわかった。

キーワード：核融合炉、液体ブランケット、FeCrAl 合金、α-Al_2O_3 被膜、ワイヤー放電加工

1. 緒言 核融合炉の液体 LiPb ブランケットにおいて、高温時の材料共存性や液体金属が磁場下を横切って流れる場合に発生する MHD 圧力損失が課題となっている。FeCrAl 合金が 1273 K 以上の大気下において形成する α-Al_2O_3 被膜は液体 LiPb から母材を保護するだけではなく[1], 絶縁被覆として機能させることで MHD 圧力損失を十分に低減することがわかってきた[2]。しかし、円管等をワイヤー放電加工で作製した場合、加工面にはクラックや再凝固層が形成される[3]。この場合において、大気中で酸化処理を施すと Cu や Zn 等を含む異常酸化物が局所的に形成され、本来の被膜の機能が損なわれることがわかった。本研究の目的は、ワイヤー放電カット加工後の生じうる異常酸化現象による被膜の機能低下を抑制する機構を明らかにすることである。

2. 試験材料と酸化処理条件 ワイヤー放電加工により FeCrAl 合金 APMT(Fe-22Cr-5Al-3Mo)製の円筒の内側をくり抜き, 円管試験片(内径:12 mm、外径:15 mm)を作製した。この試験片の表面を SiC 製の研磨紙で研磨した後、1273 K の大気下で 1, 10, 100 時間, 1373 K の大気下で 10 時間の酸化処理を施し表面に酸化膜を形成させた。円管の内壁に形成された酸化膜の形成状態を SEM/EDX で分析した。FIB 加工により円管内壁から薄膜片を作製し、FE-SEM/EDS により酸化膜の組織を分析した。

3. 結果と考察 円管内壁にはワイヤー放電加工で生じるクラックが局所的に確認され、そのクラックやその周辺の凹部には真鍮ワイヤーに由来する Cu や Zn を含む再凝固層が形成されていた。再凝固層の Cu と Zn の原子量はクラックの深部に行くにつれて少なくなった。酸化処理を施した円管内壁には α-Al_2O_3 被膜に加えて Cu や Zn 等を含む異常酸化物が部分的に確認された。図 1(a)に 1273 K で 100 時間の酸化処理を施した際に形成された異常酸化物の断面 FE-SEM/EDX 像を示す。1273 K で 100 時間、1373 K で 10 時間の酸化処理で確認された異常酸化物に含まれる Cu や Zn の原子量は 1273 K で 1 時間の酸化処理によって形成された異常酸化物よりも小さかった。また, 1273 K で 10 時間の酸化した時と同様に異常酸化物の下層に Al リッチな酸化物が確認されたが, その厚さは同温度で 100 時間の酸化を施したときの方が厚かった。また、図 1(b)に 1373 K で 10 時間の酸化処理で形成された異常酸化物の断面 FE-SEM/EDX 像を示す。この場合においても十分な厚さの Al リッチな酸化被膜が形成することがわかった。酸化温度を高くあるいは酸化時間を長くすることにより異常酸化物の下層に十分な膜厚の Al リッチ酸化物を形成させ、期待された被膜の機能を得られることがわかった。

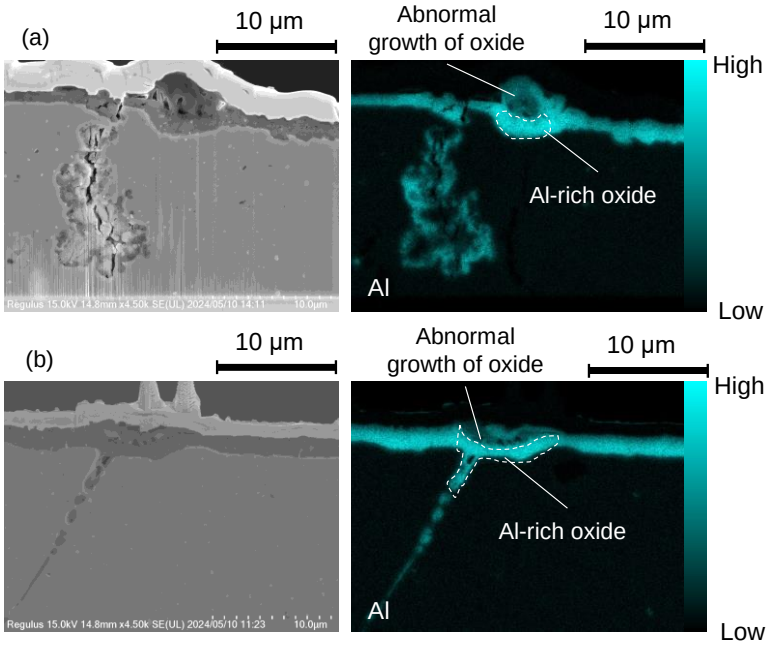


図 1 (a)1273 K で 100 時間の酸化処理を施した際に形成された異常酸化物、(b)1373 K で 10 時間の酸化処理を施した際に形成された異常酸化物の断面 FE-SEM/EDX 像

[1] M. Kondo et al., Corros. Sci. 197 (2022) 110070.[2] R. Nishio et al., Nuc. Mater. Energy 34 (2023) 101382.
[3] D. K. Aspinwall (2) et al., CIRP Ann. 57 1 (2008) pp. 187-190.

* Ryuhei Muto[1], Takashi Endo[2] and Masatoshi Kondo[1]
[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Research Institute for Electronic Science, Hokkaido University

液体リチウム中でのバナジウム合金の腐食に関する研究

Study on vanadium alloy corrosion in liquid lithium

*片山 一成[1], 片山翔太[1], 森 裕薫[1], 荒川理央[1], 五十川浩希[1], 長坂琢也[2]
[1]九大, [2]核融合研

Ti・Cr 組成の異なる V 合金試料を 600℃で液体 Li に約 240 時間浸漬し、質量変化を測定したところ、Ti 濃度 2 ~ 4 %では質量増加が生じ、1%では質量減少が生じた。Ti 濃度の減少に伴い、不純物対するスカベンジング効果が低減し、腐食が促進される傾向が示された。

キーワード：バナジウム合金、液体リチウム、腐食

1. 緒言

液体金属 Li は液体ブランケット材料として期待されており、低密度で低融点かつ高熱伝導特性を有する。しかし、化学的共存性に起因する腐食が問題となるため、構造材には液体 Li との適合性が要求され、長期間にわたって構造的な安定性を確保することが必要である。このような技術的背景下において、低放射化特性、高温強度特性及び照射特性に優れた V を主成分とし Cr 及び Ti を添加した V 合金が構造材候補として期待されている。Ti は液体 Li による腐食の影響を低減する一方で、核融合炉環境下で長半減期の放射性核種を生成するため、低放射化特性向上の観点からは Ti 添加量を最小限にすることが望ましい。現在 4wt%の Ti と Cr を添加した V-4Cr-4Ti 合金（NIFS-HEAT-2 等）が候補材であるが、Ti を減らし Cr を増やした組成の合金も検討されている。しかしながら、液体 Li 環境下における Ti・Cr 組成に対する腐食への影響は明らかにされていない。そこで本研究では、Ti・Cr 組成の異なる V 合金試料を 600℃で液体 Li に浸漬し、質量変化を測定した。

2. 実験方法

V 合金試料は、核融合科学研究所にて切断、熱処理を行い準備した。試料サイズは、縦 10mm, 横 8mm, 厚さ 1mm である。Ar 雰囲気にて、Mo 坩堝に約 1g の Li と試料を充填し、片封じ石英管（外径 34mm, 内径 30mm, 長さ 200mm）内に設置した。石英管をガスの供給・排出ポートと熱電対挿入ポートを有する金属継手に挿入し O リングで固定した。万が一の Li 漏洩を想定して、Ar ガス置換可能なグローブボックス内に整備された電気炉に、試料含有石英管を設置し、30cc/min で Ar ガスを流通させながら、電 600℃まで昇温し、約 240 時間一定温度に保持した。加熱終了後、室温まで自然冷却し、石英管ごと別のグローブボックスに移送し、Ar 雰囲気で Mo 坩堝を取り出した。坩堝内に水をゆっくりと滴下することで Li を溶解し、試料を回収した。実験前後での質量変化から腐食の進行を評価した。

3. 結果及び考察

図 1 に合金中の Ti 濃度と Li 浸漬加熱後の質量変化率との関係を示す。Ti 濃度が 2、3、4%と増加するに従って、質量が増加していることがわかる。一方、Ti 濃度が 1%と低い場合は、質量減少が生じている。Ti 濃度が高いほど Ti-CON の析出量が増し、質量増加に繋がったと考えられる。Ti 濃度 1%試料については、Ti-CON の析出に伴う質量増加を上回る腐食減肉が生じたことを示す。Ti 濃度の減少に伴い、Ti によるスカベンジング効果が低減し、腐食が促進される傾向が示された。

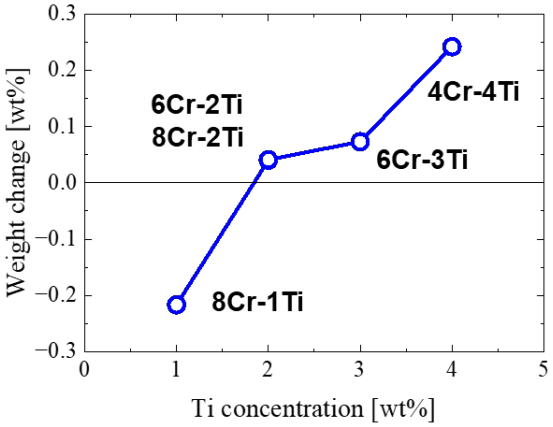


図 1 V 合金中 Ti 濃度に対する質量変化率

謝辞 本研究は、科研費 20H00144 及び核融合科学研究所一般共同研究 NIFS24KIEU008 の支援を受けたものである。

*Kazunari Katayama[1], Shota Takataya[1], Yuuka Mori[1], Rio Arakawa[1], Hiroki Isogawa[1], Takuya Nagasaka[1]
[1] Kyushu Univ., [2] NIFS

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

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

[2E01-04] Hydrogen Behavior

Chair:Hidetoshi Karasawa(JAEA)

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

[2E01]

Study of the applicability of PAR installed in PCV for BWRs

(1) Overall development status

*AKIRA TSUYUKI[1], MOTOSHIGE YAGYU[1], AKIRA YAMADA[1], KOICHI MURAMATSU[1], HIROFUMI OKABE[1], HIROKO ABE[1] (1. TOSHIBA ESS)

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

[2E02]

Study of the applicability of PAR installed in PCV for BWRs

(2) Basic property of PAR in severe accident circumstance

*AKira Yamada[1], Motoshige Yagyu[1], Akira Tsuyuki[1], Koichi Muramatsu[1], Mika Tahara[1], Hirofumi Okabe[1], Hiroko Abe[1], Kazuya Yamada[1], Hitoshi Kubo[2], Yasunori Iwai[3] (1. TOSHIBA ESS, 2. Tanaka Kikinzoku Kogyo, 3. QST)

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

[2E03]

Study of the applicability of PAR installed in PCV for BWRs

(3) Understanding the impact of degradation factors

*Motoshige Yagyu[1], Akira Yamada[1], Akira Tsuyuki[1], Kouichi Muramatsu[1], Mika Tahara[1], Hiroko Abe[1], Kazuya Yamada[1], Hirofumi Okabe[1], Hitoshi Kubo[2], Yasunori Iwai[3] (1. TOSHIBA ESS, 2. Tanaka Kikinzoku Kogyo, 3. QST)

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

[2E04]

Development of Reactor Building and Containment Vessel Thermo-Fluid Dynamics Code, Advance/BAROC

(11) Hydrogen concentration distribution considering leakage from the reactor building

*Fumitomo Onishi[1], Achihiro Hamano[1], Toshiharu Mitsuhashi [1], Atsuo Takahashi[1], Hirotaka Hadachi[1], Hideaki Koike[1], Masanori Naitoh[1] (1. AdvanceSoft)

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

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

BWR 用 PCV 内設置 PAR の実機適用性の検討　（1）全体開発状況

Study of the applicability of PAR installed in PCV for BWRs　(1)Overall development status

*露木　陽[1]，柳生　基茂[1]，山田　昂[1]，村松　浩一[1]，岡部　寛史[1]，阿部　紘子[1]
[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社

原子力発電所の安全性向上に資することを目的に、事故時に BWR 格納容器（PCV）内で発生する酸素、水素を触媒により再結合させる PCV 内設置 PAR を開発している。実機適用に向けた全体開発フローおよび開発状況についての整理状況と、主な検討内容について整理した。

キーワード：酸素，水素，格納容器，再結合反応，触媒，疎水処理

1. 緒言　静的触媒式水素再結合器(PAR)[1]は、国内 BWR プラントの重大事故等時における代替循環冷却時に、水の放射線分解で発生する酸素を触媒により再結合することで、PCV 内に蓄積する酸素を水素と再結合させて、PCV 内酸素濃度を可燃限界未満に維持することで、ベント操作を回避する選択肢を提供するものである（図１）。BWR 事故時 PCV 雰囲気で活性を有する可能性がある触媒として核融合炉のトリチウム回収用触媒[2]に注目し、PCV 内設置 PAR に求められる性能にあうよう開発し、実機適用可能か、性能評価を行った。

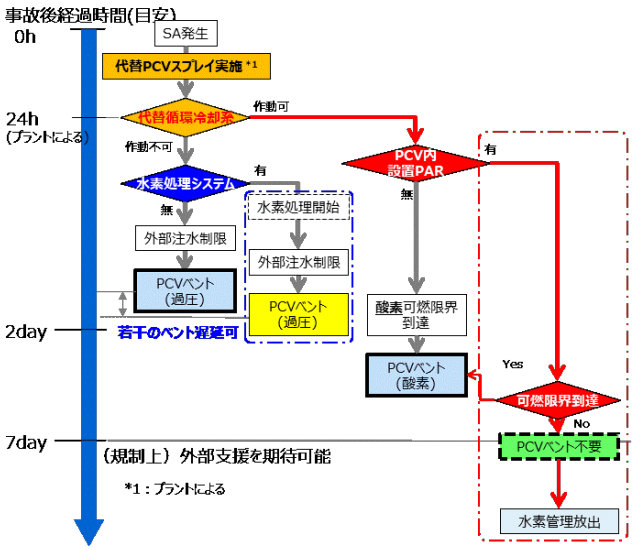


図１　事故時の対応フロー

2. 開発プロセス　実機 SA 時の PCV 環境条件、耐熱・耐水触媒の開発品、PWR 向け既設 PAR の性能評価式を参考に、新型 PAR 向けの触媒選定および性能評価式を設定した。開発プロセスを図２に示す。実機適用に向けて、ABWR を代表プラントと設定し、被毒物質（物理的、化学的）による影響評価、耐放射線性、耐熱性、必要台数を考慮した配置成立性、耐震性の評価を行い、成立性について見込みが得られた。

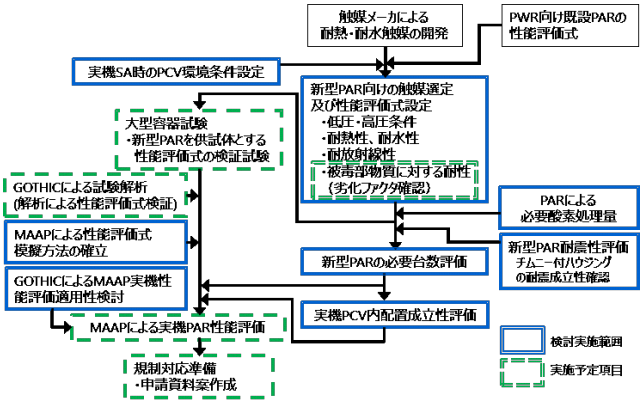


図２　開発プロセス

3. 結論　BWR 用 PCV 内設置 PAR の実機適用性検討について、触媒の選定、実機環境を模擬した性能評価試験を行った結果、性能を満たす触媒であることを確認した。これまではガスを吹き付けて強制的に反応をさせていたが、大型容器を用いて自然対流状態においても性能を満たすことを試験により検証する。

参考文献

[1]　小林敬 村野兼司　宮田浩一ほか　日本原子力学会和文論文誌　Vol.1　**No.1**　80-89
[2]　岩井保則 久保仁志　大嶋優輔　Isotope News　**736**　12-17（2015）

* Akira Tsuyuki [1], Motoshige Yagyu [1] , Akira Yamada [1] , Koichi Muramatsu [1], Hirofumi Okabe[1], Hiroko Abe [1],
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation,

BWR 用 PCV 内設置 PAR の実機適用性の検討
（２）事故時環境での基礎特性把握

Study of the applicability of PAR installed in PCV for BWRs

(2) Basic property of PAR in severe accident circumstance

*山田 昂[1]，柳生 基茂[1]，露木 陽[1]，村松 浩一[1]，田原 美香[1]，岡部 寛史[1]，阿部 紘子[1]
山田 和矢[1]，久保 仁志[2]，加藤 俊祐[2]，岩井 保則[3]
[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社，[2]田中貴金属工業株式会社，
[3]国立研究開発法人量子科学技術研究開発機構

事故時の BWR 格納容器（PCV）内で発生する酸素、水素を触媒により再結合して処理する BWR 用 PCV 内設置 PAR の開発を行っている。事故時環境における新型 PAR の性能評価試験を実施し、新型 PAR の性能評価式を構築した。

キーワード：酸素，水素，格納容器，再結合反応，触媒，疎水処理

1. 緒言　静的触媒式水素再結合器(PAR)は、水の放射線分解で生じる酸素を触媒により再結合し可燃限界未満を維持する機器であり PWR 格納容器内に実装され、PCV への適応検討も行われている[1]。これまでの開発にて PAR の PCV 適応性が高いと判断した開発触媒[2]を用い、新型 PAR を模擬した反応容器（図 1）により実機で想定される代表条件での性能評価試験を実施した。

2. 試験・結果　様々な事故シナリオから想定される温度、圧力、ガス組成から、代表的な条件を選定し（図 2）、開発触媒の性能評価試験を実施し、酸素処理率を評価した（図 3）。PAR 起動時を模擬した低流速条件では､酸素処理率は 0.5-0.7 の範囲であった｡ヨウ素等の被毒がない開発触媒は問題なく起動することが示唆された。また、中・高流速域の通常運転条件では、概ね酸素処理率が 0.2 前後であった。酸素処理率に対する各種パラメータの影響を整理し、酸素処理率を予測する性能評価式を構築した。

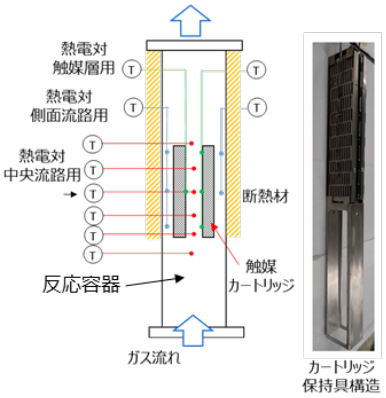


図1 反応容器の概念図

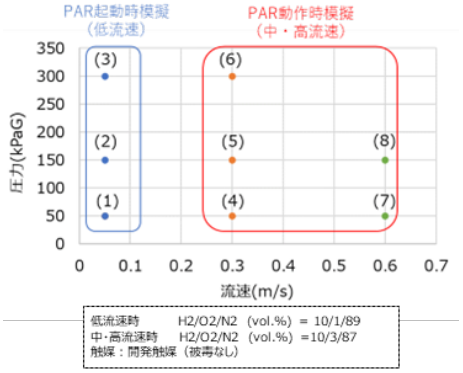


図2 試験条件

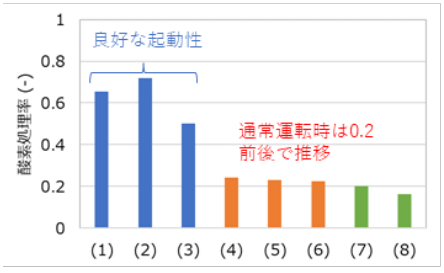


図3 試験結果

酸素処理率＝1−出口酸素濃度/入口酸素濃度

3. 結論　性能評価式を構築することにより、被毒なしの実機想定環境における PAR の酸素処理性能の予測が可能となった。今後、被毒なし時の PAR 設置台数による酸素処理速度への影響評価を行う。

参考文献

［１］　小林敬 村野兼司　宮田浩一ほか　日本原子力学会和文論文誌　Vol.1　**No.1**　80-89
［２］　柳生基茂　露木陽　村松浩一ほか　日本原子力学会　2024 年春の年会　3D07

*Akira Yamada [1], Motoshige Yagyu [1], Akira Tsuyuki [1], Koichi Muramatsu [1], Mika Tahara [1], Hirofumi Okabe[1], Hiroko Abe [1], Kazuya Yamada [1],Hitoshi Kubo [2], Syunsuke Kato [2],Yasunori Iwai [3]
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [2]TANAKA Kikinzoku Kogyo K.K.,[3]National Institutes for Quantum Science and Technology

BWR 用 PCV 内設置 PAR の実機適用性の検討
（３）劣化要因の影響の把握

Study of the applicability of PAR installed in PCV for BWRs
(3) Understanding the impact of degradation factors

*柳生 基茂[1]，山田 昂[1]，露木 陽[1]，村松 浩一[1]，田原 美香[1]，岡部 寛史[1]，阿部 紘子[1]
山田 和矢[1]，久保 仁志[2]，加藤 俊祐[2]，岩井 保則[3]
[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社，[2]田中貴金属工業株式会社，
[3]国立研究開発法人量子科学技術研究開発機構

事故時の BWR 格納容器（PCV）内で発生する酸素、水素を触媒により再結合して処理する BWR 用 PCV 内設置 PAR の開発を行っている。想定される事故時の酸素/水素比で性能を確認した触媒がヨウ素の共存により受ける影響を確認するため、ヨウ素の積算供給量を変化させヨウ素被毒に対する耐性を確認した。

キーワード：酸素，水素，格納容器，再結合反応，触媒，ヨウ素

1. 緒言　静的触媒式水素再結合器(PAR)は、水の放射線分解で生じる酸素を触媒により再結合し可燃限界未満を維持する機器であり PWR 格納容器内に実装され、PCV への適応検討も行われている[1]。これまでの開発にて PAR の PCV 適応性が高いと判断した開発触媒[2]を用い、評価時の積算ヨウ素供給量に注目した試験を行い、ヨウ素環境下での触媒性能を確認した。

2. 試験・結果　PAR の構造的特徴を模擬した反応容器（図１）を作製し、開発触媒および既往触媒を用いて積算ヨウ素供給量と酸素処理性能の関係を評価した。なお、ヨウ素の最大供給量は保守的な評価とするため、事故発生直後のコアインベントリ内のヨウ素がすべて格納容器内に放出すると仮定した。図２に示す積算ヨウ素供給量と酸素処理活性の関係の通り、いずれの触媒もヨウ素供給量の増加とともに酸素処理性能が低下した。ただし、既往研究で用いられた触媒では初期活性が 1/10 以下となる条件でも開発触媒は初期の 1/3 以上の活性を有し、全ヨウ素供給後も初期活性の 1/10 以上の活性を維持することから開発触媒はヨウ素耐性が高いことを確認した。

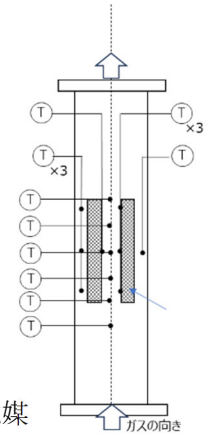


図１　反応容器

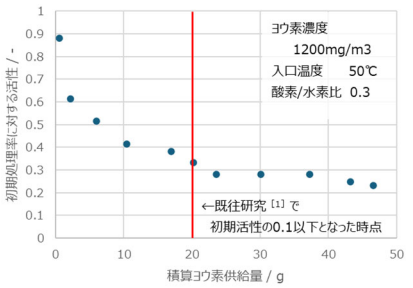


図2　積算ヨウ素供給量と酸素処理活性

初期処理率に対する活性＝
あるヨウ素量での酸素処理率/ヨウ素供給のない条件での酸素処理効率
酸素処理率＝1-出口酸素濃度/入口酸素濃度

3. 結論　PAR の構造的特徴を模擬した容器にて開発触媒および既往触媒のヨウ素環境下での性能を試験し、開発触媒がヨウ素環境でも酸素処理が継続可能であることを確認した。今後は各触媒の分析を行い、今回確認したヨウ素耐性の違いを生んだ原因を調査する。また、本結果を踏まえ自然循環を助けるための煙突延長の要否や必要な設置台数の検討を行い BWR 用 PCV 内設置 PAR の有効性を確認する。

参考文献

［１］　小林敬 村野兼司　宮田浩一ほか　日本原子力学会和文論文誌　Vol.1　**No.1**　80-89
［２］　柳生基茂　露木陽　村松浩一ほか　日本原子力学会　2024 年春の年会　3D07

*Motoshige Yagyu [1], Akira Yamada[1], Akira Tsuyuki [1] Koichi Muramatsu [1], Mika Tahara [1], Hirofumi Okabe[1], Hiroko Abe [1], Kazuya Yamada [1], Hitoshi Kubo [2], Syunsuke Kato [2],Yasunori Iwai [3]
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [2]TANAKA Kikinzoku Kogyo K.K.,[3]National Institutes for Quantum Science and Technology

過酷事故時原子炉建屋・格納容器の熱流動解析コード Advance/BAROC の開発 (11)原子炉建屋からのリークを考慮した水素濃度分布

Development of Reactor Building and Containment Vessel Thermo-Fluid Dynamics Code, Advance/BAROC (11) Hydrogen concentration distribution considering leakage from the reactor building

*大西史倫 [1], 浜野明千宏 [1], 三橋利玄 [1], 高橋淳郎 [1], 波田地洋隆 [1], 小池秀耀 [1], 内藤正則 [1]
[1]アドバンスソフト株式会社

自社開発した過酷事故時原子炉建屋・格納容器の熱流動解析コード Advance/BAROC (以下 BAROC)を用いて原子炉建屋からのリークが建屋内の水素濃度分布にどのような影響を及ぼすのか検討した。解析はリークに注目し原子炉建屋からの漏洩面積をブローアウトパネル (以下 BOP) の約 2.0～6.6%と仮定し感度解析を実施した。結果、4 階の最大水素濃度は漏洩面積によって水素の可燃領域から可燃領域外の 3.5%以下まで低下する結果が得られた。

キーワード：BAROC、3 次元圧縮性流体解析、過酷事故、水素濃度分布、多成分ガス、水蒸気凝縮、原子炉建屋、リーク

1. 緒言

これまで福島第一原子力発電所 1 号機および 2 号機相当の原子炉建屋を対象に水素濃度分布解析を実施してきたが、これらの解析では原子炉建屋を閉鎖系として解析を実施してきた。原子炉建屋には建屋外に繋がる扉やダクトが設置されており、これらの場所には微小な隙間があると考えられる。そこで、この微小な隙間が原子炉建屋の水素濃度分布にどのような影響を及ぼすのか感度解析を実施した。

2. 解析条件

公開情報[1]に基づき、1F3 相当のモデルを作成した。解析ではモデルを約 77 万格子で構成し、1 格子のサイズ幅は約 0.5m の立方体とした。事故シナリオは公開情報[2]より、5 階シールドプラグから 480K の水素 650kg(水素濃度 100%)と水蒸気 75,000kg が一定の流量で 18.35 時間かけて流入する事例を想定した。リーク箇所は BOP 設置箇所と同一とし、リーク面積は BOP 設置面積[3]に対し、①2.0%、②3.3%、③6.6%の 3 条件とし、原子炉建屋内の水素濃度分布について感度解析を実施した。

3. 結論

原子炉建屋内における水素量の時系列変化を図 1 に示す。リークなしのケースでは原子炉建屋内に流入した水素 650kg がそのまま残るが、リークを考慮したケースでは、流入量の約 13～31%まで減少している。また、③のケースでは 4 階の最大水素濃度が約 19.9%から約 3.5%に低下している。本結果より、リークは原子炉建屋内の水素濃度分布に影響するため、リークを考慮した水素濃度分布解析をする必要が有ると考えられる。

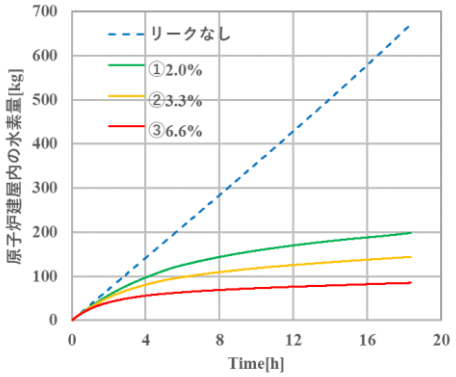


図 1　原子炉建屋内の水素量

参考文献

[1] 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)
[2] 原子力規制委員会：第 38 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(資料 2-2, 2-3) 原子力規制委員会
[3] 第 13 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　(資料 4)　原子力規制庁

* Fumitomo Onishi [1], Achihiro Hamano [1], Toshiharu Mitsuhashi[1], Atsuo Takahashi[1], Hirotaka Hadachi[1], Hideaki Koike[1], and Masanori Naitoh[1]
[1]AdvanceSoft Corporation

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

Thu. Sep 12, 2024 9:30 AM - 10:35 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 12:30 AM - 1:35 AM UTC Room G(Recture RoomsB 1F B101)

[2G01-04] Sodium-cooled fast reactor 1

Chair:Masatoshi Kameyama(JAPC)

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

[2G01]

Development of an innovative small sodium-cooled fast reactor
(18) Evaluation for reactor and containment vessel integrity during RVACS independent heat removal

*Keita Endo[1], Takashi Abe[1], Kazuhiro Fujimata[1], Masaaki Hayashi[1], Hirotaka Nakahara[1] (1. HGNE)

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

[2G02]

Development of an innovative small sodium-cooled fast reactor
(19)RVACS cooling of metal fuel debris in the core disruptive accident

*Tomoki Mishima[1], Sho Fuchita[1], Kazuhiro Fujimata[1], Takashi Abe[1], Hirotaka Nakahara[1] (1. HGNE)

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

[2G03]

Development of an innovative small sodium-cooled fast reactor
(20) Early demonstration scenario of MA recycling by metal fuel cycle

*Daisuke Watanabe[1], Sho Fuchita[1], Tomoki Mishima[1], Koji Fujimura[1], Hirotaka Nakahara[1], Tsuyoshi Murakami[2] (1. Hitachi-GE, 2. CRIEPI)

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

[2G04]

Development of an innovative small sodium-cooled fast reactor
(21) Geological disposal of high-level radioactive waste from pyroprocessing

*Tomofumi Sakuragi[1], Hidekazu Asano[1], Shingo Tanaka[1], Miki Harigai[1], Yuma Sekiguchi[2], Daisuke Watanabe[3] (1. RWMC, 2. CRIEPI, 3. HGNE)

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

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

革新的小型ナトリウム冷却高速炉の開発
（18）RVACS 単独除熱時の原子炉容器及び格納容器の健全性評価

Development of an innovative small sodium-cooled fast reactor

(18) Evaluation for reactor and containment vessel integrity during RVACS independent heat removal

*遠藤 慶太[1]、阿部 崇[1]、藤又 和博[1]、林 正明[1]、中原 宏尊[1]

[1] 日立 GE

RVACS（Reactor Vessel Auxiliary Cooling System）は自然循環空冷の受動的崩壊熱除去系である。RVACS 単独除熱運転時の容器の発生熱応力を評価した結果、原子炉容器のクリープ損傷が過大とならないこと、格納容器側の最大応力が許容値以下であることを確認し、容器健全性を維持し除熱できることを確認した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉（SFR）、RVACS、自然循環、数値流体力学（CFD）、STAR-CCM+

1. 緒言

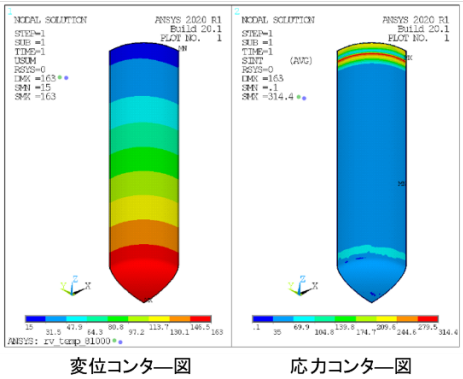
日立 GE が国内導入を計画している革新的小型 SFR の崩壊熱除去系は、前報[1]の通り RVACS と IRACS（Intermediate Reactor Auxiliary Cooling System）で構成され、2 次系除熱機能が全て喪失する設計拡張状態では RVACS 単独での崩壊熱除去を想定している。そのため、本運転での原子炉冷却材の熱流動挙動及び構造材温度を評価し、原子炉容器（RV）及び格納容器（CV）の健全性を確認する必要がある。そこで、本研究では RVACS 単独運転時の容器の発生熱応力を評価し、容器健全性及び RVACS による除熱成立性を評価した。

2. 解析方法

構造解析には汎用有限要素プログラム Ansys Mechanical を使用した。モデル化範囲は RV 及び CV のフランジ固定点から下部までとし、3 次元ソリッド要素を用いて 1/4 対称のモデルを作成した。拘束及び境界条件は上端を鉛直方向拘束、周方向の対称面を対象条件（周方向拘束）とした。また、RV 及び CV の温度条件は、前報[1]等で得られた RVACS 熱流動過渡解析結果から①定格運転状態、②原子炉冷却材温度が最大となる条件、③各容器の周方向または板厚方向の温度差が最大となる条件を選定した。

3. 解析結果

結果の一例として、条件②における RV 熱応力評価結果を図 1 に示す。解析の結果、RV の最大応力（一次+二次）は約 315MPa となり判定値（169MPa）を超えた。そこで、JSME 規格[2]に準じて簡易弾塑性評価を実施したところ、クリープ損傷値は約 0.309 となり許容値（0.6）以下であることを確認した。一方、格納容器の最大応力は約 85MPa となり、許容値（432MPa）以下であった。また、変位量は RV：約 163mm、CV：約 96.7mm となり両者が約 66mm 分接近するが、RV 底部-CV 底部間の間隙（178mm）以内となり両者が接触しないことを確認した。ゆえに、温度分布が厳しくなる RVACS 単独運転時でも容器健全性を維持し崩壊熱除去できることを確認した。



（単位：MPa）

応力		応力分類				
		膜	膜+曲げ		膜+曲げ+ピーク	
		—	内面	外面	内面	外面
成分応力	σx	-5.3	-2.8	-7.7	-3.2	-7.3
	σy	-214.0	-315.8	-112.1	-317.5	-115.0
	σz	4.9	-159.7	169.4	-156.4	174.4
	τxy	0.1	0.0	0.1	0.0	0.2
	τyz	-2.0	-1.2	-2.9	-1.2	-3.0
	τzx	-7.6	-6.2	-9.1	-3.4	-6.1
主応力	σ1	9.0	-2.6	169.9	-3.1	174.7
	σ2	-9.4	-159.9	-8.2	-156.5	-7.5
	σ3	-214.0	-315.8	-112.1	-317.5	-115.1
応力強さ	σtr	223.0	313.2	282.0	314.4	289.7

図 1　条件②における RV 熱応力評価結果

参考文献：[1] 遠藤ら、原子力学会 2023 年秋の大会 1H12、[2] JSME、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2022 年版）第 II 編 高速炉規格」JSME S NC2-2022

*Keita Endo[1], Takashi Abe[1], Kazuhiro Fujimata[1], Masaaki Hayashi[1], Hirotaka Nakahara[1]　Hitachi-GE[1]

革新的小型ナトリウム冷却高速炉の開発
（19）RVACS による炉心損傷時の金属燃料デブリ冷却

Development of an innovative small sodium-cooled fast reactor

(19) RVACS cooling of metal fuel debris in the core disruptive accident

*三島　大輝[1]，渕田　翔[1]，藤又　和博[1]，阿部　崇[1]，中原　宏尊[1]

[1]日立 GE

金属燃料を使用した小型ナトリウム冷却高速炉にて、炉心損傷により全燃料が溶融し炉心入口プレナムにデブリとして堆積すると想定した場合、RVACS(Reactor Vessel Auxiliary Cooling System)のみで金属燃料デブリの冷却が可能であることを CFD による 3 次元熱流動解析により確認した。デブリ形状に関する感度解析と米国の試験知見より、下部プレナム貫通に対し十分な余裕があり IVR(In-Vessel Retention)達成の見込みを得た。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉(SFR)，RVACS，金属燃料炉心，金属燃料デブリ，デブリ冷却，IVR

1. 緒言

前報[1]では、日立 GE が開発している RVACS 除熱特性評価技術に関し、2 次系除熱機能喪失時の単独運転で冷却材温度が制限値以下であることを確認した。一方で、IVR の達成には炉心損傷時に再配置された燃料デブリの冷却が必要である。本報では、全炉心溶融を想定した燃料デブリが図 1 のように入口プレナムに堆積すると仮定し、CFD 解析によりデブリ等の温度を確認し、IVR 達成の可否を評価した。

2. 解析方法・検討条件

本検討は汎用流体解析プログラム STAR-CCM+を用いて CFD による定常の 3 次元熱流動解析を実施した。解析モデルは前々報[2]で作成した約 300 万メッシュ、1/4 対称のモデルとし、解析範囲は冷却材や構造材を含む原子炉容器内全体とした。デブリは全て均一な球形を仮定し、表 1 に示す空孔率やデブリ粒子径の感度解析を実施した。

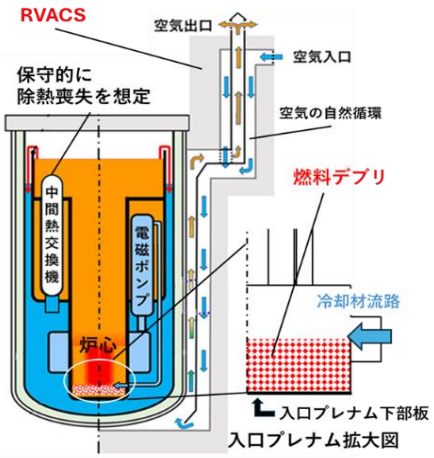


図 1 解析モデル体系の炉心部拡大図

表 1 検討条件と解析結果

	ケース	1	2	3	4	5[3]
検討条件	空孔率	0.50	0.67	0.50	0.50	0.75
	デブリ堆積高さ(cm)	35.7	53.6	35.7	35.7	71.4
	デブリ粒子径(mm)	5	5	3	5	1.8
	炉心集合体の閉塞				50%	
	崩壊熱	3MWt				
解析結果	デブリ最高温度(℃)	891	705	1179	936	706

3. 解析結果

表 1 に感度解析の結果を示す。空孔率を大きくすると、デブリは入口プレナムの冷却材流路を塞ぐように堆積するが、デブリ間を通過する冷却材流量が増加し、プレナム中央部での冷却効率向上によりデブリ最高温度は低化した。デブリ粒子径を小さくすると、デブリ堆積部の圧損が増大し、プレナム中央部への冷却材流量が減少してデブリ最高温度は上昇した。ANL の試験知見[3]に基づく条件（ケース 5）では、デブリ最高温度や共晶による構造材浸食量は、入口プレナム貫通防止に対し十分な余裕があることを確認した。

4. 結言

RVACS 単独運転時の炉内自然循環において、炉心損傷時に堆積したデブリの空孔率と粒子径によりデブリ間の冷却材流量が変化することで、デブリ最高温度に影響することを確認した。また、下部プレナム構造材板厚がデブリ最高温度や共晶による浸食量に対し十分な余裕があり IVR の達成を見込めることを確認した。

参考文献

[1]遠藤他, 原子力学会 2023 年秋の大会, 1H12(2023)

[2]Guillaume Grandjean 他, 原子力学会 2022 年秋の大会, 3F08(2022)　[3]ANL-IFR-258 p29

*Tomoki Mishima[1], Sho Fuchita [1], Kazuhiro Fujimata [1], Takashi Abe [1] and Hirotaka Nakahara[1]

[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

革新的小型ナトリウム冷却高速炉の開発
（20）金属燃料サイクルによる MA リサイクルの早期実証シナリオの検討

Development of an innovative small sodium-cooled fast reactor

(20) Early demonstration scenario of MA recycling by metal fuel cycle

*渡邉大輔[1]，渕田翔[1]，三島大輝[1]，藤村幸治[1]，中原宏尊[1]，村上毅[2]

[1]日立 GE，[2]電中研

金属燃料高速炉を用いてマイナーアクチノイド(MA)のリサイクルを早期に実証するシナリオを検討した。使用済金属燃料を早期に乾式再処理して MA を含有した新燃料を製造する想定において、燃料組成に対応した炉心を構築するとともに、必要となるサイクル施設の規模を検討した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，金属燃料，核燃料サイクル，シナリオ，炉心解析

1. 緒言

将来の国内における高速炉サイクルの実現を目指し、米国で検討された PRISM 型炉[1]を参考として、金属燃料を用いる小型のナトリウム冷却高速炉（以下、「高速炉」と略す。）を国内に導入するシナリオの検討を進めている[2]。本研究では高レベル放射性廃棄物の減容・潜在的有害度の低減に向けて、MA のリサイクルを早期に実証するシナリオ及び炉心を検討した。

2. 検討方法

本研究では、軽水炉の使用済燃料の湿式再処理により回収された U と Pu から金属燃料を製造して高速炉に装荷し、運転により発生する使用済金属燃料を乾式再処理して U、Pu、MA を回収し、MA 含有金属燃料として 1 基の高速炉でマルチリサイクルするシナリオを想定した。炉心解析ではリサイクルにより変化していく燃料組成を考慮し、本シナリオ向けの炉心を検討した。また、炉心の仕様に基づいてサイクル施設の規模を評価した。

3. 結果及び結論

高速炉の炉心として、U-Pu-MA-Zr 合金を採用する炉心燃料（120 体）、U-Zr 合金を採用するブランケット燃料（内部ブランケット 30 体、径方向ブランケット 45 体）で構成される炉心（電気出力 311 MWe）を構築した。使用済金属燃料のリサイクルにおいて変化していく新燃料中の MA 含有率と燃料装荷・取出時の MA 重量の差分を評価した結果を図 1 に示す。初装荷燃料は MA を含まないが、燃焼に伴い MA が徐々に生成して MA 含有率は増加していき、1.2 wt%程度で飽和する傾向が見られた。また、初期は MA 含有率が低いためリサイクルしても MA 重量としては増加するが、その後の MA 含有率の上昇に伴い燃焼量が増加して MA 重量は減少に転じてバランスした。以上の検討により、MA リサイクルの早期実証と将来的な MA 燃焼が可能な見通しが得られた。また、炉心インベントリと燃料の炉内滞在期間から、必要となる燃料製造と乾式再処理の施設規模はおよそ 5 tHM/y と評価され、小型のサイクル施設とできる見通しが得られた。

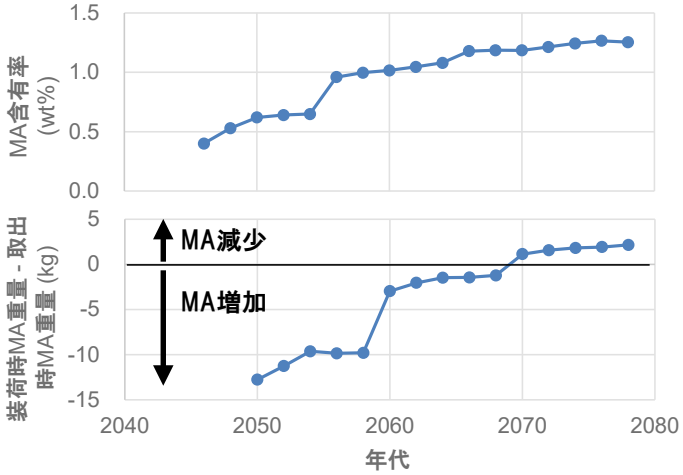


図 1 新燃料中の MA 含有率の推移及び
燃料装荷・取出時の MA 重量の差分の推移

参考文献

[1] B. S. Triplett et. al., Nucl. Tech., 178 (2000) 186-200.
[2] 渡邉，他，原子力学会 2023 年秋の大会，1H08 (2023).

*Daisuke Watanabe[1], Sho Fuchita[1], Tomoki Mishima[1], Koji Fujimura[1], Hirotaka Nakahara[1] and Tsuyoshi Murakami[2]
[1]Hitachi-GE, [2]CRIEPI

革新的小型ナトリウム冷却高速炉の開発
（21）乾式再処理で発生する高レベル放射性廃棄物の地層処分

Development of an innovative small sodium-cooled fast reactor

(21) Geological disposal of high-level radioactive waste from pyroprocessing

*桜木智史[1]，朝野英一[1]，田中真悟[1]，針貝美樹[1]，関口裕真[2]，渡邉大輔[3]

[1]原環センター，[2]電中研，[3]日立 GE

金属燃料高速炉の使用済金属燃料を乾式再処理して発生する高レベル放射性廃棄物の発熱特性評価と地層処分後の長期安全解析を実施し、従来の処分概念への適合性や課題を検討した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，金属燃料，乾式再処理、高レベル放射性廃棄物、ガラス結合ソーダライト、地層処分

1. 緒言

将来の高速炉サイクルの実現を目指し、金属燃料を用いる小型のナトリウム冷却高速炉（以下、「高速炉」と略す）に着目した検討を進めており、使用済金属燃料を乾式再処理してアクチナイドをリサイクルし、核分裂生成物を含む高レベル放射性廃棄物はガラス結合ソーダライト固化体として地層処分することを想定している。処分場面積や閉鎖後長期の安全性について、軽水炉・湿式再処理の高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）と比較し従来の処分概念への適合性を検討した。また、処分の観点から再処理や廃棄体化の今後の技術課題等を整理した。

2. 評価方法

既往研究を参考に高速炉の炉心仕様から乾式再処理のプロセス条件及び廃棄体特性を整理した。使用済燃料中の核種組成を OIRGEN2.2UPJ で評価し、廃棄物への核種移行率からガラス結合ソーダライトの核種インベントリや発熱率を求めた。従来の地層処分の設計・評価条件[1]に基づいて、伝熱解析（COMSOL）による処分場面積及び核種移行解析（GoldSim）による閉鎖後長期の安全評価を行った。

表 廃棄物特性の比較

	高速炉（ガラス結合ソーダライト）	軽水炉（ガラス固化体）
廃棄物への移行率：		
Am, Cm	0.46%	100%
Mo, Tc, 白金族	0.036%	100%
I (Cl)	100% (0%)	3% (100%)
廃棄物重量	300 kg/本	400 kg/本
標準充填率*	5.73 wt%	8.74 wt%
熱伝導率	1.29 W/mK	1.2 W/mK
溶解速度	5×10^{-3} g/m²/day	10^{-3} g/m²/day

* 元素重量換算

3. 結果と考察

表に、高速炉（ガラス結合ソーダライト）と軽水炉（ガラス固化体）の廃棄物特性のうち、本研究で想定した主な相違点を記載する。発熱への寄与が大きい Am や Cm、長期安全評価で重要となるヨウ素等のアニオン核種の廃棄物への移行率が大きく異なる。また、ガラス結合ソーダライトは廃棄物充填率（FP 等の含有量）がガラス固化体より低いため発熱量が少なく処分場への熱負荷は小さくなるが、廃棄物量が多くなる。図に、高速炉サイクルの平衡期を想定した廃棄物の処分場面積（発電電力量あたり）を示す。高速炉の処分場（竪置きで 146 m^2/TWh）は軽水炉（151 m^2/TWh）と同等である。横置きとすれば面積低減が図れる可能性があるが、竪置きでも熱制限まで高充填化（～9.34 wt%）すると処分場面積は～90 m^2/TWh に減少した。

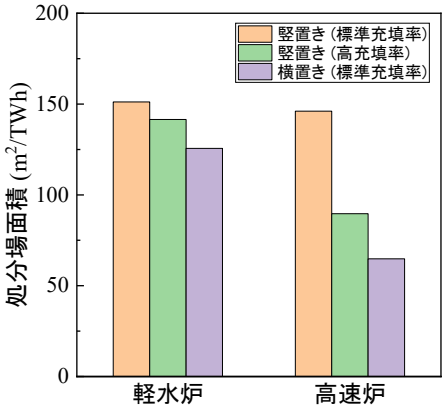


図 処分場面積の比較

発表時に閉鎖後長期安全評価の結果をあわせて報告するが、アニオン核種等のガラス結合ソーダライトへの移行率や、核種溶出率に大きく影響する固化体の表面積などが今後の技術課題として挙げられる。

参考文献

[1] 原子力発電環境整備機構、包括的技術報告書、NUMO-TR-20-03 (2021).

*Tomofumi Sakuragi[1], Hidekazu Asano[1], Shingo Tanaka[1], Miki Harigai[1], Yuma Sekiguchi[2], Daisuke Watanabe[3]
[1]RWMC, [2]CRIEPI, [3]Hitachi-GE

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

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

[2D01-05] Subcritical Experiment Analysis

Chair:Kenichi Tada(JAEA)

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

[2D01]

Performance comparison among Feynman-α, Rossi-α and correlation function analyses for subcritical states of UTR-KINKI

*Kenichiro Suga[1], Shoichi Ikeda[1], Atsushi Sakon[1], Sin-ya Hohara[1], Kengo Hashimoto[1] (1. Kindai Univ.)

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

[2D02]

Validation of subcriticality monitoring method under low neutron count rate condition

*Taiyo MORIBE[1], Tomohiro ENDO[1], Akio YAMAMOTO[1], Kenichi WATANABE[2], Junichi H. KANEKO[3] (1. Nagoya Univ., 2. Kyushu Univ., 3. Hokkaido Univ.)

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

[2D03]

Study on autocorrelation method focusing on delayed neutron component
(1) Derivation of theoretical formula

*Tomohiro Endo[1], Ryoga Hirota[1], Akio Yamamoto[1], Junichi H. Kaneko[2] (1. Nagoya Univ., 2. Hokkaido Univ.)

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

[2D04]

Study on autocorrelation method focusing on delayed neutron component
(2) Subcriticality measurement utilizing delayed and prompt neutron decay constants

*Ryoga Hirota[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1], Kenichi Watanabe[2], Junichi H. Kaneko[3] (1. Nagoya Univ., 2. Kyushu Univ., 3. Hokkaido Univ.)

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

[2D05]

Reactivity estimation based on multiple integral linear power equation in quasi-steady state

*Yuichi Yamane[1] (1. JAEA)

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

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

未臨界状態の近畿大学原子炉に対する Feynman-α, Rossi-α, 相関関数解析の性能比較

Performance comparison among Feynman-α, Rossi-α and correlation function analyses for subcritical states of UTR-KINKI

*菅 憲一郎[1]、池田 晶一[1]、左近 敦士[1]、芳原 新也[1]、橋本 憲吾[1]
[1]近畿大学

未臨界定常状態の近畿大学原子炉に対して Feynman-α, Rossi-α, 相関関数法に基づく炉雑音解析を行い解析手法間の性能を比較した。Rossi-α と自己相関関数解析より得られる即発中性子減衰定数は刻みピッチ幅に依存しない小さな統計誤差をもった。３つの手法により得た減衰定数統計誤差は測定データ長の平方根に逆比例することが確認できた。

キーワード：近畿大学原子炉，未臨界，Feynman-α，Rossi-α，相関関数，即発中性子減衰定数

1. 緒言

過去の炉雑音解析では、解析手法毎に時系列データ測定方法と条件が異なるため、解析手法自身の特徴や性能を比較することが困難であった。本研究では、同一の時系列検出時刻データを用いて Feynman-α，Rossi-α，相関関数解析を行い、即発中性子減衰定数算出性能を解析手法間で比較検討する。

2. 時系列データ測定方法

近畿大学原子炉において未臨界度の異なる３つの制御棒挿入パターン(A, B, C)を設定し、中央ストリンガー空孔に設置した２本のBF_3計数管の中性子検出時刻を連続的に 600 秒間収録した。計数管を２本設置したのは、共分散対平均比解析法等の２検出器法も検討するためである。これら検出時刻データに対して３つの解析手法を適用し、即発中性子減衰定数と最小二乗フィットに起因する同減衰定数統計誤差を決定した。

3. 結果

図１、２に、３つの解析手法で得た即発中性子減衰定数の時間変数刻みピッチ幅依存性と同減衰定数統計誤差の解析データ長依存性をそれぞれ示す。分散対平均比解析で得た即発中性子減衰定数の統計誤差は非常に大きく、ゲート幅 T の刻みピッチ幅ΔT 依存性が観察される。一方、Rossi-α と自己相関関数解析の統計誤差は小さく、ラグ及び時間間隔τの刻みピッチ幅Δτに依存しない（図１）。また、減衰定数の統計誤差は解析データ長 L の平方根に反比例する（図２）。

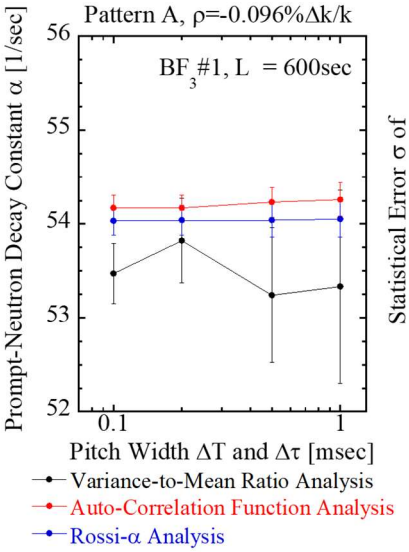


図1 即発中性子減衰定数の時間変数刻みピッチ幅依存性

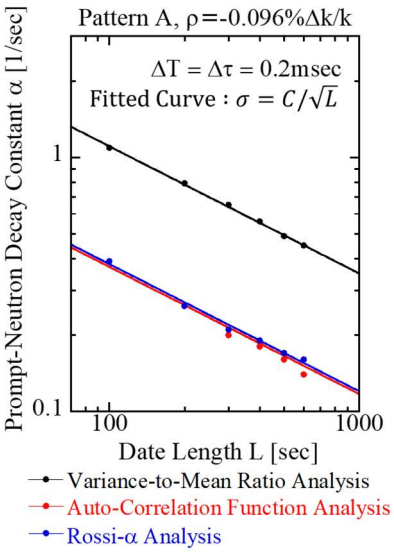


図2 即発中性子減衰定数統計誤差の解析データ長依存性

4. 結論

大きな統計誤差を生む分散対平均比解析に比べ、統計誤差が小さく時間変数刻みピッチ幅依存性が弱い Rossi-α と自己相関関数解析は未臨界度監視手法として有利である。即発中性子減衰定数の統計誤差と解析データ長の平方根との反比例性は、測定時間を設定する際の有用な知見である。

*Kenichiro Suga[1], Shoichi Ikeda[1], Atsushi Sakon[1], Sin-ya Hohara[1], Kengo Hashimoto[1]
[1]Kindai University

低中性子計数率条件下で利用可能な未臨界度監視法の妥当性確認

Validation of Subcriticality Monitoring Method under Low Neutron Count Rate Condition

*森部 太陽[1]，遠藤 知弘[1]，山本 章夫[1]，渡辺 賢一[2]，金子 純一[3]
[1]名古屋大学，[2]九州大学，[3]北海道大学

先行研究において、改良型単純フィードバック法、最小二乗逆動特性法およびバイラテラルフィルタを組み合わせた未臨界度監視法を提案した。近畿大学原子炉(UTR-KINKI)の臨界近接実験で測定された中性子計数率時系列データを用いて、提案手法の妥当性を確認した。

キーワード：未臨界度監視，改良型単純フィードバック法，最小二乗逆動特性法，バイラテラルフィルタ，UTR-KINKI

1. 緒言　東京電力福島第一原子力発電所の燃料デブリ取り出しにおける課題として、反応度の推定に必要な情報が不明であること、使用可能な中性子検出器の制限による検出効率の低下が挙げられる。これらの課題の解決のため、先行研究[1]において、改良型単純フィードバック法[2]、最小二乗逆動特性法[3]およびバイラテラルフィルタ[4]を組み合わせた未臨界度監視法を提案した。本研究では、近畿大学原子炉(UTR-KINKI)における臨界近接実験で測定された中性子計数率時系列データを用いて、提案手法の妥当性を確認した。

2. 提案手法　中性子計数率の時系列データP_nの測定値($n = 0,1,\cdots$)から、平均的な遅発中性子の寄与$\bar{A}_n$を逐次計算し、改良型単純フィードバック法[2]による推定式$(\rho/\beta_{\mathrm{eff}})_n = 1 - (\bar{A}_n + S_0)/P_n \cdots(1)$に基づいて、ドル単位の反応度$\rho/\beta_{\mathrm{eff}}$を逆推定する。ここで、反応度推定時に必要となる中性子源強度S_0の値は最小二乗逆動特性法[3]により推定する。具体的には、ステップ状の反応度変化が生じた際に、横軸を$\bar{A}_n$、縦軸をP_nでプロットした散布図に対して、式(1)をフィッティングすることでS_0の値が推定できる。

3. 妥当性確認結果　UTR-KINKI の臨界近接実験時に、検出効率を変化させた 3 つの光ファイバ型検出器で測定された中性子計数率の時系列データを用いて、提案手法の妥当性確認を実施した。妥当性確認のため、ドル単位の反応度の参照値(reference)は、別の測定で評価した各制御棒の反応度価値および余剰反応度(全制御棒全引抜時の原子炉反応度)から求めた。中性子計数率時系列データに対し、バイラテラルフィルタ[4]を適用することで測定時の統計的不確かさの低減を図った。その後、上記提案手法を適用することでドル単位の反応度を推定した。各検出効率($P_{0,\mathrm{low}} \approx 5$ cps，$P_{0,\mathrm{middle}} \approx 70$ cps，$P_{0,\mathrm{high}} \approx 800$ cps)におけるドル単位の反応度推定結果とドル単位の反応度参照値の比較結果を図 1 に示す。図 1 から分かるように、中性子計数率の測定データのみから、提案手法によりドル単位の反応度が推定できることを実証した。

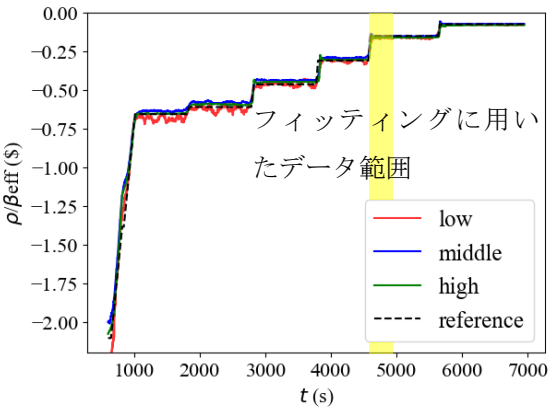


図 1　ドル単位の反応度推定結果

謝辞　本研究は JAEA 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業(JPJA23P23813844)の助成による。

参考文献　[1] 森部 太陽，他，日本原子力学会 2024 春の年会，近畿大学, 3L05, (2024); [2] T. Endo et al., AESJ 2022 年秋の大会, 2G16 (2022); [3] J. E. Hoogenboom and A. R. van der Sluijs, *Ann. Nucl. Energy*, **15**, p. 553 (1988); [4] C. Tomasi and R. Manduchi, *Proc. ICCV'98*, p. 839 (1998).

*Taiyo Moribe[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1], Kenichi Watanabe[2], Junichi H. Kaneko[3]
[1]Nagoya Univ., [2]Kyushu Univ., Hokkaido Univ.

遅発中性子成分に着目した自己相関法に関する検討
(1) 理論式導出

Study on autocorrelation method focusing on delayed neutron component
(1) Derivation of theoretical formula

*遠藤 知弘[1]，廣田 諒我[1]，山本 章夫[1]，金子 純一[2]
[1]名古屋大学, [2]北海道大学

自己相関法による未臨界度測定の高度化に向け、固有関数展開とゼロ出力伝達関数を利用することで、高次モード成分と遅発中性子成分を考慮した 2 時点検出確率の理論式を導出した。

キーワード：未臨界度、自己相関法、2 時点検出確率、固有関数展開、ゼロ出力伝達関数

1. 緒言　自己相関法とは、炉雑音解析手法に基づく未臨界度測定手法の 1 つである。従来の自己相関法の場合、①一点炉動特性パラメータ(中性子生成時間Λ、実効遅発中性子割合β_{eff})を利用するか、あるいは②別の測定で求めた臨界時の即発中性子減衰定数($\beta_{\mathrm{eff}}/\Lambda$)を使用することで、基本モード成分の即発中性子減衰定数αの測定結果から未臨界度に換算している。本研究では、対象体系で得られた自己相関関数の測定結果のみから未臨界度の絶対値を測定する方法論を模索するため、可能な限り厳密な自己相関法の理論式導出について検討した。

2. 理論式導出概要　ドル単位未臨界度の絶対値測定が可能な動的手法(最小二乗逆動特性法、ソースジャーク法、面積比法)では、遅発中性子成分の情報も有効活用している。そこで、自己相関法の基となる 2 時点検出確率$P_2(t_1,t_2)dt_1dt_2$について、遅発中性子先行核の崩壊も考慮した上で理論式を導出した。ここで、時間変数tのみについて詳細化するのではなく、空間$\vec{r}$・エネルギーE・飛行方向$\vec{\Omega}$の効果も考慮するため、k_{eff}固有関数展開に基づくことで、①$(\vec{r}_0,E_0,\vec{\Omega}_0,t_0)$に中性子 1 個を投入した後、および②$(\vec{r}_0,t_0)$に第$i$群の遅発中性子先行核 1 個を投入した後のグリーン関数$g_{\mathrm{p}}(\vec{r},E,\vec{\Omega},t|\vec{r}_0,E_0,\vec{\Omega}_0,t_0)$, $g_i(\vec{r},t|\vec{r}_0,t_0)$をそれぞれ導出した。これらのグリーン関数に基づくことで、物理的直観法[1]により$P_2(t_1,t_2)dt_1dt_2$を導出した。

3. 結果　n次の高次モード成分と遅発中性子成分を考慮した場合、2 時点検出確率$P_2(t_1,t_2)dt_1dt_2$の理論式は、計数率Rに起因する定数項と、多数の指数関数成分の和で表現できる：

$$P_2(t_1,t_2)dt_1dt_2 = R\left\{R+\frac{1}{2}\sum_{n=0}^{\infty}\left(\sum_{j=1}^{7}Y_{\infty,n,j}\alpha_{n,j}\mathrm{e}^{-\alpha_{n,j}(t_2-t_1)}-\sum_{i=1}^{6}D_{\infty,n,i}\lambda_i\mathrm{e}^{-\lambda_i(t_2-t_1)}\right)\right\}dt_1dt_2 \cdots (1),$$

$$\rho_n = -\alpha_{n,j}\Lambda_n - \sum_{i=1}^{6}\frac{\alpha_{n,j}\beta_{n,i}}{\lambda_i-\alpha_{n,j}} \cdots (2).$$

減衰定数$\alpha_{n,j}$はn次の反応度方程式(2)の解($1\le j\le 7$)であるため、それらの測定結果はn次の反応度ρ_nや中性子生成時間Λ_n、遅発中性子割合$\beta_{n,i}$と密接に関連している。$Y_{\infty,n,j}$と$D_{\infty,n,i}$は、$\alpha_{n,j}$と遅発中性子先行核の崩壊定数λ_iの指数関数成分の大きさにそれぞれ対応し、即発中性子数と比べ遅発中性子収率は遥かに少ないため$Y_{\infty,n,j}\gg D_{\infty,n,i}$となる。例えば、基本モード成分($n=0$)が支配的な場合、

$$Y_{\infty,0,j}\propto G(\alpha_{0,j})\Big/\left\{-\rho_0+\sum_{i=1}^{6}\beta_{n,i}\left(\frac{\alpha_{n,j}}{\lambda_i-\alpha_{n,j}}\right)^2\right\}\cdots(3),\ G(s)\equiv 1\Big/\left(s\Lambda_0-\rho_0+\sum_{i=1}^{6}\frac{s\beta_{0,i}}{s+\lambda_i}\right)\cdots(4)$$

と簡略化できる。基本モード成分の各指数関数成分の大きさ$Y_{\infty,0,j}$は、$s=\alpha_{0,j}$のときのゼロ出力伝達関数$G(s)$の値と未臨界度$-\rho_0$に依存するため、自己相関関数の測定結果をデータ同化することで$-\rho_0$を推定できる可能性がある。

参考文献 [1] T. Endo et al., *Ann. Nucl. Energy*, **33**(6), p.521 (2006).

謝辞 本研究は JAEA 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業(JPJA23P23813844)の助成による。

---

*Tomohiro Endo[1], Ryoga Hirota[1], Akio Yamamoto[1], and Junichi H. Kaneko[2]
[1]Nagoya Univ., [2]Hokkaido Univ.

遅発中性子成分に着目した自己相関法に関する検討
(2) 遅発・即発中性子減衰定数を利用した未臨界度測定

Study on autocorrelation method focusing on delayed neutron component

(2) Subcriticality measurement utilizing delayed and prompt neutron decay constants

*廣田 諒我[1], 遠藤 知弘[1], 山本 章夫[1], 渡辺 賢一[2], 金子 純一[3]

[1]名古屋大学, [2]九州大学, [3]北海道大学

本研究では、炉雑音解析手法の 1 つである自己相関法において、中性子検出時間幅を大きくすることで、遅発中性子成分の減衰定数が分析可能か検討した。また、即発中性子減衰定数と、遅発中性子成分の減衰定数から、反応度方程式に基づいてドル単位の未臨界度を推定することを試みた。

キーワード：未臨界度，自己相関法，即発中性子減衰定数，遅発中性子，反応度方程式

1. 緒言　東京電力福島第一原子力発電所の燃料デブリ取出を安全かつ確実に遂行するためには、未臨界度測定が重要となる。本研究で対象とする自己相関法は炉雑音解析による未臨界度測定法の 1 つであり、炉雑音を自己相関関数で分析することで、即発中性子減衰定数αを測定することができる。即発中性子減衰定数から未臨界度に換算するためには中性子生成時間Λや実効遅発中性子割合β_{eff}の事前情報が別途必要になるが、これらのパラメータは体系(減速材/燃料比など)に依存して変化し、燃料デブリ体系では主にΛの不確かさが大きいという課題がある。そこで本研究では、自己相関法において中性子検出時間幅を大きくし、遅発中性子成分に着目することで、Λ, β_{eff}の事前情報を必要としない未臨界度推定手法を開発することを目的とした。

2. 提案手法　遅発中性子 6 群の 1 点炉動特性方程式に基づくと、体系内の中性子数時間変化は反応度方程式の根$\omega_j(\omega_7 \ll \omega_6 < \cdots < \omega_1)$からなる 7 つの指数関数の和で表現できる。従来の自己相関法では、中性子の検出時間幅Δtを$\Lambda = 10^{-4}$ (s)のオーダーに対応する値に設定することで、即発中性子減衰定数$\alpha = -\omega_7$のみを分析していた。本研究では、検出時間幅Δtを遅発中性子先行核数の減衰に対応するオーダーの値に設定することで、遅発中性子成分に対応する減衰定数$-\omega_j$を分析することを試みた。仮に、2 つの減衰定数$-\omega_7$と$-\omega_j$が測定できた場合、主要な核分裂性核種の相対遅発中性子収率a_iと崩壊定数λ_iのみ入力値として与えることで、反応度方程式を変形して得られた式(1)に基づくことで、①ドル単位の反応度$\rho/\beta_{\mathrm{eff}}$と②臨界時の$\alpha_{\mathrm{C}} = \beta_{\mathrm{eff}}/\Lambda$を同時推定することができる。

$$\begin{pmatrix} \frac{\rho}{\beta_{\mathrm{eff}}} \\ \frac{\Lambda}{\beta_{\mathrm{eff}}} \end{pmatrix} = \begin{pmatrix} 1 & -\omega_7 \\ 1 & -\omega_j \end{pmatrix}^{-1} \begin{pmatrix} \sum_{i=1}^{6} \frac{\omega_7 a_i}{\omega_7 + \lambda_i} \\ \sum_{i=1}^{6} \frac{\omega_j a_i}{\omega_j + \lambda_i} \end{pmatrix} \cdots (1)$$

3. 結果　炉停止状態の近畿大学原子炉で得られた炉雑音測定データに対して、提案手法を適用した。まず、検出時間$\Delta t = 5 \times 10^{-4}$ (s)と設定することで、即発中性子減衰定数$-\omega_7 = 148.4 \pm 0.6$ (1/s)を得た。次に、検出時間幅を$\Delta t = 5 \times 10^{-1}$ (s)と大きく設定することで、自己相関関数を求めた(図 1)。図 1 の結果にフィッティング式$r(\tau) = Ae^{\omega_j \tau} + B$で非線形最小二乗法を適用したところ、遅い減衰定数$-\omega_j$を分析できることが分かった。得られた 2 つの減衰定数を式(1)に代入することで、近畿大学原子炉の動特性パラメータと$-\omega_7$を反応度方程式に代入して求めた参照値から約 6%の相対差でドル単位の反応度を推定できた。以上より、遅い減衰定数の測定結果も活用することで、Λやβ_{eff}に関する情報が無くてもドル単位未臨界度を推定できる見込みを得た。

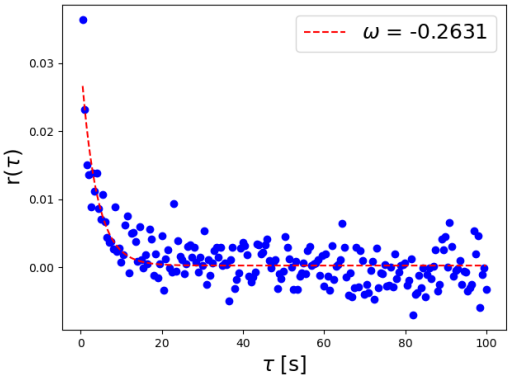


図 1　$\Delta t = 5 \times 10^{-1}$ (s)での自己相関関数

謝辞　本研究は JAEA 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業(JPJA23P23813844)の助成による。

*Ryoga Hirota[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1], Kenichi Watanabe[2], and Junichi H. Kaneko[3]

[1]Nagoya Univ., [2]Kyushu Univ., [3]Hokkaido Univ.

複数回積分した準定常状態の線形出力方程式に基づく反応度の推定

Reactivity estimation based on multiple integral linear power equation in quasi-steady state

*山根 祐一
原子力機構

反応度添加後の準定常状態の出力挙動から未臨界体系の反応度を評価する目的で、新しい計算手法を開発した。「準定常状態の出力が従う方程式」を複数回積分して得られる線形方程式を用いて反応度を推定することで移動平均の平均長が合理的に決定できることを確認した。

キーワード：未臨界，反応度評価，準定常状態，出力挙動，線形出力方程式

1. 緒言　準定常状態の出力が従う方程式（$\boldsymbol{P(t)=\alpha_y q(t)+P_\infty}$、$\boldsymbol{\alpha_y=1/\rho_\$-1}$、$\boldsymbol{q(t)=P'(t)/\mu(t)}$）－①[1]を変形して$n$回積分すると$\boldsymbol{Y=\alpha_y X+P_\infty}$－②, $\boldsymbol{Y\equiv {A_n}/{C_n}, X\equiv {B_n}/{C_n}, A_n\equiv I_{[n]}[\mu(t)P(t)]-I_{[n-1]}[\mu(t)P(t)]\cdot\frac{1}{n-1}t}$, $\boldsymbol{B_n\equiv I_{[n-1]}[P(t)]-I_{[n-2]}[P(t)]\cdot\frac{1}{n-1}t}$, $\boldsymbol{C_n\equiv I_{[n-1]}[M(t)]-I_{[n-2]}[M(t)]\cdot\frac{1}{n-1}t}$, と整理できる。ここで$\boldsymbol{\alpha_y}$は線$\boldsymbol{(X(t),Y(t))}$の傾き、$\boldsymbol{P_\infty}$は安定出力、$\boldsymbol{I_{[n]}[X(t)]\equiv\int_0^t\cdots\int_0^t X(t)dt\cdots dt}$ $\boldsymbol{(n回積分)}$である。この方程式②を中性子計数率データに線形フィッティングすることで、$\boldsymbol{\alpha_y}$及び$\boldsymbol{P_\infty}$を求めることができ、①式よりドル単位の反応度$\boldsymbol{\rho_\$}$を評価できる。図１上に示すように中性子計数率の測定データは乱雑であり、積分するためにある程度平均化する必要がある。

今回の検討により、移動平均のデータ長と積分回数nについては②式の線形性が成り立つ部分の長さが最大になるように決定すれば良いことがわかった。これにより移動平均のデータ長の決定方法の曖昧さ[2]がなくなった。この成果は、デブリの取出し時の反応度評価に役立つことが期待できる。

2. 検討　TRACY[3]による実験データでは、時刻 3160 秒で瞬時に反応度が添加されて$\boldsymbol{-1.4\$}$となる（図１上参照）。$\boldsymbol{n=3\sim13}$の範囲で②式の$\boldsymbol{(X,Y)}$をプロットする（図１下）と、積分回数$n$が増えるほど、負の傾き$\boldsymbol{\alpha_y}$を持った部分がまっすぐになるとともに短くなっている。この点$\boldsymbol{(X,Y)}$に対して直線をフィッティングして得られた値$\boldsymbol{\alpha_y=-1.79}$より反応度の評価値は$\boldsymbol{\rho_\$=-1.3\$}$となった。

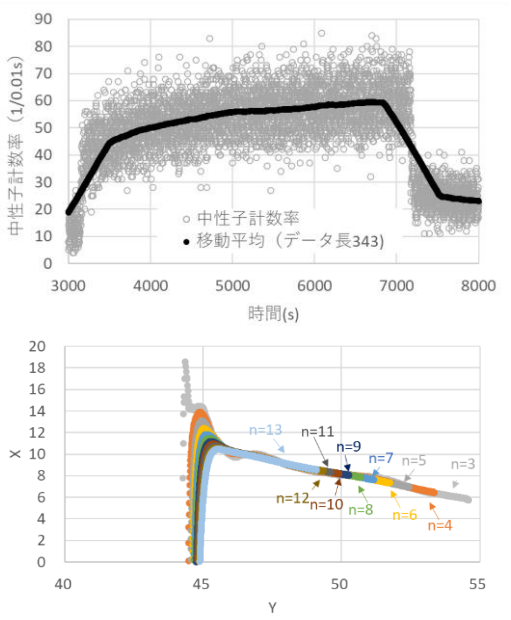


図１：出力と線$\boldsymbol{(X,Y)}$の計算例
（見やすさのため$\boldsymbol{(Y,X)}$で表示）

3. 結論　準定常状態の出力とその微分値の挙動を、中性子検出器信号から精度良く推定できるとともに、経験的に定めるような定数を用いることなく、直接式①、②を用いて反応度を評価できる見通しを得た。今後解析データ及び実験データで検証する計画である。

参考文献　[1] Y.Yamane, 57(8)JNST, pp.926-931(2020).　[2] Y.Yamane, 59(11)JNST, pp.1331-1344(2022).　[3] S. Gunji, et al., PHYSOR 2004 (2004).

*Yuichi Yamane
Japan Atomic Energy Agency.

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

Thu. Sep 12, 2024 9:30 AM - 10:55 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 12:30 AM - 1:55 AM UTC Room F(Recture RoomsA 2F A202)

[2F01-05] Measurement

Chair:Hideaki Otsu(RIKEN)

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

[2F01]

Measurement of neutron capture cross sections of Tc-99 at ANNRI of J-PARC MLF

*Maxwell Clark Maloney[1], Tatsuya Katabuchi[1], Chikako Ishizuka[1], Gengchen Li[1], Jiamo Han[1], Zefeng Shao[1], Gerard Rovira [2], Shunsuke Endo[2], Atsushi Kimura[2], Shoji Nakamura[2] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2F02]

Neutron total and capture cross-section measurements of ^{nat}Er at ANNRI and resolved resonance analysis

*Gerard Rovira Leveroni[1], Atsushi Kimura[1], Shoji Nakamura[1], Shunsuke Endo[1], Osamu Iwamoto[1], Nobuyuki Iwamoto[1], Tatsuya Katabuchi[2] (1. JAEA, 2. Tokyo Tech)

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

[2F03]

Measurements of double-differential cross sections of the Al(p,xp) reaction for 400 MeV - 3 GeV protons

(5) Measurements of proton spectrum of the incident of 3-GeV protons

*Shin-ichiro Meigo[1], Yuji Yamaguchi[1], Hiroki Iwamoto[1] (1. J-PARC/JAEA)

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

[2F04]

Measurement of C Incident Electric Charge Particle Production Double Differential Cross Section

*Hiroya Sotooka[1], Yusuke Uozumi[1], Toshimasa Furuta[1], Yusuke Koba[3], Yuji Yamaguchi[2] (1. Kyushu Univ., 2. JAEA, 3. NIRS)

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

[2F05]

Estimation of energy spectra of light charged particles emitted from muon-nuclear capture reaction on Si using an unfolding technique

*Kentaro Kitafuji[1], Shoichiro Kawase[1], Teppei Kawata[1], Yukinobu Watanabe[1], Megumi Niikura[2], Rurie Mizuno[3], Dai Tomono[4], Katsuhiko Ishida[5], Adrian Hillier[6] (1. Kyushu Univ., 2. RIKEN, 3. UTokyo, 4. Osaka Univ., 5. KEK, 6. RAL)

10:45 AM - 10:55 AM JST | 1:45 AM - 1:55 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

Measurement of neutron capture cross sections of Tc-99 at ANNRI of J-PARC MLF

*M. Maloney[1], T. Katabuchi[1], C. Ishizuka[1], G. Li[1], H. Kondo[1], J. Han[1]
Z. Shao[1], G. Rovira[2], S. Endo[2], A. Kimura[2], S.Nakamura[2]
[1] Laboratory for Zero Carbon Energy, Tokyo Institute of Technology
[2] Nuclear Science and Engineering Center, Japan Atomic Energy Agency

The neutron capture cross section of ^{99}Tc was measured at the ANNRI beamline in the J-PARC MLF facility. Prompt γ-rays from the capture reactions were measured with a NaI(Tl) detector. The time-of-flight method was employed to determine the incident energy.

Keywords: ^{99}Tc, J-PARC, ANNRI, Neutron Capture Cross Section, Time-Of-Flight Method, Long-Lived-Fission-Products.

1. Introduction

Technetium-99 is a fission product which undergoes β decay with a half-life of 211,100 years. This long-lived nature, relative abundance of production (approximately 6% of fission events produce ^{99}Tc) and environmental migration poses difficulties for long term waste storage. As such it is a possible candidate for reducing the amount of LLFPs via nuclear transmutation. The ^{99}Tc(n, γ)^{100}Tc produces ^{100}Tc which undergoes β decay to stable ^{100}Ru with a half-life of 15.46 min. To design systems that could drive these reactions, more accurate neutron capture cross section data are needed. There are large differences between experimental data of the neutron capture cross sections, especially in the keV neutron energy range [1]. This motivated us to perform the present measurement of the neutron capture cross section of ^{99}Tc.

2. Experimental Setup

The experiment was carried out at the Accurate Neutron-Nucleus Reaction measurement Instrument (ANNRI) beamline at the Materials and Life Science Experimental Facility (MLF) at the Japan Proton Accelerator Research Complex (J-PARC). A NaI(Tl) detector set at a scattering angle of 90 degrees with respect from the neutron beam axis was used to measure prompt γ rays from the neutron capture cross reactions. The ^{99}Tc sample with a total mass of 78 mg was sealed in an aluminum container. The sample was placed at a neutron flight distance of 27.9 m. Blank, a dummy case and a carbon sample were also measured for the purposes of background subtraction. The time-of-flight (TOF) method was employed to determine the incident neutron energy. The incident neutron energy spectrum was determined by detecting 478-keV γ-rays from the ^{10}B(n,αγ)^{7}Li reaction placing a boron sample at the sample position. The anode signal from the NaI(Tl) detector was fed into a data acquisition system, recording the TOF and pulse height of detected events.

3. Results

A TOF spectrum for ^{99}Tc is shown in Fig. 1. Resonance peaks of ^{99}Tc were successfully observed.

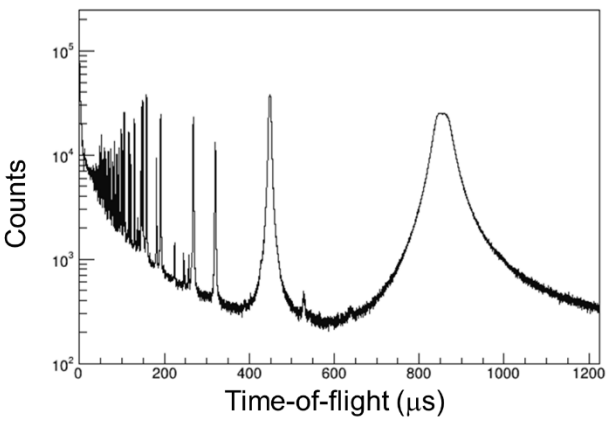


Figure 1 TOF spectrum of neutron capture events for ^{99}Tc

4. Conclusions

In order to derive the neutron capture cross section of ^{99}Tc, prompt γ-rays from ^{99}Tc(n,γ)^{100}Tc have been measured from thermal to the keV energy range using the TOF method at ANNRI of J-PARC MLF. Detailed results and comparison with past measurements will be presented in the presentation.

References

[1] G. Noguere et al. Phys. Rev. C, 102, 015807 (2020).

Neutron total and capture cross-section measurements of ^{nat}Er at ANNRI and resolved resonance analysis

*Gerard Rovira[1], A. Kimura[1], S. Nakamura[1], S. Endo[1], O. Iwamoto[1], N. Iwamoto[1], T. Katabuchi[2],
[1] Nuclear Science and Engineering Center, Japan Atomic Energy Agency
[2] Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology

The neutron total and capture cross sections of ^{nat}Er were measured at the ANNRI beamline of J-PARC. The neutron capture cross section was determined using Ge and NaI(Tl) spectrometers, while the neutron total cross section was measured with Li-glass detectors. In the present work, the neutron total and capture cross-section results of ^{nat}Er are provided, together with the results of a resonance shape analysis to determine the resonance parameters of low energy resonances of ^{166,167}Er.

Keywords: J-PARC, ANNRI, ^{nat}Er, $^{166, 167}$Er, Neutron Total Cross Section, Neutron Capture Cross Section.

1. Introduction

The extension of the nuclear fuel life has always been seen as an effective method to improve the economic viability of nuclear reactors. Nonetheless, this has always been hampered by the limitation of ^{235}U 5 wt% due to criticality concerns[1]. Enrichment of ^{235}U above the 5 wt% threshold would mean a major reformulation of both reactor criticality and safety assessments for the present nuclear reactors. The Erbia-credit super high burnup (Er-SHB) fuel is an innovative configuration that allows for the fuel life to be extended by increasing the enrichment of ^{235}U > 5 wt%, while treating the fuel as if the enrichment of ^{235}U were to be lower than 5 wt%, as in present LWR reactions. Er-SHB is also able to achieve this while providing several physical improvements (i.e., less downgrade of the flux distribution, improving the intrinsic reactor safety parameters, better control of the transient power phase) [1], [2]. Nonetheless, for this to be attainable, the accuracy of the nuclear data for the neutron capture cross section of Erbium needs to be improved. Sensitivity and uncertainty analyses have remarked the importance of improving the neutron capture cross section data of Erbium isotopes below 100 eV, with special emphasis on ^{167}Er, since it accounts for about 18% of the total criticality uncertainty[3].

2. Experimental Setup

The present experiments were performed in the Accurate Neutron-Nucleus Reaction Measurement Instrument (ANNRI) at the Materials and Life Science Facility (MLF) of the Japan Proton Accelerator Research Complex (J-PARC) using Li-glass detectors to measure the neutron total cross section; NaI(Tl) and Ge spectrometers to determine the neutron capture cross section, in separate measurements. In order to obtain high statistical accuracy at the neutron energy range targeted by each spectrometer, five ^{nat}Er samples with different conditions were prepared.

3. Cross Section Results

The neutrons capture cross section of ^{nat}Er was determined from the thermal energy to about 1 keV with the Ge spectrometers and from thermal energy to about 500 keV with the NaI(Tl) spectrometers using two 0.025-mm-thick sample. At the same time, the neutron total cross section of ^{nat}Er was measured using samples with 0.05, 0.175 and 1 mm in thickness, from thermal to about 1 keV with the Li-glass detectors. Moreover, since the neutron capture cross section of ^{167}Er accounts for about 95% of the capture events below 10 eV and there are no resonances of other isotopes, the neutron capture cross section of ^{167}Er was also derived with corrections using JENDL-5.

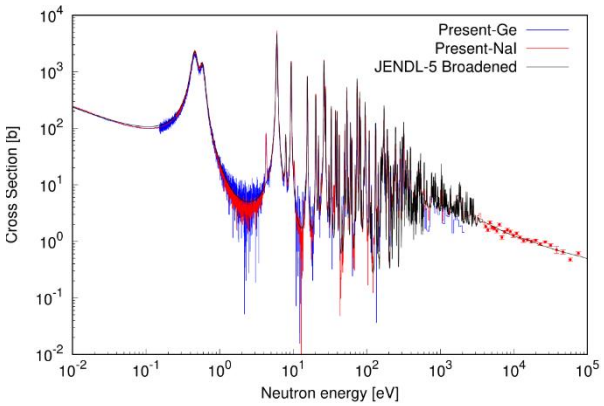


Figure 1 Neutron capture cross section results for ^{nat}Er measured with the NaI(Tl) and Ge spectrometers compared to JENDL-5

4. Resolved Resonance Analysis.

A resonance shape analysis was performed using the REFIT in order to derive the resonance parameters for the ^{166,167}Er resonances up to 65 eV. For this, 4 sets of data were employed: two capture data sets using two 0.025-mm-thick ^{nat}Er samples measured with the Ge and NaI(Tl) spectrometers, respectively; and two transmission data sets with ^{nat}Er samples with 99.9% purity and thicknesses of 1mm and 0.175 mm.

5. Conclusions

In this study, the results for the ^{nat}Er neutron total and capture cross sections measured with Li-glass, Ge and NaI(Tl) spectrometers are presented and compared. Moreover, the results of a resonance analysis using both capture and transmission data is also presented.

References

[1] M. Yamasaki, et al., *Nucl. Technol.*, 177, 63–72, (2012).
[2] R. Pergreffi, et al., *EPJ Nucl. Sci. Technol.*, 3, 8, (2017).
[3] A. Guglielmelli, “NEA HPRL.” https://www.oecd-nea.org/dbdata/hprl/hprlview.pl?ID=539.

400 MeV - 3 GeV 陽子における Al(p,xp)反応の二重微分断面積 (DDX) の測定 — (5) 3 GeV 陽子入射における陽子スペクトル測定—

Measurements of double-differential cross sections of the Al(p,xp) reaction for 400 MeV - 3 GeV protons — (5) Measurements of proton spectrum of the incident of 3-GeV protons—

*明午 伸一郎[1], 山口 雄司[1], 岩元 大樹[1]
[1]J-PARC 原子力機構

核内カスケードモデルの比較検討のため、J-PARC のビームダンプ入口に設けたアルミニウム製の窓から入射陽子 3 GeV の Al(p,xp)反応により大気中に放出される陽子エネルギースペクトルを測定した。

キーワード： 3 GeV 陽子、Al(p,xp)反応、DDX、準弾性散乱、弾性散乱

1. 背景

宇宙における荷電粒子検出器の応答測定には、数百 MeV から GeV 領域の陽子が必要となる。0.4 GeV 以上の陽子の供給が可能な加速器施設は世界的に少なく、国内では J-PARC が唯一となるが、利用者への陽子の供給は困難なため、ビームダンプ入口に設けたアルミニウム製ビーム窓による散乱陽子を用いた試験を実施している。この試験で応答関数は測定可能なものの、入射エネルギーの増加とともに連続的なスペクトルの寄与が大きくなるため、この影響が決して無視できない。また大強度陽子加速器施設では、核計算に用いる核内カスケードモデル(INC)の高度化が重要となるが、このため、陽子放出の二重微分断面積(DDX)の実験データが必要となる。中性子放出の DDX の実験データは比較的あるものの、陽子放出データはほとんど無いので、我々は入射陽子 400 MeV における Al(p,xp)反応の DDX の測定を実施した。測定に用いる検出器は 1 GeV 以上の陽子を停止することが困難なため、測定信号の波高とエネルギーが一意となるカロリメトリックな測定は不可能となる。本研究では、数 GeV 陽子の Al(p,xp)反応による DDX データ取得および弾性散乱断面積の取得を目指し、飛行時間と検出器の部分的なエネルギー付与の観測により、入射陽子 3 GeV のエネルギースペクトルを測定した。

2. 実験

J-PARC 3NBT のビームダンプ入口には、厚さ 0.3 mm の Al 製のビーム窓を設置しており、散乱した陽子を 5 台(dE1, 2, 3, 4, 5)の厚さの異なる多段のプラスティクシンチレータ EJ200（形状 □50 mm, 厚さ 10, 50, 100, 200, 400 mm)により測定した。陽子ビームに対し 13°の角度となり、14 m 離れた大気中に検出器を設置した。400 MeV 陽子は dE5 で停止することが可能となり、弾性散乱の明瞭なピーク（幅 4%）を確認した。飛行時間測定のため、ダンプ付近の窓から 4 m の位置に小型(□10 mm, 2.5 mm 厚)をスタート信号用のシンチレータ(S)として設けた。各検出器の光電子増倍管のアノード信号を、デジタイザ(SIS3316)に入力し、飛行時間とパルス波高の測定を行った。通常の加速器運転に対し微弱な陽子ビーム信号を取り扱うために、ビーム強度モニタにプリアンプを接続し、さらにノイズの影響低下のため波形の平均化処理した。

3. 結果

0.4 GeV 陽子入射に対し明瞭に測定可能なビーム強度を 3 GeV 陽子に適用すると、パイルアップと偶発的計数による分布の悪化が生じたため、さらに微弱なビームを用いた。3 GeV 陽子入射に対する dE4 と dE5 検出器の波高分布の測定結果を図 1 に示す。明瞭な陽子の帯状分布と準弾性散乱と弾性散乱のピークが観測された。dE1 と dE2 検出器における時間差の幅は、0.2 ns と良好であったものの、S - dE1 のピーク時間幅は 3 ns 程度となった。S 検出器は通過した陽子のみならず、ビームダンプで生成した放射線の偶発的計数によるものと推測される。今後図 1 の解析を進めるとともに、秋以後に S 検出器をダンプから離し再度測定を行う予定である。

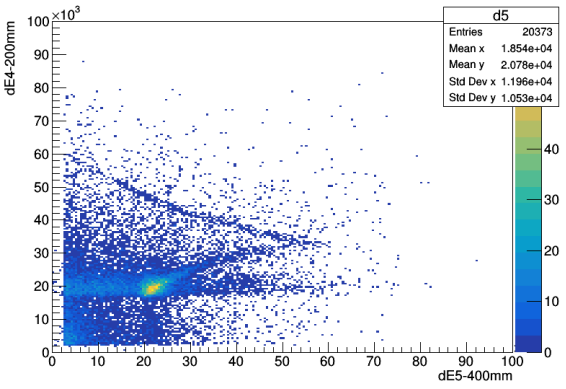


図 1 入射陽子 3GeV における dE4 および dE5 検出器の波高分布

*Shin-ichiro Meigo[1], Yuji Yamaguchi[1], Hiroki Iwamoto[1]
[1]J-PARC/JAEA

炭素入射荷電粒子生成二重微分断面積の測定

Measurement of C Incident Electric Charge Particle Production Double Differential Cross Section

*外岡 大弥[1]，魚住 裕介[1]，古田 稔将[1]，山口 雄司[2]，古場 裕介[3]
[1]九大，[2]JAEA，[3]QST

放射線治療や宇宙開発に必要な、炭素入射荷電粒子生成反応の二重微分断面積を測定した。実験は QST の HIMAC 棟にて行い、表面障壁型シリコン半導体検出器（SSD）とシンチレータ（GSO(Ce), PWO, CsI(Tl)）を用いた。粒子弁別の為、ΔE-E 法を採用し p から C までの荷電粒子の放出を確認した。

キーワード：二重微分断面積 1，PHITS2，重粒子線がん治療 3

1. 緒言

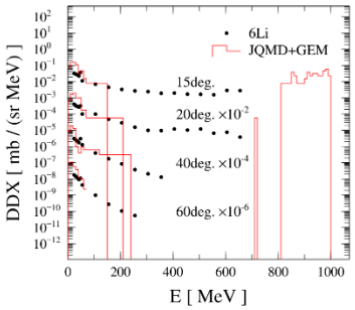
炭素イオンを含む重粒子はがん治療において大きな注目を浴びている。ブラッグピークにより患部に線量を集中させる事のできる優れた治療法である一方、細胞を構成する原子との核反応により荷電粒子が生成され、周囲の健常細胞へ予期しない線量付与が行われる可能性がある。線量分布予測に用いる重粒子輸送計算コードの精度評価及び高精度化を目指す為、炭素入射荷電粒子生成二重微分断面積（DDX）の取得が必要とされている。

2. 実験

実験は量子科学技術研究開発機構の HIMAC 棟、物理・汎用照射室にて行った。核子当たり 100 もしくは 180MeV のエネルギーにて炭素イオンを入射した。ターゲットは ^{nat}C, ^{27}Al と ^{59}Co を用い、15°~60° の範囲で測定を行った。原子番号が 3 以降のリチウム以上の核種に関して、空気によるエネルギー損失の大きさが無視できない為、真空チェンバー内に検出器を入れ測定を行った。粒子の検出には透過型のΔE 検出器として SSD を、全停止型の E 検出器を組み合わせたカウンターテレスコープを設置しΔE-E 法によって粒子の測定を行った。この方法によって粒子は弁別され、24MeV から 700MeV 程度の DDX を決定することが出来た。

3. 結論

180MeV/u の炭素イオンを ^{59}Co に入射させた際の ^{6}Li 放出の DDX と PHITS(JQMD+GEM)による比較を右図に示す。四つの角度とも低エネルギー帯の DDX は計算値と実験値は良い一致を果たしている。200~700MeV までは計算値を得ることが出来ず、得られた 800MeV 以降の DDX に関しては比較する実験値のプロットは得られなかった。これは E 検出器を貫通し解析が困難であった為である。今後はより広いエネルギーを測定する為に検出器の改良が必要である。



*Hiroya Sotooka[1], Yusuke Uozumi[1], Tosimasa Furuta[1] , Yuji Yamaguchi[2] , Yusuke Koba[3]
[1]Kyushu Univ., [2]JAEA. [3]QST.

Si における負ミューオン原子核捕獲反応からの放出軽荷電粒子エネルギースペクトルのアンフォールディングによる推定

Estimation of energy spectra of light charged particles emitted from muon-nuclear capture reaction on Si using an unfolding technique

*北藤 健太郎[1]，川瀬 頌一郎[1]，川田 哲平[1]，渡辺 幸信[1]，新倉 潤[2]，水野 るり恵[3]，友野 大[4]，石田 勝彦[5]，Adrian Hillier[6]

[1]九大，[2]理研，[3]東大，[4]阪大，[5]KEK，[6]ラザフォードアップルトン研

宇宙線負ミューオン起因ソフトエラー発生確率の高精度な推定に向けて、英国 Rutherford Appleton Laboratory において Si における負ミューオン原子核捕獲反応からの放出軽荷電粒子エネルギースペクトルを測定した。その後、アンフォールディング法による初期エネルギースペクトルの推定を行った。

キーワード：ミューオン原子核捕獲反応，ソフトエラー， 軽荷電粒子，エネルギースペクトル、アンフォールディング

1. 緒言

宇宙線ミューオンが電子機器内部の半導体デバイスに入射して発生する一過性の誤動作を宇宙線ミューオン起因ソフトエラーと呼ぶ。ソフトエラーに対して負ミューオンは正ミューオンと異なる寄与があることが調べられており、その発生確率の高精度な推定には Si における負ミューオン原子核捕獲反応からの放出軽荷電粒子のエネルギースペクトルが必要である。そこで、我々はこのスペクトルを実験により測定した。また、取得した測定エネルギースペクトルは Si 標的内でのエネルギー損失により歪んでいるため、アンフォールディング法により測定エネルギースペクトルから初期エネルギースペクトルの推定を行った。

2. 実験及び解析方法

実験は英国 Rutherford Appleton Laboratory の加速器施設 ISIS Neutron and Muon Source にて行った。加速器を用いて生成した負ミューオンを Si 標的に照射し、Si における負ミューオン原子核捕獲反応から放出される陽子、重陽子、三重陽子、α 粒子のエネルギースペクトルを測定した。測定において、低エネルギー粒子は nTD-Si 検出器を用いた波形解析法[2][3]によって、高エネルギー粒子は Si 検出器及び CsI シンチレータを用いた ΔE-E 法によって、粒子の検出と識別を行った。その後、標的内部でのエネルギー損失が大きい低エネルギー粒子の測定エネルギースペクトルについては、シミュレーションにより検出器の応答関数を作成し、RooUnfold[4]ライブラリを用いたアンフォールディングによる初期エネルギースペクトルの推定を行った。結果として、本研究では先行研究より広範囲なエネルギー領域での測定に成功し、エネルギーの重なる領域では先行研究と概ね一致していることが確認できた。本発表では、実験結果及びデータ解析について報告する。

参考文献

[1] S. Manabe et al., IEEE Transactions on Nuclear Science, 65, 1742-1749 (2018).

[2] M. Assié et al., The European Physical Journal A, 51, 1-11 (2015).

[3] S.Kawase et al., Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A, 1059, 168984 (2024).

[4] L. Brenner et al., International Journal of Modern Physics A, Vol. 35, No. 24, 2050145 (2020).

---

*Kentaro Kitafuji[1], Shoichiro Kawase[1], Teppei Kawata[1], Yukinobu Watanabe[1], Megumi Niikura[2], Rurie Mizuno[3], Dai Tomono[4], Katsuhiko Ishida[5] and Adrian Hillier[6]

[1]Kyushu Univ., [2]RIKEN, [3]UTokyo, [4]Osaka Univ., [5]KEK, [6]RAL

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

Thu. Sep 12, 2024 9:30 AM - 11:10 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 12:30 AM - 2:10 AM UTC Room H(Recture RoomsB 1F B102)

[2H01-06] Severe Accident

Chair:Riichiro Okawa(CRIEPI)

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

[2H01]

Study on Influence of the RPV Depressurization Timing on the PCV Failure Timing during Severe Accident of the BWR

*Naoki Hattori[1], Akifumi Yamaji[1] (1. Waseda Univ.)

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

[2H02]

Analysis of debris bed formation in BWRs using MELCOR-THERMOS/JBREAK-MSPREAD coupling method

*Wataru Kikuchi[1] (1. Nuclear Regulation Authority, Division of Research for Severe Accident)

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

[2H03]

Evaluation on Reactor Core Degradation and Relocation at Severe Accident

(5) MAAP5 analysis of the core degradation and relocation in the early stage of the TMI-2

*Koji Nishida[1], Seitaro Sakurai[1], Michio Murase[1] (1. INSS)

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

[2H04]

Development of Numerical Simulation Method to Evaluate Heat Transfer of Fuel Debris in Air Cooling

(7) Effect of Porous Internal Structure of Fuel Debris on Thermal Behavior in PCV

*Shinichiro Uesawa[1], Ayako Ono[1], Susumu Yamashita[1], Yoshihiko Sano[2], Hiroyuki Yoshida[1] (1. JAEA, 2. Shizuoka University)

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

[2H05]

Effects of Coolant Temperature and Solid Wall Thermophysical Properties on Quenching Characteristics of High-Temperature Solid Surfaces

*Hiroyuki Umebayashi[1], Tomio Okawa[1] (1. UEC)

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

[2H06]

Natural convection heat transfer characteristics in a one side heated vertical rectangular channel.

*Kazutaka Fujishiro[1], Tetsuaki Takeda[1] (1. Univ. of Yamanashi)

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

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

BWR 過酷事故時減圧時期が格納容器上部バウンダリ破損時期に影響する機構の解明

Study on Influence of the RPV Depressurization Timing on the PCV Failure Timing during Severe Accident of the BWR

*服部 直紀[1]，山路 哲史[1]
[1] 早稲田大学

抄録：MELCOR-2.2 を用いた事故進展解析により、BWR 過酷事故時の圧力容器（RPV）減圧時期に応じて RPV 雰囲気温度履歴の影響を受けた蒸気乾燥器からの輻射熱により RPV 上部ドームが加熱され、上部ドーム外側の断熱機構が喪失すると潜在的に PCV トップヘッドの過温破損時期にも影響することを示した。

キーワード：過酷事故対策，PCV 保護，BWR，蒸気乾燥器，事故進展解析，MELCOR

1. 背景

BWR の現行の事故対応手順では、炉心損傷後に注水できない場合、事故進展解析結果を参考に炉内水-Zr 反応に伴う水素発生量が過大になる前に原子炉水位計の指示値を元に圧力容器（RPV）を減圧する[1]。一方、過酷事故解析コード MELCOR-2.2 を用いた先行研究では RPV 減圧タイミングが RPV 上部ドーム及び、格納容器（PCV）トップヘッドの加熱履歴に影響することが示されたが、どのような機構がそれを支配するのかが示されていない[2]。本研究は BWR-4/Mark-Ⅰ型炉の注水機能喪失事故（TQUV）を例に MELCOR-2.2 を用いて、RPV 減圧タイミングが PCV トップヘッド加熱履歴に影響する要因を示す。

2. 事故進展解析の対象・条件・モデル

解析には炉内水位が炉心発熱部下端から炉心長の 10%まで低下してから減圧する標準シナリオ[1]及びそれ以前に水位が炉心発熱部の上端で減圧する早期減圧シナリオを定めた。炉心部の水-Zr 反応と崩壊挙動に影響する被覆管の Candling モデルの有効／無効の影響を検討した。また、雰囲気温度上昇や FP エアロゾル沈着による蒸気乾燥機の昇温と、蒸気乾燥器から RPV 上部ドームへの輻射熱をモデル化した。そして、RPV 上部ドーム外側の断熱機構が健全／喪失した場合の PCV トップヘッド加熱履歴を評価した。

3. 事故進展解析結果と課題

RPV 上部ドーム外側の断熱機構が健全な場合、RPV 破損以前に RPV 内で起こる事象が PCV トップヘッドを過温破損させることはないことが分かった。一方、何らかの要因で断熱機構が喪失した場合、**図 1** に示すように、炉心冷却喪失から約 2 時間が経過して炉心が高温になった時点以降の炉内イベント（例：減圧、炉心の RPV 下部プレナムへの崩落）は RPV 雰囲気温度履歴に強く影響し、その結果高温になった蒸気乾燥器からの輻射熱が RPV 上部ドームの主要な加熱機構であることが分かった。このため、RPV 減圧時の炉心部の熱状態に応じた被覆管の candling 挙動や炉心崩落挙動等の不確かさが PCV 上部トップヘッドの潜在的な過温破損にもたらす影響評価が課題であることが明らかになった。

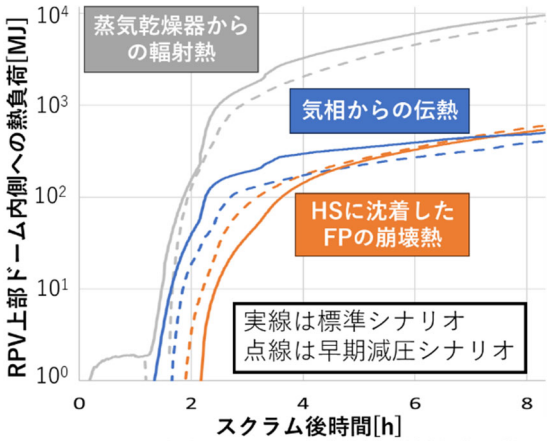


図1：RPV上部ドームHSへの経路別積算流入熱量

参考文献

[1] 東京電力「柏崎刈羽原子炉発電所 6 号及び 7 号炉」（補足説明資料）平成 29 年 1 月
[2] T. Matsumoto,et al., Proc. ICONE29-90648, 2022.

---

*Naoki Hattori[1], Akifumi Yamaji[1]
[1]Waseda Univ.,

MELCOR-THERMOS/JBREAK-MSPREAD 連成手法による BWR における デブリベッドの形成解析

Analysis of debris bed formation in BWRs using MELCOR-THERMOS/JBREAK-MSPREAD coupling method

*菊池 航[1]

[1]原子力規制庁

開発した間欠落下モデルを適用し、BWR3 Mark-I の SBO シナリオでの格納容器内におけるデブリベッド形成過程を解析した結果について報告する。

キーワード：デブリベッド、溶融デブリ、溶融デブリ拡がり、THERMOS、BWR

1. 緒言

格納容器内におけるデブリベッド形成過程を解析するため、THERMOS を開発した[1]。THERMOS は、溶融デブリ、粒子状デブリ落下挙動等を解析する JBREAK、溶融デブリ拡がり挙動を解析する MSPREAD 等により構成される。最新の 1F 事故に関する研究において原子炉容器下部ヘッドに複数の破損が存在する可能性を示唆する報告[2]があり、そのような状態におけるデブリベッドの形成を考慮に入れる必要がある。同時に、原子炉圧力容器から放出されるデブリ履歴には、事故進展を踏まえ変化するデブリの形態（溶融デブリまたは粒子状デブリ）等を考慮する必要がある。そこで、本研究では、新たに開発した間欠落下モデル及び既往の MELCOR-THERMOS/JBREAK-MSPREAD インターフェイスシステム[1]を適用することで下部ヘッドの複数箇所が破損した条件下におけるペデスタル床面のデブリベッド形成挙動を解析した。

2. MELCOR-THERMOS/JBREAK-MSPREAD 連成解析

2-1. 間欠落下モデルの開発

原子炉容器下部ヘッドに複数の破損した際に、溶融デブリが間欠的に放出され、デブリベッド形成される挙動を取り扱う間欠落下モデルを開発した。間欠落下モデルは、初めに放出された溶融デブリが床面に衝突し、拡がることで形成されたデブリベッドが固化した後には、再流動しない発熱体と仮定する。そして、後続して放出された溶融デブリが既に形成されたデブリベッド上に衝突し拡がる挙動を取り扱う。

2-2. 解析条件及び解析結果

解析対象は、BWR3 Mark-I の SBO シナリオにおいて事象発生から 4.2 時間後に炉心損傷が発生し、17 時間後に原子炉圧力容器が破損して、ドライ条件のペデスタルに約 14 トンの溶融デブリ及び粒子状デブリが放出されたシーケンスである。この時、原子炉圧力容器破損から 79 秒まではペデスタルスリット堰近傍に粒子状デブリと溶融デブリが落下し、89 秒から 325 秒後までペデスタル中心に粒子状デブリと溶融デブリが落下すると仮定し、間欠落下モデルを適用してデブリベッド形成を解析した。原子炉圧力容器から放出されるデブリ履歴は、MELCOR によって計算されたデブリ放出履歴を JBREAK 及び MSPREAD に受け渡すインターフェイスシステム[1]適用した。ペデスタルと外側ドライウェル領域を隔てるペデスタル床面にペデスタルスリット堰、ペデスタル床には薄い蓋で覆われた 2 つのサンプを配置した。図 1 に示すように、ペデスタル床面では、初めに放出された粒子状デブリと溶融デブリによってペデスタルスリット堰近傍に粒子状デブリ堆積層(白線)が形成され、サンプの蓋を迂回して溶融物デブリ拡がりが発生し、79 秒後には固化してデブリベッドが形成された。その後、粒子状デブリと溶融デブリの落下位置が変わることによってペデスタル中心に第二の粒子状デブリ堆積層(白線)が形成された。更に、後続して落下した溶融デブリは、初めに放出された溶融物上を拡がり、複雑な高さ分布のデブリベッドが形成される挙動を解析可能とした。

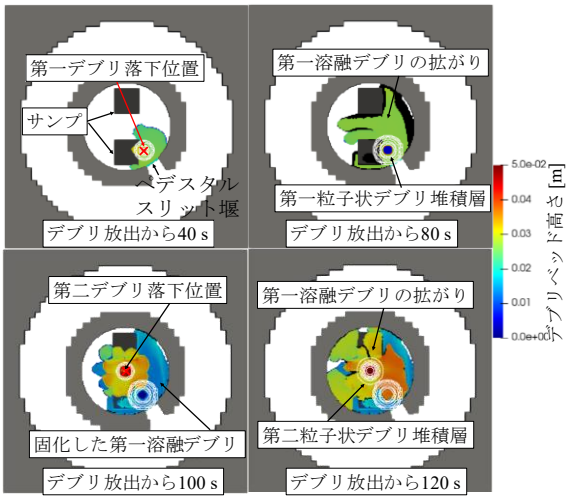


図 1　デブリベッドの形成過程

3. 結論

間欠落下モデルを開発することで、BWR3 Mark-I の SBO シナリオ時における下部ヘッド複数破損とデブリ放出履歴を考慮したデブリベッド形成挙動を解析可能とした。

参考文献

[1] Wataru Kikuchi et. al., “Analysis of ex-vessel debris bed formation of multi-material and multiphase composition based on coupled system of MELCOR2 and THERMOS–JBREAK/MSPREAD”, Nuclear Engineering and Design,Volume 414, 1,2023

[2] Michal Cibula et. al., “Evaluation of Fukushima Daiichi Unit 1 Ex-Vessel Phenomenon Leveraging on Primary Containment Vessel Robotic Inspections”, Nuclear Technology,2024

*KIKUCHI Wataru
Nuclear Regulation Authority (NRA)

シビアアクシデント時の炉心損傷、リロケーションの検討
（5）TMI-2 事故早期の炉心損傷、リロケーションの MAAP5 解析

Evaluation on Reactor Core Degradation and Relocation at Severe Accident

(5) MAAP5 analysis of the core degradation and relocation in the early stage of the TMI-2 accident

*西田 浩二，櫻井 征太郎，村瀬 道雄

原子力安全システム研究所

TMI-2 の健全な炉心形状からデブリベッドが形成される事故早期における炉心損傷、リロケーションに及ぼす炉心入口流量の影響を明らかにした。

キーワード：TMI-2，シビアアクシデント，燃料損傷，リロケーション，MAAP5

1. 緒言 TMI-2 炉心の MAAP5 解析体系を作成し、健全な炉心形状からデブリベッドが形成される事故早期(100～174 分)における炉心損傷、リロケーションに及ぼす炉心入口流量の影響を検討する。

2. MAAP5 の解析評価

本研究では TMI-2 炉心の MAAP5 解析体系を作成し、1 次系、2 次系の機器等が炉心の熱流動に及ぼす影響を初期条件、境界条件で与えた。1 次冷却ポンプが全台停止された 100 分から 1 台再起動される 174 分までの時間帯における、MAAP5 の炉心のコラプス水位の計算値を図 1 に示す。100 分の炉心の初期水位は Anderson [1]の検討に基づき、炉心上部非発熱部上端に設定した。炉心入口流量は、圧力逃がし弁が閉じられる 138 分までは Andersen [1]を参考に 8kg/s に設定した。138 分から 174 分までの冷却材流量は、TMI-2 事故のベンチマーク解析 [2]で、多くの解析コードの計算値が約 1m を示していることから、水位 1m の崩壊熱による蒸発分相当の 3kg/s に設定した。MAAP5 の計算値は 174 分近くの測定値に近い値を示した。

水素発生量の計算値を図 2 に示す。計算では図 1 のコラプス水位の計算で用いた炉心入口流量をベースケースとした。Anderson [1]は、100 分からの炉心入口流量の最小は 3kg/s、最大は 10kg/s と考察している。本研究では 100～138 分までの最小流量 3kg/s、最大流量 10kg/s の 2 ケースを Min ケース、Max ケースとし、138 分以降は両ケース共にベースケースと同じ 3kg/s として評価した。

ベースケースでは約 146 分からジルコニウム-水反応が顕著となることで水素発生量は急激に増大した。約 157 分からの水素発生量はほぼ一定となり、約 174 分での MAAP5 の計算値は測定値とほぼ一致した。Min ケースでは水素発生量が急激に増大する時間は早くなるが、ベースケースより水素発生量は少なくなった。これは比較的早い時間に炉心上部領域の燃料被覆管が水位近くの中央領域にリロケーションし、その領域の温度が低いためにジルカロイ-水反応が抑制されたと考えられる。

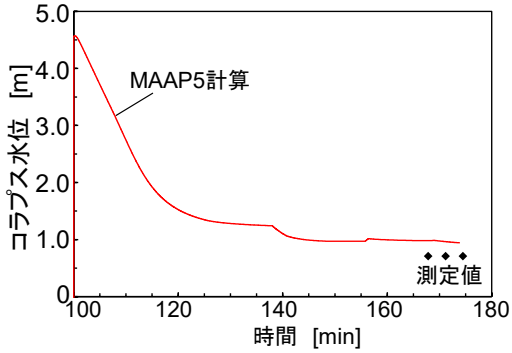


図 1　炉心のコラプス水位

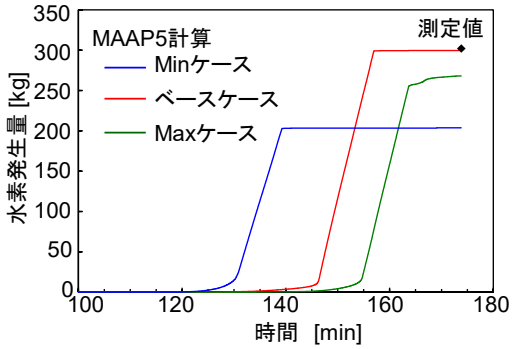


図 2　水素発生量

参考文献 [1] J. L. Anderson, EGG-TMI-7833, EG&G Idaho, Inc. (1987).

[2] TMI-2 Analysis Exercise Task Group, NEA/CSNIR/R(91)8 (1992).

* Koji Nishida, Seitaro Sakurai, Michio Murase

Institute of Nuclear Safety System, Inc.

空冷時における燃料デブリ熱挙動推定技術の開発
（7）原子炉格納容器内熱挙動における燃料デブリの多孔質体内部構造の影響

Development of Numerical Simulation Method to Evaluate Heat Transfer of Fuel Debris in Air Cooling
(7) Effect of Porous Internal Structure of Fuel Debris on Thermal Behavior in PCV

*上澤 伸一郎[1]，小野 綾子[1]，山下 晋[1]，佐野 吉彦[2]，吉田 啓之[1]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]静岡大学,

空冷時の原子炉格納容器（PCV）内熱挙動における多孔質体内部構造の影響を把握するため、構造に応じた有効熱伝導率モデルを用いて熱挙動解析を行い、温度ならび流速分布を比較した。

キーワード：多孔質体モデル、自然対流、空冷、燃料デブリ、東京電力福島第一原子力発電所

1. 緒言

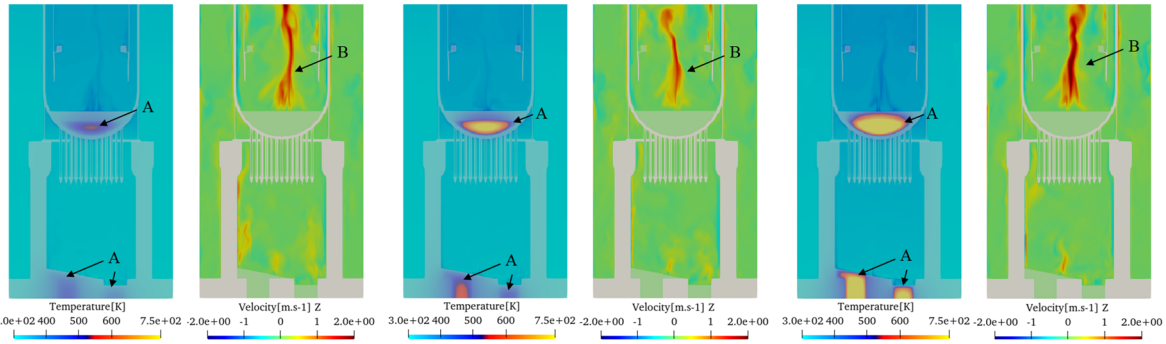
福島第一原子力発電所 PCV 内の熱挙動を推定するため、JUPITER コードに多孔質体モデルを追加した自然対流熱伝達解析手法の開発を進めている[1]。本報では、考え得る燃料デブリの多孔質体の内部構造として、気泡分散型、トラス構造型、粒子充填層型を仮定したときの PCV 内熱挙動へ与える影響について検討した。

2. 解析条件

前々報[1]と同様の炉内構造物をモデリングした体系で解析を実施した。多孔質体の有効熱伝導率モデルとして、気泡分散型には Maxwell-Eucken モデル[2]、トラス構造型には Bai-Nakayama モデル[3]、粒子充填層型には Kunii-Smith モデル[4]を用いて、炉内の温度・流速分布を比較した（図）。

3. 解析結果

粒子充填層型（図(c)）が、最も燃料デブリの温度（図中 A）が高かった（最高約 1000 K）。これは、粒子充填層型では燃料デブリの点接触を仮定しており、有効熱伝導率が低く評価されたことに起因する。一方、気泡分散型（図(a)）では、燃料デブリが結合しているため有効熱伝導率が高く、最も温度が低かった（最高約 540 K）。トラス構造型（図(b)）では、気泡分散型よりも有効熱伝導率が低く見積もられるため、両構造の中間値程度（最高約 820 K）であった。流速分布については、どの構造型であっても上昇流が生じ（図中 B）、自然対流が生じた。このように、PCV 内の熱挙動は燃料デブリの多孔質体内部構造により大きく異なることから、より正確な熱挙動の推定には内部構造の把握と対応した有効熱伝導率モデルの評価が必要である。



(a) Bubble dispersion type　(b) Truss structure type　(c) Particle packed bed type

Fig. Instantaneous temperature and vertical velocity distributions for each porous structure.

参考文献 [1]上澤ら，日本原子力学会 2023 年秋の大会, 2G07, 2023. [2] Carson et al., J. Food Eng. 2006; 75(3):297-307. [3] Bai and Nakayama, Appl. Therm. Eng. 2019; 160:114011. [4] Kunii and Smith, AIChE J. 1960; 6(1):71–78.

謝辞　本研究は、経済産業省「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリの分析精度の向上、熱挙動の推定及び簡易分析のための技術開発）」（R3-4 年度）の一部として実施したものです。協力を得た、東京電力 HD 岩田様、井上様、澤田様に感謝いたします。成果の一部は JAEA のスーパーコンピュータ「HPE SGI8600」で得られたものです。

---

*Shinichiro Uesawa[1], Ayako Ono[1], Susumu Yamashita[1], Yoshihiko Sano[2] and Hiroyuki Yoshida[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Shizuoka University

高温固体面のクエンチ特性に及ぼす冷却液温度及び固体壁熱物性の影響

Effects of Coolant Temperature and Solid Wall Thermophysical Properties on Quenching Characteristics of High-Temperature Solid Surfaces

*梅林 宏行[1]，大川 富雄[1]

[1] 電気通信大学

In this study, a versatile new quenching model was developed based on the results of high-temperature wall liquid film cooling experiments. Moreover, it was confirmed that the new quenching model estimates the experimental data (heat transfer coefficient, heat flux, quenching velocity) at ±20%.

Keywords: Atomic energy, Quenching, Critical heat flux, Flow boiling

1. 緒言

原子炉内の高温燃料棒の緊急冷却時に生じる高温加熱面上で液体による冷却が進行し，急激に温度低下する急冷現象をクエンチ現象という。クエンチ現象の解明のためには、高温面上の濡れ領域先端の進展速度であるクエンチ速度の高精度予測が必要とされている。しかし現状では液膜の流動現象との対応が不十分で、熱伝達率分布を仮定した予測式となっており、現象に基づく高精度予測ができていない。そこで本研究では、赤外線カメラを使用した実験により得られた温度分布データに基づく汎用性の高い機構論的熱伝達率分布予測モデルの構築を実施した。

2. 実験結果及び考察

2-1. 新規クエンチモデル

クエンチモデルを作成するには、3 つのパラメータ(限界熱流束、限界熱流束温度、熱流束分布)を定める必要がある。限界熱流束は、Zuber の式[1]をもとに新相関式を定義した。熱流束分布は、限界熱流束を基準に既存の相関式[2]から熱流束の実験値の分布を再現した。新規クエンチモデルと実験データの比較結果を Fig. 1 に示す。

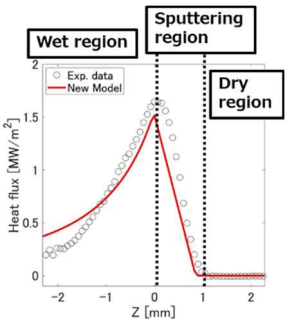


Fig. 1 New quenching model

2-2. モデルの妥当性評価

新規クエンチモデルの妥当性は、新規クエンチモデルを用いて算出されたクエンチ速度 $V_{wet\ cal}$ と本実験で測定されたクエンチ速度 $V_{wet\ exp}$ を比較することで評価した。結果より本研究で提案したクエンチモデルは、おおむね実験値を±20%で評価できることが確認できた。

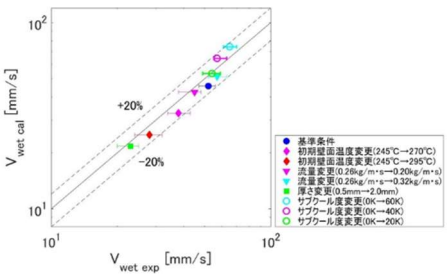


Fig. 2 Comparison result

謝辞

本研究は中部電力（株）原子力安全技術研究所公募研究の成果の一部である。

[1] N.Zuber, USAEC Report AECU-4439, 1959

[2] W. M. Rohsenow, “A Method of Correlating Heat Transfer Data for Surface Boiling Liquids”, Trans. ASME, Vol. 74(1951), 969

*Hiroyuki Umebayashi[1] and Tomio Okawa[1]

[1] University of Electro-Communications

片面加熱鉛直矩形流路の自然対流熱伝達特性

Natural convection heat transfer characteristics in a one side heated vertical rectangular channel.

*藤城 和峻[1]，武田 哲明[2]
[1]山梨大（院），[2]山梨大学

高温ガス炉の炉容器冷却パネル流路形状を模擬した実験装置を用いて，鉛直流路内に多孔性材料として金属細線を挿入した場合の空気の自然対流による除熱性能への影響を調べた．実験の結果，金属細線を挿入することで除熱量が増大する場合があることを確認した．

キーワード：自然対流，高温ガス炉，炉容器冷却システム，鉛直流路

1. 緒言

本研究は，電力水素併産型高温ガス炉システム（GTHTR300C）の炉容器冷却システム（VCS）の安全性向上と冷却性能を確認することを目的として，鉛直矩形流路内に多孔性材料として金属細線を挿入した場合の空気の自然対流による除熱性能への影響を調査した．

2. 実験装置概要

実験装置の概要図を Fig.1 に示す．本研究では,作動流体を空気，金属細線に直径 1mm の銅細線を使用した．加熱面は銅板,流路は長辺 175mm,短辺 19mm,の長方形で高さ 1000mm の片面加熱鉛直矩形流路とした.銅細線の形状は空隙率 0.999~0.996 のたわし状,空隙率 1.000 の除熱量を調査した.ヒーター出力は 100W,166W,242W とした.

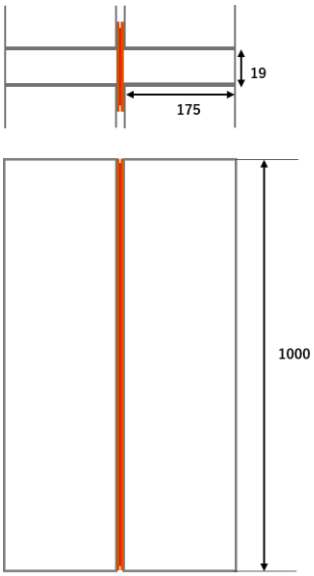


Fig.1 Experiment device.

3. 実験結果

Fig.2 は加熱量に対する除熱量を示した図である．空隙率が 0.996 の場合の除熱量が全てのヒーター出力条件において最大であった．一方，ヒーター出力が 242W の場合に着目すると，空隙率が 0.999 と 0.998 の場合は，平滑流路の除熱量よりも少なくなった．この理由は実験の再現性や計測精度にも依存することから現時点では実験値による定性的な説明が容易ではないが、今後は壁面温度が高い場合に熱放射による細線への伝熱量増大する場合の伝熱促進効果を調べる予定である．

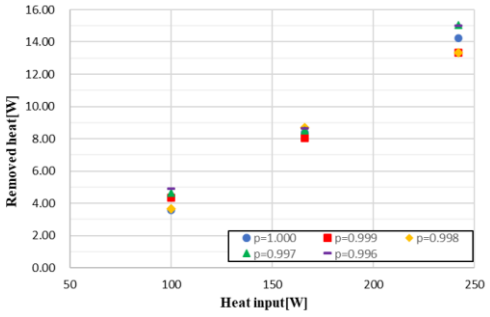


Fig.2 Comparison of removed heat.

参考文献

[1] S. Kuriyama, T. Takeda, and S. Funatani, “Study on heat transfer characteristics of the one side-heated vertical channel with inserted porous materials applied as a vessel cooling system”, Nucl. Eng. Tech. 47 (2015)

*Kazutaka Fujishiro[1], Tetsuaki Takeda[1]
[1]Yamanashi Univ.

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

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

[2C01-09] Fukushima 1

Chair:Sakae Kinase(JAEA/Ibaraki Univ.)

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

[2C01]

Dose assessment for residents in the residential environment considering the transfer of substances between indoor and outdoor after nuclear accidents

(4) Assessment of the sheltering effect in the early phase of nuclear accident

*Jun Hirouchi[1], Masatoshi Watanabe[2,1], Naho Hayashi[1], Azusa Nagakubo[1], Yasuto Matsui[3], Minoru Yoneda[3], Shogo Takahara[1] (1. JAEA, 2. V.I.C., 3. Kyoto Univ.)

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

[2C02]

Dose assessment for residents in the residential environment considering the transfer of substances between indoor and outdoor after nuclear accidents

(5) Evaluation of resuspension coefficients based on experiments

*Azusa Nagakubo[1], Naho Hayashi[1], Jun Hirouchi[1], Yasuto Matsui[2], Minoru Yoneda[2], Shogo Takahara[1] (1. JAEA, 2. Kyoto Univ.)

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

[2C03]

Dose assessment for residents in the residential environment considering the transfer of substances between indoor and outdoor after nuclear accidents

(6) Dose assessment for staying indoors considering indoor resuspended particles

*Naho Hayashi[1], Azusa Nagakubo[1], Jun Hirouchi[1], Yasuto Matsui[2], Minoru Yoneda[2], Shogo Takahara[1] (1. JAEA, 2. Kyoto Univ.)

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

[2C04]

Development of analysis method for the releasing ALPS treated water

(1)The Fe-55 analysis method for ALPS treated water

*Tatsuya Shoji[1], Naoto Hatanaka[2], Hirokuni Sasaki[1], Masayoshi Goto[1], Masato Ishibashi[1], Hironobu Sato[1], Junichi Suzuki[1], Yuji Akimoto[2] (1. TEPCO HD, 2. Tokyo PT)

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

[2C05]

Development of analysis methods for the releasing ALPS treated water

(2) The Se-79 analysis method for ALPS treated water

*Yuu Ogaswara[1], Yoshinari Oshimi[2], Katsumi Nagasawa[1], Hirokuni Sasaki[1], Masayoshi Goto[1], Masato Ishibashi[1], Junichi Suzuki[1], Yuji Akimoto[2] (1. TEPCO HD, 2. Tokyo PT)

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

[2C06]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(1) Long-term changes in distribution and transfer rate of radiocesium in Fukushima forests

*Hiroaki Kato[1], Yuichi Onda[1], Hao Wang[1] (1. Univ. of Tsukuba)

©Atomic Energy Society of Japan

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

[2C07]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(2) Long-term changes in the depth distribution and downward migration of ^{137}Cs in forest soils

*Junko Takahashi[1], Shunsuke Mishima[1], Yuichi Onda[1] (1. Univ. of Tsukuba)

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

[2C08]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(3) Effect of thinning on soil environment and Cs-137 dynamics in cedar forests

*Shuta Shimada[1], Jyunko Takahashi[1], Yuichi Onda[1] (1. University of Tsukuba)

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

[2C09]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(4) Effect of thinning on the spatial distribution of ^{137}Cs in a cedar forest soils in Minamisoma

*Shunsuke Mishima[1], Junko Takahashi[1], Yuichi Onda[1] (1. Univ. of Tsukuba)

11:45 AM - 11:55 AM JST | 2:45 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

原子力事故後の居住環境における室内外の物質移行を考慮した住民の被ばく線量評価に関する研究
(4) 原子力事故初期時の屋内退避による低減効果の評価

Dose assessment for residents in the residential environment considering the transfer of substances between indoor and outdoor after nuclear accidents.
(4) Assessment of the sheltering effect in the early phase of nuclear accidents

*廣内 淳[1], 渡邊 正敏[1,2], 林 奈穂[1], 長久保 梓[1], 松井 康人[3], 米田 稔[3], 高原 省五[1]
[1]JAEA, [2]V.I.C., [3]京大

原子力発電所事故後の居住環境における被ばく評価は、汚染地域での住民生活を管理するために必要不可欠な情報の一つである。本研究では、日本の原子力施設を有するサイトを対象に確率論的リスク評価コードを用いて、事故後初期の屋内退避時における被ばく低減係数を計算し、サイト間で比較した。

キーワード：屋内退避，線量評価，原子力事故

1. 緒言　原子力発電所事故後の居住環境における被ばく評価は、汚染地域での住民生活を管理するために必要不可欠な情報の一つである。特に、東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故以降、原子力防災分野において、事故後初期に家屋への屋内退避が防災計画の主軸の一つとして位置づけられている。屋内退避を実施した場合にどのくらいの被ばくが想定されるか、また被ばく低減効果がどの程度見込まれるかの情報は、原子力防災計画や放射線防護対策を策定する国や自治体にとって重要な情報となる。そこで本研究では、日本の原子力施設を有するサイトを対象に、確率論的リスク評価コードの一つである OSCAAR[1]を用いて、事故後初期の屋内退避における被ばく低減係数（屋内での被ばく線量/屋外での被ばく線量）を計算し、サイト間で比較した。

2. 計算条件　本研究では、OSCAAR と室内への侵入モデル[2]を組み合わせて、被ばく低減係数を算出した。被ばく低減係数を算出するには、炉内インベントリ、放出シナリオ及び気象条件を設定する必要がある。

本来であれば、炉内インベントリは各サイトのデータを利用することが望ましい。しかし、全てのサイトでインベントリを入手できなかったため、本研究では全てのサイトで同一のインベントリとし、過去のシビアアクシデント研究でも利用されている本間他(2000)[3]のインベントリデータを利用した。

放出シナリオは、過去のシビアアクシデント研究[3]で利用された 3 つの放出シナリオ、原子力規制委員で定められている放出シナリオ[4]、1F 事故を基にした放出シナリオの計 5 つとした。

気象条件は、2020 年の気象データを利用し、500 の気象シーケンス（一つの気象シーケンスの長さは最大で 10 日間）とした。なお、各気象シーケンスの開始時刻はサイトによらず同じとした。

3. 結果　被ばく低減係数はサイト間によって 20%～50%の違いが見られた。また、同じサイトでも気象シーケンスの違いによって被ばく低減係数の値は異なった。この主な要因は風速の違いであり、風速が大きいほど被ばく低減係数は大きくなった（図）。また、被ばく低減係数は放出シナリオによって約 50%の違いが見られた。この主な要因は、希ガス核種からの被ばく線量への寄与割合の違いであり、希ガスの多い放出シナリオほど被ばく低減係数は大きくなった。

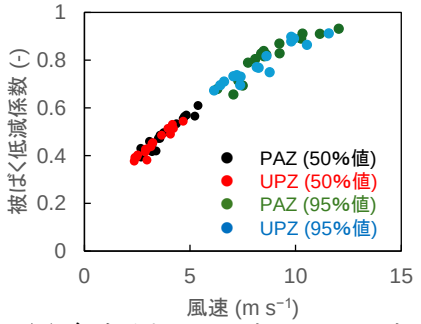


図 各サイトの PAZ と UPZ における被ばく低減係数と風速の 50%値と 95%値。

参考文献

[1] JAEA-Testing 2020-001 (2020).　[2] Hirouchi et al., J. Radiol. Prot., 42, 041503 (2022). [3] 本間他, JAERI-Research 2000-060 (2000)
[4] 原子力規制委員会, 緊急時の被ばく線量及び防護措置の効果の試算について（案）(2014).

この研究は環境省委託事業「放射線健康管理・健康不安対策事業（放射線の健康影響に係る研究調査事業）」において実施したものです。

* Jun Hirouchi[1], Masatoshi Watanabe[1,2], Naho Hayashi[1], Azusa Nagakubo[1], Yasuto Matsui[3], Minoru Yoneda[3], Shogo Takahara[1]
[1]JAEA, [2] V.I.C., [3]Kyoto Univ.

原子力事故後の居住環境における室内外の物質移行を考慮した住民の被ばく線量評価に関する研究
(5) 室内粒子再浮遊係数の実験を基にした評価

Dose assessment for residents in the residential environment considering the transfer of substances between indoor and outdoor after nuclear accidents.
(5) Evaluation of resuspension coefficients based on experiments

*長久保　梓[1]，林 奈穂[1]，廣内　淳[1]，松井 康人[2]，米田　稔[2]，高原　省五[1]
[1]JAEA，[2]京大

原子力発電所事故後の居住環境下での被ばく線量評価では、室内に侵入した屋外再浮遊放射性核種による被ばくのうち、室内沈着核種の再浮遊は評価の対象となっていなかった。本研究では、室内沈着粒子の再浮遊係数を実験により求めた。実験では、実家屋フローリング床面に試験用ダストを散布し、様々な風速場に対して再浮遊係数を求め、風速場および粒径の違いに応じて 1.0×10^{-5}～1.0 (m^{-1})の範囲を示した。

キーワード：再浮遊、屋内、原子力事故

1. 緒言　原子力発電所事故後の居住環境下における被ばく線量評価を行う際、屋外沈着核種による外部被ばくや室内浮遊・沈着核種による外部・内部被ばくが評価対象となる。室内浮遊核種濃度の算出には、コンパートメントモデル[1]が用いられるが、室内沈着核種の再浮遊は考慮されていない。実際には、空調機器や人の動作等によって沈着核種の再浮遊が起こる[2]が、これらの影響による再浮遊が被ばく線量評価にどの程度影響を及ぼすかは知られていない。そこで、被ばく線量評価で室内再浮遊粒子による影響を考慮できる様にするため、室内再浮遊係数を求めるための実験を行い、風速場や粒径等の条件ごとに整理した。

2. 実験条件　本研究では、再浮遊係数は室内床表面沈着量に対する室内空気中核種濃度の比で定義される。本実験では、一般的な住宅と設備・規模・構造が同じ実建屋内床面（5.35 m × 5.35 m）のフローリングの床面に JIS 試験用粉体 15 種を散布し、自然換気、エアコン稼働（下向き、上向き）、歩行、掃除機掛け等を行い、それぞれの条件ごとに空気中粒子個数濃度を測定した。粒子個数濃度は米国 TSI 社製の Optical Particle Sizer (OPS)を使用した。OPS の吸気ホースの口を室内中央の床面 50 cm と 150 cm に固定し、高さごとのデータを取得した。

3. 結果　歩行と掃除機掛けを行った場合の再浮遊係数は粒径が大きくなるに従い増大し、それぞれ 1.0×10^{-4}～1.0 (m^{-1})、1.0×10^{-4}～0.1 (m^{-1})の範囲を示した。エアコンを下向きで稼働した場合は粒径ごとの変化は歩行等に比べて小さく、10^{-4}～10^{-3} (m^{-1})の範囲であった。エアコンは風向を天井に対して平行（上向）と床面に向かう方向（下向）を比較したが、再浮遊係数に大きな差は見られなかった。また、高さによる再浮遊係数の違いについては、50 cm 高さの再浮遊係数の方が 150 cm の再浮遊係数の 1.0～数倍程度大きくなった。今後は、カーペットや畳等の床材に対する評価を行う。

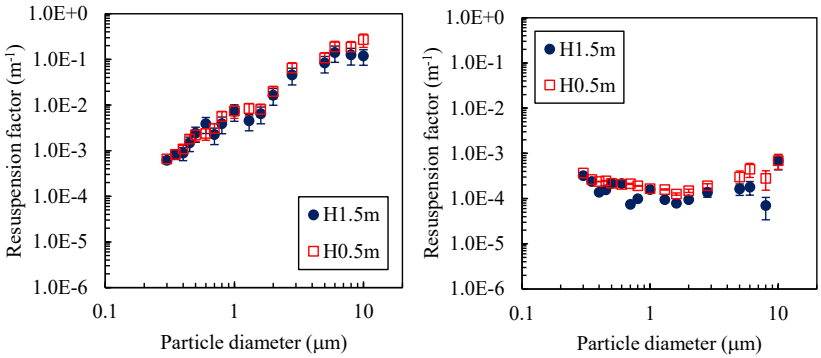


図 粒径ごとの室内再浮遊係数（左）歩行、（右）エアコン（下向き）

参考文献

[1] Hirouchi et al., J. Radiol. Prot., 42, 041503 (2022). [2] Kubota et al., Aerosol Science and Technology, 47(2) (2013)

この研究は環境省委託事業「放射線健康管理・健康不安対策事業（放射線の健康影響に係る研究調査事業）」において実施したものです。

*Azusa Nagakubo[1], Naho Hayashi[1], Jun Hirouchi[1], Yasuto Matsui[2], Minoru Yoneda[2], and Shogo Takahara[1]
[1]JAEA, [2]Kyoto Univ.

原子力事故後の居住環境における室内外の物質移行を考慮した住民の被ばく線量評価に関する研究
(6) 室内再浮遊粒子を考慮した室内滞在時の被ばく線量評価

Dose assessment for residents in the residential environment considering the transfer of substances between indoor and outdoor after nuclear accidents.
(6) Dose assessment for staying indoors considering indoor resuspended particles

*林 奈穂[1], 長久保 梓[1], 廣内 淳[1], 松井 康人[2], 米田 稔[2], 高原 省五[1]
[1]JAEA, [2]京大

原子力発電所事故後の居住環境における被ばく評価のうち、室内滞在時については、室外の沈着核種からの外部被ばく及び室内に侵入した浮遊・沈着核種による外部・内部被ばく線量で評価される。本研究では、これらに加えて、床面に沈着した核種の再浮遊による外部被ばく及び内部被ばくを考慮した被ばく線量評価を行い、室内での再浮遊の考慮の有無による被ばく線量を比較した。

キーワード：屋内退避，線量評価，原子力事故，室内再浮遊

1. 緒言　原子力発電所事故後の居住環境における被ばく線量評価は事故後の生活復旧や帰還の判断を行うために重要な情報となる。居住環境滞在時の線量評価では、室外に沈着した核種による外部被ばく、再浮遊した核種が家屋内に侵入し、それらを吸入することによる内部被ばく、及び家屋内に沈着した核種による外部被ばくが考慮されている。室内の放射性核種の濃度変化をモデル化する際、これまでは、室内の床面に沈着した核種の再浮遊による影響は考慮されてこなかった。そこで、本研究では、実験により得られた室内再浮遊係数を用いて、室内再浮遊を考慮した場合と考慮しない場合の被ばく線量を比較し、その影響について考察を行った。

2. 計算条件　本研究では、室内での空気中濃度と沈着量を求めるために、コンパートメントモデルを用いた。このコンパートメントモデルは、室外空気、室内空気、室内床面から成る。各コンパート間の移行は、換気率、浸透率、沈着率、再浮遊係数を用いて表現される。室外の風速は、東海第二発電所近隣の水戸気象観測所における風速データの最頻値である 1.5 ms^{-1} とし、風速に応じた換気率と浸透率を算出した[1]。室外の再浮遊係数は沈着後からの経過日数によって変化するため、本研究では廣内ら[2]による実測値のフィッティング式を参照して計算した。室内の再浮遊係数は実験により得られた 3.4×10^{-4} m^{-1} を使用した。室内での再浮遊は室内の沈着量が大きくなるに従い、増大するため、室内で再浮遊した核種による被ばく線量は事故発生から線量評価時点までの沈着期間に大きく影響される。そのため、沈着期間に対する感度解析を行った。被ばく線量評価は事故後沈着期間を経過した時点を起点とした7日間の積算実効線量とした。

3. 結果　全被ばく経路の合計線量に対する室内核種による被ばく線量の割合は沈着期間に応じて、0.0825%～0.804%であった。室内での再浮遊物質の吸入被ばく線量を考慮した場合の被ばく線量は考慮しない場合に対して、1.03 倍から 7.02 倍大きくなった。

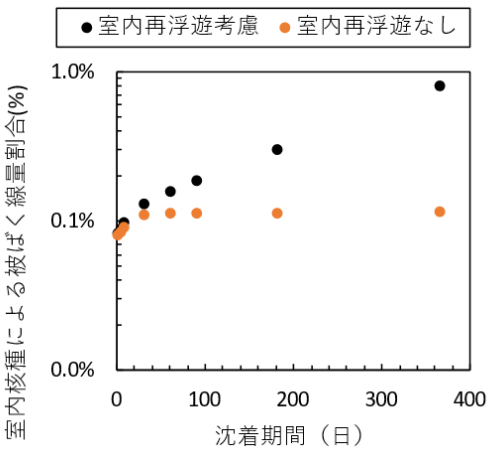


図 沈着期間と吸入被ばく線量寄与割合の関係

参考文献

[1] Hirouchi et al., J. Radiol. Prot., 42, 041503 (2022).　[2] 廣内ら, 原子力事故後の居住環境における室内外の物質移行を考慮した住民の被ばく線量評価に関する研究　(2) 室外で再浮遊した物質の室内への侵入, 原子力学会 2023 秋の年会

この研究は環境省委託事業「放射線健康管理・健康不安対策事業（放射線の健康影響に係る研究調査事業）」において実施したものです。

* Naho Hayashi[1], Azusa Nagakubo[1], Jun Hirouchi[1], Yasuto Matsui[2], Minoru Yoneda[2], Shogo Takahara[1]
[1]JAEA, [2]Kyoto Univ.

ALPS 処理水の海洋放出に向けた分析技術の確立について
（１）ALPS 処理水中の Fe-55 分析手法

Development of analysis methods for the releasing ALPS treated water
(1) The Fe-55 analysis method for ALPS treated water

*東海林 達也[1]，畑中 直人[2]，佐々木 宏訓[1]，後藤 真佳[1]，石橋 将人[1]，佐藤 博信[1]，鈴木 純一[1]，秋元 友寿[2]
[1]東京電力 HD、[2]東京パワーテクノロジー

ALPS 処理水の海洋放出前に，H-3 および測定・評価対象核種の他、自主的な確認も含め計 69 核種を評価している。このうち Fe-55 の分析手法の適用に至る検討内容とその結果を報告する。

キーワード：Fe-55、低エネルギー光子スペクトロメトリー、イオン交換クロマトグラフィー

1. 緒言

Fe-55 は、原子炉構造材が放射化することで生成し、福島第一原子力発電所の滞留水や汚染水処理系統水中に有意に存在する放射性物質である。東京電力 HD では Fe-55 を測定・評価対象核種の 1 つに選定し、ALPS 処理水の海洋放出前に濃度を確認することとした。今回、当社ではこれまで Fe-55 を分析した経験がなかったため、ALPS 処理水を対象とした Fe-55 の分析手法について、固相抽出、および低エネルギー光子用 Ge 半導体検出器（LEPS）を組み合わせて検討したので紹介する。

2. 検討内容（分析フローの検討）

一般的な Ge 半導体検出器の最小レンジが 40keV ほどに対し、Fe-55 は放射線エネルギーが 5.9keV と低いため、LEPS を用いて計測した。前処理方法としては、沈殿分離によりセシウム、ストロンチウムを分離後、陰イオン交換樹脂（Dowex 1x8 100-200 メッシュ）を充填したクロマトカラムによりコバルト等の夾雑物を分離し、塩酸で溶離後に pH10 程度に調整して、ろ過により水酸化鉄沈殿を回収後に成形、乾燥させたものを LEPS 測定の線源とした。なお、鉄回収率は ICP-AES で算出した。検討した分析フローを図 1 に示す。Fe-55 分析では、ALPS 処理水の放出計画に支障をきたさぬよう可能な限り分析時間を短縮し、かつ告示濃度限度の 100 分の 1 である 20Bq/L の検出精度を確保できるよう試料量を 500mL とした。

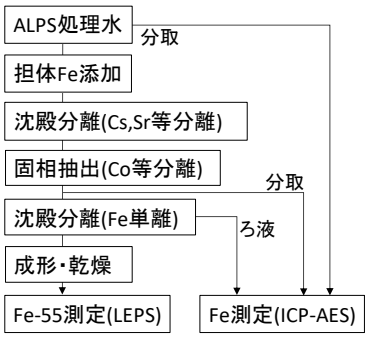


図 1 Fe-55 の分析フロー

3. 検証結果

図 2 に LEPS より得られた Fe-55 スペクトルを示す。Fe-55 の特性 X 線の 5.9keV のピークが妨害なく検知できている。本ピークから検出下限を定量すると 6.1Bq/L であり、目標検出下限値 20Bq/L も満足した。また、3 回繰り返し測定を行い、トレーサーとして添加した鉄担体の回収率も 96.6~98.6%で安定した結果が得られた。加えて、社外機関との比較検証も行ったところ、当社の分析値が 29.9±6.6Bq/L に対して、社外機関の分析値が 35.1±2.1Bq/L となり、双方の不確かさの範囲で包含された。

これら検証の結果、分析手法は妥当性を有すると判断した。

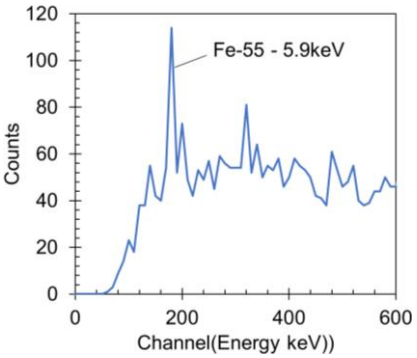


図 2 LEPS による Fe-55 スペクトル

4. 結論

ALPS 処理水の希釈放出前に放出基準濃度を満足しているかを確認する放射性核種のうち、当社で分析実績がなかった Fe-55 の分析手法を検討し、目標検出下限値を満足したうえで Fe-55 スパイク試料に対しても良好な分析値が得られたことから、本手法を ALPS 処理水の放出前分析に適用した。

*Tatsuya Shoji[1], Naoto Hatanaka[2], Hirokuni Sasaki[1], Masayoshi Goto[1], Masato Ishibashi[1], Hironobu Sato[1], Junichi Suzuki[1], Yuji Akimoto[2]
[1]TEPCO HD、 [2]Tokyo PT

ALPS 処理水の海洋放出に向けた分析技術の確立について
(2) ALPS 処理水中の Se-79 分析手法

Development of analysis methods for the releasing ALPS treated water

(2) The Se-79 analysis method for ALPS treated water

*小笠原　優[1]，押見　吉成[2]，長澤　克己[1]，後藤　真佳[1]，石橋　将人[1]，佐々木　宏訓[1]，鈴木　純一[1]，秋元　友寿[2]

[1]東京電力 HD，[2]東京パワーテクノロジー

ALPS 処理水の海洋放出前に，H-3 および測定・評価対象核種の他、自主的な確認も含め計 69 核種を分析している。このうち Se-79 の分析手法の適用に至る検討内容とその結果を報告する。

キーワード： Se-79，Te-125m，液体シンチレーションカウンタ

1. 緒言

東京電力 HD では，2023 年 8 月より ALPS 処理水を海洋放出している。放出前に，測定・評価対象核種の告示濃度限度比の総和が 1 未満であることを確認しており，それらに Se-79 を含む。Se-79 は，核分裂生成物 (FP) であり，福島第一原子力発電所の滞留水や汚染水処理系統水中に存在するが，その量は Cs-137 に比べて 10^{-6} 程度と微量である。今回，ALPS 処理水中の極微量な Se-79 の分析方法を検討した。

2. 分析方法の検討結果

Se-79 は 150.6 keV の β 線を放出する純 β 核種であることから，炭酸塩沈殿や固相抽出剤など複数の分離操作で妨害核種を取り除いた後に液体シンチレーションカウンタ (以下「LSC」という。) で測定する手法を検討した（図 1 参照)。本検討では，Se 沈殿生成前の調整で L-アスコルビン酸を還元剤として用いたところ，図 2 (左側) に示す通り，共存する Te-125m を分離できず計測時の妨害となったため，還元剤を塩酸ヒドロキシルアミンに変更して Te-125mの還元反応を抑えた手法として確立した。

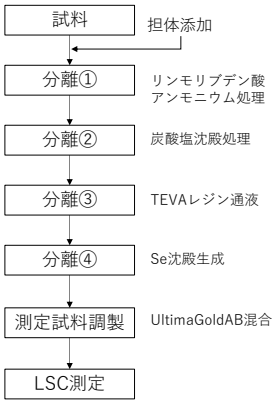
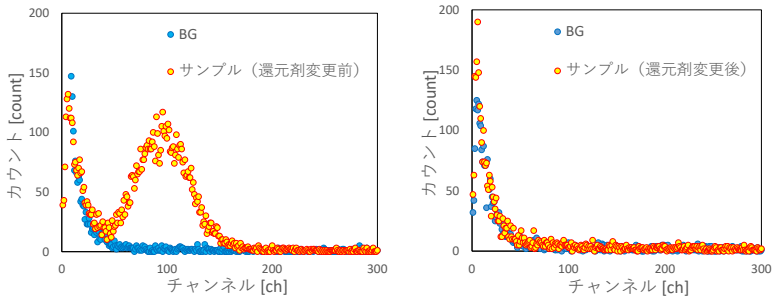


図 1 Se-79 分析フロー

3. 検証と結論

図 2 (右側) の通り妨害なく Se-79 を計測でき，且つ本分析に求められる検出限界値 (2 Bq/L) を達成したこと，また Se のトレーサーによる回収率も 60 %で安定していることに加えて，JAEA 殿と比較検証試験を実施して不確かさの範囲に納まったことから，ALPS 処理水中の Se-79 分析方法として妥当であると判断した。



※ 1 チャンネル=0.5 keV

図 2 還元剤変更前（左側）と変更後（右側）の LSC スペクトル

*Yuu. Ogasawara[1], Masato. Ishibashi[1], Katsumi. Nagasawa[1], Masayoshi. Goto[1], Hirokuni Sasaki[1] and Junichi. Suzuki[1]

Yoshinari. Oshimi[2], Yuji. Akimoto[2]

[1] TEPCO HD, [2] Tokyo PT

福島における放射性物質分布調査
(1) 福島の森林における放射性セシウムの分布及び移行速度の長期変化

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(1) Long-term changes in distribution and transfer rate of radiocesium in forests in Fukushima

*加藤 弘亮[1]，恩田 裕一[1]，王 昊[1]
[1]筑波大

福島第一原子力発電所事故（以後、「福島原発事故」）から 13 年間の森林環境中の放射性セシウムの分布・移行状況の長期モニタリングデータの解析に基づいて，林内での主要な移行経路と森林-雨水間での移行速度の時間変化について報告する。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，森林，放射性セシウム，移行速度

1. 緒言

森林に降下した放射性セシウムは，樹冠の枝葉に捕捉され，その後の雨水や落葉等にともなって徐々に林床に移行する。森林内の放射性セシウムの長期動態予測においては，林内の分布状況と主要な移行経路の時間変化を長期観測により把握する必要がある。本研究では，福島県の森林の長期モニタリングデータの解析により，主要な移行経路でのフラックスを算出したほか，セシウム 137 及びセシウム 133 の濃度比を比較することにより，主要な樹種からなる林内での放射性セシウムの循環速度の違いについて考察した。

2. 方法

本研究では、福島県伊達郡川俣町山木屋地区（以後、「山木屋サイト」）及び浪江町赤宇木地区（以後、「浪江サイト」）のスギ林及び広葉樹混交林を調査対象に選定した。各調査サイトの森林において、樹冠の枝葉や外樹皮のほか，樹冠通過雨、樹幹流、落葉等に含まれる放射性セシウム濃度を測定し、樹冠から林床への移行フラックスを推定した。なお、山木屋サイトでは 2011 年 7 月から観測を開始し、一方の浪江サイトの観測は 2018 年 6 月から開始した。雨水及び落葉等の試料は実験室に持ち帰り、雨水は 100 μ m のステンレスメッシュを通過させて粗大有機物を除去した。落葉等は炉乾燥させた後に粉砕機で細かく粉砕し、均一化した。それらの試料を U8 容器（100 ml）もしくはマリネリ容器（2000 ml）の測定容器に封入し、高純度ゲルマニウム半導体ガンマ線検出器を用いてセシウム 137 の測定誤差が 10%以下になるまで測定した。放射性セシウム 137 に加えて、セシウム 133 濃度を定量し、それらの濃度比を算出した。

3. 結果と考察

福島原発事故により森林に降下した放射セシウムについて，樹冠（枝葉及び樹皮）と森林雨水成分（樹冠通過雨及び樹幹流）の濃度の時間変化を比較した。それにより，樹体から雨水への移行係数は沈着初期に移行速度が速いが，時間経過とともに指数関数的に移行速度が低下することが明らかになった。スギ林においては，旧葉と当年葉のセシウム 137 とセシウム 133 の濃度比は事故初期に旧葉で顕著に高かったのに対し，事故から 8〜10 年が経過すると同様の濃度比を示した。このことは，樹冠から林床に移行するセシウム 137 が，初期遮断に由来する成分から徐々に内部転流あるいは経根吸収に由来する成分に変化していること示唆している。本研究により，実際の森林において，樹体から雨水への移行係数や，樹体内での樹冠遮断由来のセシウム 137 の時間変化のデータが得られたことで，森林樹冠での大気降下物質の滞留時間の推定や，事故初期から長期にかけての森林放射能汚染の時間変化の予測精度向上につながる新たな知見が得られた。

---

*Hiroaki Kato[1], Yuichi Onda[1] and Hao Wang[1]
[1]Univ. of Tsukuba

福島における放射性物質分布調査
(2) 森林土壌中 ^{137}Cs の深度分布と下方移行の長期変化

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(2) Long-term changes in the depth distribution and downward migration of ^{137}Cs in forest soils

*高橋 純子[1]，三嶋駿介[1]，恩田 裕一[1]
[1]筑波大

森林土壌中の ^{137}Cs が下方移行することで、空間線量率や樹木への ^{137}Cs 吸収量が減少することが期待され、その動態把握が重要である。本研究では、これまでの ^{137}Cs 深度分布調査の結果を取りまとめ、その移行速度や土壌型による差異について検討する。

キーワード： 移行速度、スクレーパープレート、長期モニタリング

1. はじめに

福島第一原子力発電所事故後、森林リター層から土壌表層への ^{137}Cs 移行はチェルノブイリ事故の影響を受けた森林よりも早いことが明らかとなったが、鉱質土壌中の ^{137}Cs 下方移行についてはチェルノブイリとの差や土壌型による差は未だ明確にはされていない。一方で、わずかでも ^{137}Cs が下方移行することで、林内の空間線量率や樹木による ^{137}Cs 吸収量が減少することが示され（Takahashi et al., 2024）[1]、下方移行速度や ^{137}Cs 深度分布の長期的な変化を把握することが重要である。そこで、本研究では、福島県川俣町山木屋地区の森林で 2011 年から実施している深度分布調査の結果を取りまとめるとともに、いくつかの土壌型や地質の異なる森林土壌の ^{137}Cs 深度分布と比較することを目的とした。

2. 調査地および方法

旧計画的避難区域に位置する川俣町山木屋地区の 3 地点の森林（混交林、スギ壮齢林、スギ若齢林）において、2011 年および 2012 年は年に 2 回、2013 年以降は年に 1 回の土壌採取を行なった。リターおよび土壌は、スクレーパープレートを用いて 0-5cm を 0.5cm 間隔、5-10cm を 1cm 間隔、10-20cm を 5cm 間隔で採取し、乾燥・篩別後 Ge 半導体検出器で ^{137}Cs 濃度を測定した。同様の方法で、川内村、南相馬市、郡山市などの森林土壌について調査した。

3. 結果

山木屋地区の森林におけるリター層中の ^{137}Cs 濃度は 2023 年時点でも依然として指数関数的な減少を続けており、リター層中の ^{137}Cs 存在量は林床（リター層＋0-20 cm 土壌）の ^{137}Cs 存在量の 0.1~0.2%まで減少した。^{137}Cs 濃度の深度分布は、2020 年頃より濃度のピークが最表層 0-0.5 cm から下方に移行しており、指数関数式よりも双曲線正割関数式でより精度よくフィッティングされた。2023 年には、土壌 0-3 cm の ^{137}Cs 存在量は減少し、3-6 cm および 6-10 cm の割合が増加する傾向にあり、下方への移行が確認された。山木屋地区以外の調査地については、放射性セシウム補足ポテンシャル（RIP）の低い蛇紋岩を母材とする土壌で緩衝深度や 1/10 深度が大きい傾向にあり、下方への移行が進んでいる可能性が示唆された。

参考文献

[1] Takahashi, J., Iguchi, S., Sasaki, T., Onda, Y., 2024. Downward migration of 137Cs promotes self-cleaning of forest ecosystem by reducing root uptake of Japanese cedar in Fukushima. Sci. Total Environ. 945, 174010. https://doi.org/10.1016/j.scitotenv.2024.174010

*Junko Takahashi[1], Shunsuke Mishima[1], Yuichi Onda[1]
[1] Univ. of Tsukuba

福島における放射性物質分布調査
（3）スギ林における土壌環境及び Cs-137 動態に対する間伐の影響

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(3) Effect of thinning on soil environment and Cs-137 dynamics in cedar forests

*嶋田 柊太[1]，高橋 純子[1]，恩田 裕一[1]

[1]筑波大学

間伐を行うと土壌の表層に残存していた Cs-137 が下方へと移行し、林内の空間線量率が低減する可能性が示唆されている。本研究では日射計・地温計・土壌水分計等を用いて間代による林床土壌及び Cs-137 動態への影響を考察する。

キーワード： 福島第一原子力発電所事故、間伐、森林除染

1. はじめに

2011 年に発生した福島第一原子力発電所により大量の放射性物質が環境中に放出された。そのうち、Cs-137 の沈着域の約 7 割が森林であった。森林に沈着した Cs-137 は、樹木の枝葉やリター層に付着したが、そのほとんどが土壌の表層へと移行した。土壌表層の Cs-137 は粘土鉱物に強く吸着しており、ほとんど移動しないことが分かっている。

しかし、間伐を行うことで Cs-137 の土壌下方への移行が促進される可能性がある。間伐を行うと、林床へ到達する日射量や降雨浸透量が増加し、土壌環境が変化する。間伐による土壌環境の変化が、有機物分解によるリターからの溶出といった Cs-137 動態にも影響を与えることで、下方移行が促進されると考えられる。しかしながら、間伐による土壌環境の変化と Cs-137 動態を結び付けた研究や、間伐列のうち、残存列付近での土壌環境について取り上げた研究は少ない。

そこで、本研究では福島県の列状間伐が実施されたスギ林において、日射量や地温、土壌水分等を測定し、間伐による林床土壌および Cs-137 動態への影響を考察する。

2. 調査地および方法

調査地は 3 伐 6 存の列状間伐が実施された、飯舘村飯樋事業地と南相馬市冬住事業地である。それぞれに間伐区および対照区を設定した。照度計（HOBO MX2202）・地温計（おんどとり TR42A）・土壌水分計（CDC-EC-5 / Odyssey Xtreem Multi-Profile Soil Moisture Logger）を間伐列と垂直に、残存列と重なるように直線状に設置した。また、リターを 10g ずつ入れたリターバッグを各調査地に設置し、有機物の分解量と Cs-137 濃度を 50 日間隔で測定する。加えて、土壌サンプルを採取し、土壌溶液から Cs-137 濃度等を測定する。

3. 結果

2024 年 5 月 8 日 0 時から 5 月 20 日 0 時までの飯樋事業地におけるデータについて、地温は 2.5 ㎝深度で平均 1.5℃、5cm 深度では平均 1.3℃ほど間伐区で高い値を示した。土壌水分は 5 ㎝深度で間伐区が平均 1.9%、高くなっていた。日射量・有機物分解量・Cs-137 濃度等についても、今後測定・分析を進めていく。

---

*Shuta Shimada[1], Junko Takahashi[1], Yuichi Onda[1]

[1] Univ. of Tsukuba.,

福島における放射性物質分布調査
(4) 南相馬市スギ林土壌における ^{137}Cs 濃度の空間的不均一性に対する土壌特性の影響

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(4) Effect of thinning on the spatial distribution of ^{137}Cs in a cedar forest soils in Minamisoma

*三嶋 駿介[1]，高橋 純子[1]，恩田 裕一[1]
[1]筑波大学

本研究では南相馬市のスギ人工林で、土壌中 ^{137}Cs 濃度や飽和透水係数を調査し、土壌中 ^{137}Cs の空間分布に対する選択流の影響を明らかにすることを目的とした。その結果、^{137}Cs 濃度と飽和透水係数等の土壌の理化学性の間に相関が確認されたことから、11 年経過しても選択流の経路は大きく変化せず、土壌中 ^{137}Cs の不均一性に寄与した可能性が示唆された。

キーワード：Cs-137，福島第一原子力発電所，選択流，飽和透水係数

1. 緒言

森林土壌内の ^{137}Cs 存在量にはばらつきがあることが確認された。これは面移行係数の推定に影響を及ぼし、植物の吸収量や ^{137}Cs 移行の将来予測の精度が落ちる可能性があるため土壌中 ^{137}Cs-の動態の研究を行う上で非常に重要である。しかし、そのばらつきに対する選択流の影響について調べた研究は少ない。そこで、本研究では南相馬市のスギ人工林で、^{137}Cs と飽和透水係数、孔隙率等を測定することで土壌中 ^{137}Cs の空間分布に対する選択流の影響を明らかにすることを目的とした。

2. 方法

南相馬市のスギ人工林において、間伐が施業される前後に 30 cm の区画を設定し、100mL コアを縦と横に 5 個ずつ並べ土壌採取を 0-5、10-15、20-25 cm の三深度で行った。採取した土壌はコアサンプルを 24 時間以上水に浸し、毛管上昇により飽和した気相と液相を細孔隙、それ以外の孔隙を粗孔隙とし計算した。その後、変水位法で飽和透水係数を測定し、風乾後に ^{137}Cs 濃度と全炭素濃度を測定した。

3. 結果

間伐前のスギ人工林において、他深度と比べ 10-15 cm では ^{137}Cs 濃度と飽和透水係数の分散が大きく、さらに ^{137}Cs 濃度と飽和透水係数、仮比重、粗孔隙率の間に正の相関が確認された。この結果から ^{137}Cs 濃度のばらつきが福島第一原子力発電所事故以降の選択流の働きとすると、11 年経過しても選択流の経路は大きく変化しない可能性が示唆された。一方、0-5 cm では選択流量のばらつきが小さいか、選択流の経路が変わりやすい傾向にあり関係が弱く、20-25 cm では選択流量と比較して 20 cm 以下まで ^{137}Cs の到達量が少ないため相関が認められなかったと考えられた。また、10-15、20-25 cm で ^{137}Cs 濃度と交換態 ^{137}Cs 濃度の間に正の相関が確認された一方で、0-5 cm では関係が確認されなかった。これは 0-5 cm の交換態 ^{137}Cs 濃度割合と全炭素量の間に有意な相関が確認されたことから、表層の交換態 ^{137}Cs 割合の分布は新鮮有機物等由来の土壌炭素が影響を及ぼしている可能性が示唆された。今後、間伐後に採取したサンプルにおいても同様の調査を行い、選択流や ^{137}Cs 濃度の空間分布に及ぼす間伐の影響について調査を行う予定である。

---

*Shunsuke Mishima[1], Junko Takahashi[1] and Yuichi Onda[1]
[1]Univ. of Tsukuba

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

Thu. Sep 12, 2024 9:30 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 12:30 AM - 2:55 AM UTC Room I(Recture RoomsB 1F B103)

[2I01-09] PRA Method 2

Chair:Kota Fujiwara(CRIEPI)

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

[2I01]

Development of evaluation methods for simplified evaluation of emergency response

(5) The effect of daughter nuclides produced after reactor shutdown on public exposure

*Kodai WADAYAMA[1], Retsu Kojo[1] (1. NRA)

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

[2I02]

Analysis of Radiation Effects of the Accidents for Simplified PRA at NSRR

*Yuiko Motome[1], Hitoshi Tamaki[1], Masaki Amaya[1], Taisuke Yonomoto[1] (1. JAEA)

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

[2I03]

A Research on Required Time to Convocate Personnel to Establish an Emergency Response Center in Nuclear Power Plant

*SUNGHYON JANG[1], Jinkyun Park[2] (1. Hokkaido University, 2. KAERI)

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

[2I04]

Efficient Creation of Fragility Curves Using AI

*Yu Takano[1], Auron Ryu Wiles[1], Ryoto Kobayashi[1], Yasuki Ohtori[1], Hitoshi Muta[1] (1. TCU)

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

[2I05]

Development of AI surrogate models for seismic risk assessment

Part 2: Study of Training Data

*Ryoto Kobayashi[1], Yu Takano[1], Yasuki Ohtori[1], Hitoshi Muta[1] (1. TCU)

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

[2I06]

Evaluation of Seismic Diversity of SSC system in PRA

Part8 : A study on natural period and damping ratio of floor isolation considering seismic diversity

*Yoshifumi Katayama[1], Yasuki Ohtori[2], Hitoshi Muta[2], Toshiaki Sakai[3] (1. Chuden Engineering Consultants, 2. TCU, 3. CRIEPI)

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

[2I07]

The importance of correlation considerations in seismic risk accident sequence assessment

Part 2 Sensitivity of response correlations to seismic risk

*Hitoshi Muta[1], Yasuki Ohtori[1] (1. Tokyo City University)

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

[2I08]

©Atomic Energy Society of Japan

Research on Seismic Correlation for PRA
Part 6: Validation of Deductive Correlation Coefficient Estimation Method

*Yasuki Ohtori[1], Hitoshi Muta[1], Masato Nakajima[2] (1. TCU, 2. CRIEPI)

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

[2I09]

Effect of ground motion uncertainly on seismic risk in the frame of RI-PB.

*Daichi Ogawa[1], Yasuki Ohtori[1], Hitoshi Muta[1], Toshiaki Sakai[2] (1. TCU, 2. CRIEPI)

11:45 AM - 11:55 AM JST | 2:45 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

緊急時対応に係る簡易評価のための評価手法の整備
（5）炉停止後に生成する娘核種が被ばくに及ぼす影響の分析

Development of evaluation methods for simplified evaluation of emergency response
（5）The effect of daughter nuclides produced after reactor shutdown on public exposure

*和田山　晃大[1]，小城　烈[1]
[1]原子力規制庁

炉停止後に生成するキセノン等を考慮した核種の環境放出量の算出及びそれらが被ばくに及ぼす影響の把握が重要である。本発表では娘核種の影響が大きいシナリオを推定し、モデル化による検討結果を報告する。

キーワード：被ばく評価、RTM、環境影響評価、公衆被ばく、娘核種、キセノン

1. 緒言

原子力規制庁では緊急時対応における被ばく評価を迅速に行うための簡易評価手法の整備を進めている。この評価手法は炉心の損傷状態や格納容器内の緩和効果に応じた放射能の低減割合等の係数をシナリオごとに定めた上で、これらの係数を初期インベントリに乗じて得た核種別の環境放出量により被ばく評価を行う。この際、核種別の環境放出量の算出には娘核種の挙動を理解することが重要である。よって、本研究では娘核種の生成及び環境への放出のモデル化を行い、娘核種が被ばくに及ぼす影響を把握することを目的とした。

2. 手法

半減期が 15 分以上の代表的な娘核種に対して(1)炉停止後に生成した娘核種は、親核種の環境放出割合と同様に放出するモデル（Parent）、(2)炉停止後に生成した娘核種は、娘核種の環境放出割合で放出するモデル（Progeny）の 2 種類 [1]を簡易評価手法に実装した。BWR の格納容器破損シナリオ、 SGTS 又はフィルタベントシナリオ（ドライウェル経由）を対象とし、気象条件及び被ばく評価条件は RTM-96[2]を参考とした。

3. 結果

図 1 に RTM-96[2]の評価結果で規格化したシナリオ別骨髄線量評価結果を示す。格納容器が破損するシナリオではどちらのモデルでも RTM-96 の評価結果と同程度の骨髄線量だった。一方で、希ガスの寄与が支配的なシナリオ(24 時間後に SGTS 使用)では Progeny モデルの結果は、RTM-96 及び Parent モデルの結果との差異を確認した。このため、当該シナリオでは炉停止後に生成した娘核種の挙動が被ばく評価結果に有意な影響を与えることがわかった。次に実効線量においても同様の検討を行い、核種の寄与についても分析した。図 2 に、娘核種の影響が大きいと考えられるシナリオ（24 時間後にフィルタベント使用）における実効線量評価結果を示す。Parent モデルの評価結果で規格化すると両モデル間では 2 倍程度の差が生じており、I-135 の娘核種の Xe-135 の環境放出量の違いが差の原因であることがわかった。

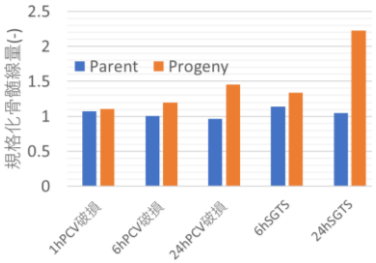


図 1.骨髄線量(RTM-96 で規格化)

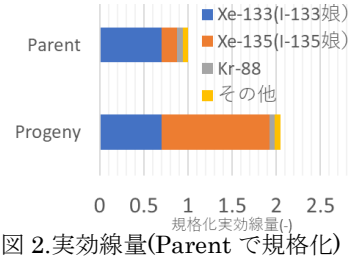


図 2.実効線量(Parent で規格化)

4. 結論

娘核種の環境放出のモデルを簡易評価手法に実装した。SGTS やフィルタベントのような希ガスの影響が大きい事故シナリオでは、娘核種のモデル化が被ばく評価結果に有意な影響を及ぼすことが明らかになった。

参考文献

[1] Nosek AJ, Bixler N. MACCS theory manual. Albuquerque: Sandia National Laboratories; 2021. (SAND2021-11535).
[2] McKenna TJ, Trefethen J, Gant K, et al. Response technical manual: RTM-96, Washington, DC: U.S. Nuclear Regulatory Commission; 1996, (NUREG/BR-0150) Volume 1, Revision 4.

* WADAYAMA Kodai[1], KOJO Retsu [1]　[1] Nuclear Regulation Authority (NRA)

NSRR 施設における簡易的な PRA のための事故時放射線影響の評価

Analysis of Radiation Effects of the Accidents for Simplified PRA at NSRR

*求　惟子[1]，玉置　等史[1]，天谷　政樹[1]，与能本　泰介[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

試験炉の特徴を踏まえた簡易的な確率論的リスク評価（PRA）手法の整備の一環として、放射線業務従事者の防護に影響する事故シナリオを網羅的に抽出し、放射線影響を保守的に評価した結果を報告する。

Keywords：NSRR, research reactor, graded approach, simplified PRA, MLD(Master Logic Diagram)

1. 緒言

本研究では、機器類のリスク重要度に応じた保全計画の策定に役立てるため、まず、NSRR 施設を対象として、原子力機構の様々な施設に適用できる簡易的な PRA 手法を整備している。一般に事故シナリオの網羅的な分析のためには潜在的故障モード影響解析（FMEA）を用いたボトムアップ分析及びマスターロジックダイアグラム（MLD）を用いたトップダウン分析が効果的とされていることを踏まえ、簡素化のために NSRR 施設の特徴や作業経験を考慮し、放射性物質の場所や施設運転状態等で定まる事故シナリオグループごとに個別検討用の MLD を作成し、その結果を基にイベントツリー(ET)を作成する方法を整備している。[1]

2. 放射線影響の評価

個別 MLD では、事故シナリオグループごとに、起因事象を抽出するとともに、安全対策を踏まえたシナリオ作成に役立つよう事象の大まかな原因についても整理している。個別 MLD から得られる ET の例として、図では、放射線作業中の照射カプセルの破損や輸送キャスクの破損等を起因事象とし、輸送キャスク等による閉じ込めや遮へい、放射線エリアモニタ及び退避の対策を分岐条件とし、その成功・失敗による影響（漏えいの有無、従事者被ばくの有無）を整理した。従事者被ばくの可能性があるシナリオについて、過去に実施した事故評価等を参照し、放射線影響を保守的に評価した。

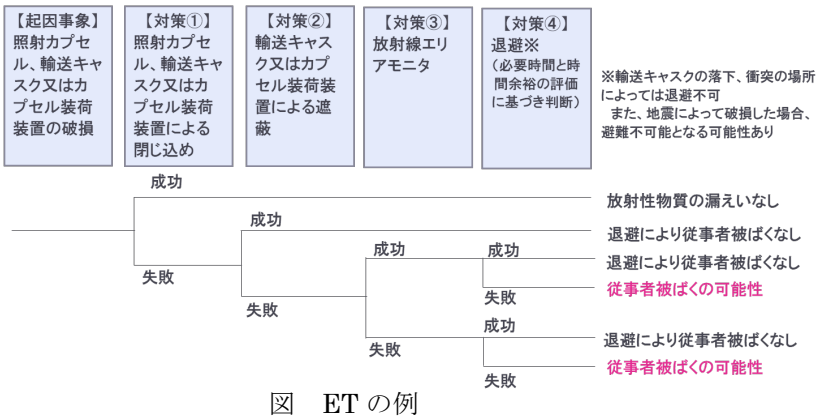


図　ET の例

3. 結果・考察

第一段階として、ET ごとに、従事者被ばく線量が最大になると考えられるシナリオを選定し、放射線影響を保守的に評価した。NSRR 施設では閉じ込め機能の喪失による被ばく影響が支配的であることから、容器等の機械的損傷を引き起こす、主に地震が原因となるシナリオ、及び作業計画の不備や作業の失敗が原因となるシナリオにおける放射線影響が大きいことが示された。例えば、許可上最大となる運転を実施した直後に地震により重量物が炉心に落下し気体状の放射性物質がすべて放出され、かつ、放射線作業従事者が原子炉建家に 12 時間閉じ込められるようなシナリオにおいて、被ばく線量は約 900mSv と評価された。

このような保守的評価であっても、被ばく影響を与える機器類の抽出は可能であり、機器類のリスク重要度の設定や管理手法の妥当性を検討する上で有用と考えられる。ただし、施設の実際の安全水準を示しておらず、保全活動で目指すべき目標水準との比較のためには、十分でない。今後は、簡素さを保ちつつ、過度の保守性を制限する方法を検討し、合理的な保全活動の整備に役立てることを検討する。

参考文献

[1] 求ら、2024 年春の大会 2D02

* Yuiko Motome[1], Hitoshi Tamaki[1], Masaki Amaya[1] and Taisuke Yonomoto[1]　[1]Japan Atomic Energy Agency

原子力発電所における緊急時対策所設置のための要員召集時間に関する検討

A Research on Required Time to Convocate Personnel to Establish an Emergency Response Center in Nuclear Power Plant

*張　承賢[1]，Park Jinkyun[2]
[1]北海道大学，[2]Korea Atomic Energy Research Institute

原子力発電所に地震・重大事故等が発生すると事故への拡大を防止するため発電所内には緊急時対策所（緊急時対策本部）を設置する必要がある。本研究では要員召集時間を準備時間と移動時間に分け、事象の発生時刻・発生した地震等の規模によって変動する可能性がある発電所外から緊急時対策本部要員を召集するために必要な時間を評価した。

キーワード：緊急時対策本部、召集時間、準備時間、移動時間

1. 緒言：原子力発電所では地震・重大事故等が発生した際、発電所内に緊急時対策本部を設置し、事故への拡大防止に努める。夜間及び休日に災害が発生した場合には発電所外から緊急時対策本部要員を召集する必要がある。しかし、地震や津波などの発生による環境変化によって召集時間の増加が考えられ、詳細な評価のためにはエージェントベースモデル(ABM)を用いて道路状況等を考慮した解析が必要である。本研究では、召集に必要な時間を準備時間と移動時間に分け、移動時間は ABM を用いた評価を目指し、本稿では準備時間に関する検討を実施した。

2. 召集時間の評価の事例評価：要員召集の流れは、一般的に「要員召集の通知受け」→「発電所へ向かうための準備」→「集合場所へ移動」→「集合場所で準備」→「発電所へ向けて移動」となっている。ここで、地震等の発生によって影響を受ける時間要素は、「発電所へ向かうための準備」、「集合場所へ移動」、「発電所へ移動」である。召集時間の評価に関する事例[1]によると準備時間として 30 分が想定されている。本稿では、召集の通知を受け、発電所へ向かうための準備時間に影響を与える要因として、地震発生時の想定される被害を分析した内閣府の報告書から「人的被害」、「通信障害」、「停電」を同定し、これらの要因による準備時間の増加を検討した。

3. 地震による被害を考慮した準備時間の評価：地震発生時に発電所外からの召集時間に影響を与える要因として「人的被害」が考えられる。地震によって召集対象の要員またはその家族が被害を受ける場合、召集時間に大きな影響が発生すると考えられる。今回は人的被害として負傷（死亡を含む）と自力脱出困難の2つの場合を考慮した。また携帯電話を含む「通信障害」が発生すると、家族の安否等に多くの時間が必要と考えられる。東日本大震災発生時には、90%程度の移動通信に障害が発生した。また地震が発生すると多くの地域で広範囲な停電が発生する可能性がある。これらの要因による影響の発生確率について、地震発生による被害想定に関する最新の知見（日本・千島海溝、南海トラフ、首都圏直下型）を反映し、準備時間を評価した[2]。評価の結果、準備時間は家族の安否確認によって大きく影響を受けると考えられ、最小 25 分～最大（安否確認に 3 時間を想定した場合）325 分になると考えらえる。

4. 結論：本稿では、原子力発電所における緊急時対策所設置ために必要な時間に関して要員召集の時間を準備時間と移動時間に分け、地震発生時の環境影響を考慮した場合の準備時間について評価を実施した。評価の結果、通信障害による安否の確認が、準備時間の大きな増加を与える要因であることが確認できた。

参考文献

[1] 東北電力株式会社、女川原子力発電所２号炉緊急時対策所について、平成 30 年 3 月

[2] S.Jang, Consideration of key factors for estimating convocation time of emergency response crew, KNS 2023 Fall meeting, 2023

*Sunghyon Jang[1],and Jinkyun Park[2]

[1]Hokkaido University., [2]Korea Atomic Energy Research Institute.

AIによるフラジリティ曲線の効率的作成

Efficient Creation of Fragility Curves Using AI

*高野 優[1]，ワイルズ アーロン龍[1]，小林 亮斗[1]，大鳥 靖樹[1]，牟田 仁[1]

[1]東京都市大学

抄録　本稿では、転移学習とフィードフォーワードニューラルネットワーク（FNN）を用いてフラジリティ曲線の作成の簡略化・迅速化を検討した結果について報告している。

キーワード：フラジリティ曲線，転移学習，フィードフォーワードニューラルネットワーク，モンテカルロシミュレーション，原子力発電所リスク評価

1. 緒言：地震の多い日本では、原子力発電所の安全性を向上させるうえで地震リスクの評価とそれに基づく対策が重要となる。地震リスク評価を行う上で、地震動に対する構造物の条件付き損傷確率を示すフラジリティ曲線の作成が不可欠である。しかし、原子力発電所の機器の数は膨大であるとともに、非線形性を考慮してフラジリティ曲線を作成するには多くの時間を要するとの課題があった。著者ら（2024）[1] は、過大な地震後の損傷度の判定を非線形地震応答解析では時間とコストがかかるという問題から、転移学習とFeedforward Neural Network (FNN)の２段階で推定する手法を提案し、損傷度の定量的推定の検討を行った。非線形地震応答解析を正解値として AI による推定を比較した結果、0.976 と高い相関を得ることができた。そこで本研究では、地震動の応答スペクトルと構造物の骨格曲線を重ねて描いた図から転移学習と FNN を用いてフラジリティ曲線の中央値 Am と不確実さ β の推定を行い、フラジリティ曲線作成の迅速化・簡略化を検討した。

2. 解析方法：転移学習で学習させる画像は、地震動の応答スペクトルと構造物の骨格曲線を重ねて描いた図を作成し Am と β の値別に 4 つに分類をした。本研究では、1 分類で 100 枚の 4 分類と合計 400 枚の画像データを用いて転移学習をさせた。転移学習の使用モデルは AlexNet を用いた。転移学習では各クラスに属する確率を算出し、最も高い確率のクラスを結果として出力されているが、本研究では転移学習の結果と教師データを FNN に学習させ、Am と β の値の推定をした。教師データは MCS から最小二乗法より Am と β を推定した値であり、これを正解値として扱う。転移学習と FNN より推定した値からフラジリティ曲線を作成し、MCS により得られた結果と比較した。

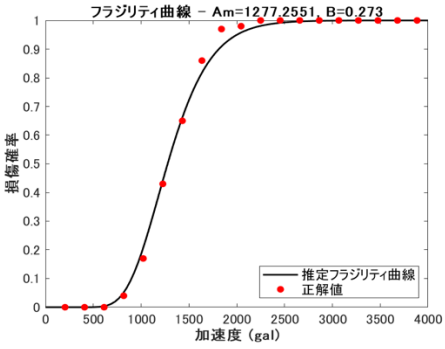


図 1. MCS と AI による推定の比較

3. 結果・考察：図 1 に MCS と AI による推定したフラジリティ曲線の結果の一例を示す。Am と β の厳密解と推定値の相関係数はそれぞれ 0.910 と 0.850 と高い相関を得ることができた。また、Am と β の推定値/正解値の平均値は、それぞれ 1.03 と 1.04 であり、変動係数は 19.0%と 21.3%であった。

4. 結論：本稿では、転移学習と FNN を用いて少ない画像データから Am と β の推定し、フラジリティ曲線の効率的作成を検討した。AI による推定したものは、MSC によるものと同等のフラジリティ曲線を作成することができた。今後は、転移学習で用いる学習のデータの改善、分類数の影響等を検討したいと考えている。

参考文献　[1] 高野 優 他 Dynamics and Design Conference 2024　(D&D2024)

*Yu Takano[1], Auron Ryu Wiles[1], Ryoto Kobayashi[1], Yasuki Ohtori[1] and Hitoshi Muta[1]

[1]Tokyo City University

地震リスク評価のための AI 代理モデルの開発
（２）学習データの検討

Development of AI surrogate models for seismic risk assessment
(2) Study of Training Data

*小林　亮斗[1]，高野　優[1]，大鳥　靖樹[1]，牟田　仁[1]
[1]東京都市大学

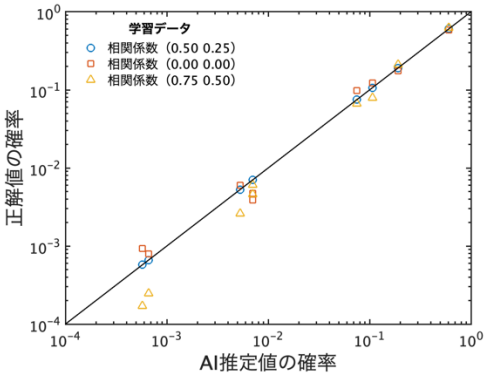
抄録 本稿は、著者らが提案した地震リスク評価のための AI 代理モデルにおいて、学習データが推定精度におよぼす影響を検討し、代理モデルの汎化性能について検討した結果を報告している。

キーワード：代理モデル，地震リスク評価，モンテカルロシミュレーション，損傷相関

1. 緒言：地震 PRA では、リスクプロファイルに与える損傷相関の影響が無視できないため、相関を考慮した評価が不可欠である。しかしながら、相関を考慮したリスク評価はモンテカルロシミュレーション（MCS）を用いる必要があるため、高精度の結果を得には多数回のシミュレーションを行わざるを得ないことが課題となっていた。このため著者ら[1]は、相関を有する地震リスク評価を高速かつ効率的に行うために、AI 代理モデルの提案を行った。AI 代理モデルの精度向上を行う上で、適切な学習データの準備は必要不可欠である。本稿では、学習データの違いが推定性能に及ぼす影響について検討を行い AI 代理モデルの性能との関係について考察した結果について報告する。

2. 検討の概要：今回、Vishanav et al. (2020) のシステムのモデル（LOCA を起因事象とした FT/ET モデル；機器の個数：25；事故シーケンス：8 個）を対象に、AI 代理モデルの学習データとして相関係数を各事象内(FT 内)と事象間の損傷相関でそれぞれ 0.5 と 0.25、0.75 と 0.5、完全無相関の 3 つのパターンを準備した。なお、各パターンの教師データ数は 100 万個である。推定するケースは相関係数を事象内 0.50, 事象間 0.25 とした。AI による推定は 100 万回のシミュレーションを行っている。

3. 解析結果と考察：図に AI のモデルによって推定した事故シーケンスの生起確率と正解値の関係を示す。図の比較より、推定するケースと学習データが同じ条件（相関係数）の場合にはシーケンスの生起確率の多寡に関わらず精度良く推定できていることがわかる。また、推定するケースと学習データの条件が異なる場合には、生起確率が高いケースについては精度良く推定できるものの、生起確率の低いケースで誤差が生じていることがわかる。特に、相関係数が[0.75 0.50]の 10^{-3} 以下で精度が悪くなっている。



図：推定結果の精度

4. 結論：本稿では損傷相関を考慮した地震リスク評価を行うための AI 代理モデルを使用し、学習データの違いによる推定精度の検討を行った。検討の結果、学習データと正解値の相関係数の値が違う場合であっても事故シーケンスの生起確率が高い場合には精度良く推定できることがわかった。今後は、生起確率が低い場合でも対応できるように、モデルの検討を行っていく予定である。

参考文献

[1] 小林・他、2024 年原子力学会　春の年会
[2] Vaishanav P, et al., Nuclear Engineering and Design370(2020)110899

* Ryoto Kobayashi[1], Yu Takano[1],Yasuki Ohtori[1] and Hitoshi Muta[1]
[1]Tokyo City University

地震 PRA における耐震多様性の評価
その 8：耐震多様性を考慮した床免震の固有周期と減衰定数に関する一考察

Evaluation of Seismic Diversity of SSC system in PRA

Part8 : A study on natural period and damping ratio of floor isolation considering seismic diversity

*片山 吉史[1]，大鳥 靖樹[2]，牟田 仁[2]，酒井 俊朗[3]

[1]中電技術コンサルタント，[2]東京都市大学，[3]電力中央研究所

原子炉建物内の機器に床免震を適用した耐震多様性システムを対象に、原子炉建物の非線形地震応答解析によって、機器耐力、変位制限及び目標リスクの 3 条件に適合する床免震の固有周期と減衰定数について考察を行った。

キーワード：耐震多様性、地震 PRA、強震動記録、地震応答解析、免震

1. はじめに

原子力発電所の重大事故等の対処設備は，設置方向や免震などを含めた耐震多様性を図ることで，共通の機能喪失リスクを低減させることが重要であることが指摘されている[1]。既報告では，日本国内で観測された様々な強震記録を用いた原子炉建物の非線形地震応答解析結果より、床免震の固有周期とシステムのリスク低減効果の関係について検討した[2]。本検討では、固有周期に加えて減衰定数も考慮し、機器の耐力(加速度制限)、変位制限及び目標リスクの 3 条件に適合する床免震の固有周期と減衰定数について考察を行った。

2. 検討方法

原子炉建物の解析モデルは原子力発電技術機構の報告書から引用した高さ 65m の 9 質点系モデルとし，曲げ及びせん断の非線形性を考慮する。同モデルの固有周期は 0.16 秒である。入力地震動は，気象庁の強震観測記録 94 波の最大加速度を基準化して入力した。同一床レベルに設置したベース機器及び床免震によるバックアップ機器の 2 つの機器から成るシステムを想定し、両機器ともに損傷するシステム損傷を判定する。機器の固有周期及び減衰定数は、ベース機器は T_1=0.05 秒及び h_1=0.01、バックアップ機器は T_2=0.05, 0.2, 0.4, 0.6, 0.8, 1.0, 2.5 秒及び h_2=0.01, 0.02, 0.04, 0.06, 0.08, 0.10 の組み合わせとする。

3. 検討結果

地上 26.7m の床応答に着目し、損傷限界を加速度 2G 及び変位 20cm とした場合の 94 波中のシステム損傷割合をシステム損傷確率として**図 1** に示す。バックアップ機器の固有周期 T_2 に着目すると、T_2 が T_1=0.05 秒から離れると耐震多様性の効果によりシステム損傷確率が低下するが、T_2=2.5 秒になると変位が増加し損傷確率は増加する。バックアップ機器の減衰定数 h_2 に着目すると、全ての T_2 で、h_2 が大きい方が損層確率が小さく、効果的である。目標リスクを 94 波中 1 ケースも損傷しない 1%とすると、h_2=0.10 のとき T_2=0.4～1.0 秒の範囲で目標リスクを達成する。

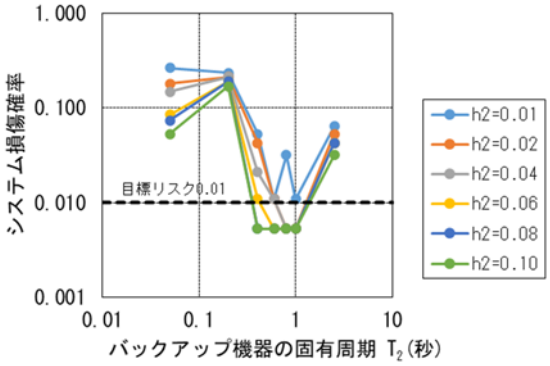


図 1 バックアップ機器の固有周期 T_2 及び減衰定数 h_2 とシステム損傷確率
（地上 26.7m，加速度制限 2G，変位制限 20cm）

参考文献

[1] 原子力学会：原子力安全の基本的考え方について 第 I 編別冊 2 深層防護の実装の考え方，技術レポート，2015

[2] 片山吉史、大鳥靖樹、牟田仁、酒井俊朗：地震 PRA における耐震多様性の評価、その 7：様々な強震観測記録を用いた耐震多様性を考慮した床免震の有効性に関する検討、2024 年春の年会

*Yoshifumi Katayama[1], Yasuki Ohtori[2], Hitoshi Muta [2] and Toshiaki Sakai[3]

[1]Chuden Engineering Consultant., [2]TCU, [3]CRIEPI

地震リスク事故シーケンス評価における相関性考慮の重要性について
その２　地震リスクに対する応答相関の感度

The importance of correlation considerations in seismic risk accident sequence assessment

Part 2 Sensitivity of response correlations to seismic risk

*牟田 仁[1]，大鳥靖樹[1]

[1]東京都市大学

地震リスクの事故シーケンス評価において影響の大きいと考えられる相関性の考慮の考え方と対象範囲について，様々な想定に基づくケーススタディを通して明示することで相関性考慮の重要性を示す．

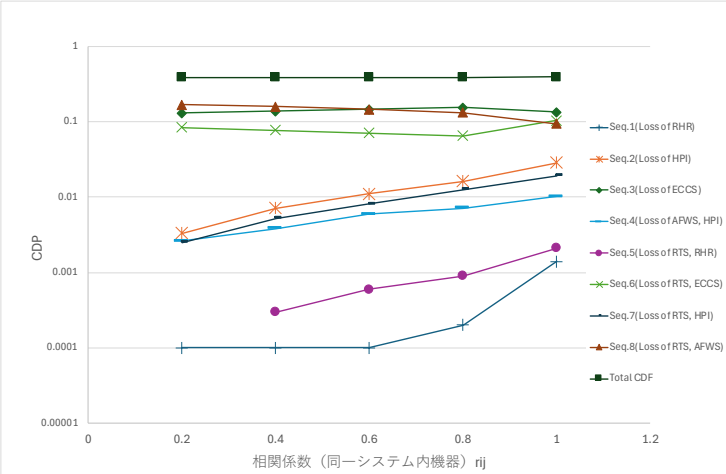
キーワード：地震リスク，事故シーケンス評価，相関性，炉心損傷頻度

1. はじめに

実際の原子力プラントの地震リスクの事故シーケンス評価において，機器損傷の相関性の考慮の考え方と対象範囲の想定は，炉心損傷頻度の結果に対して大きな影響を及ぼすと考えられるが，その感度を定量的に示した例はなく，リスク評価の目的と求められる評価との精度の整合性に関する判断は非常に難しい．本稿では実プラントの PRA モデルを対象としたケーススタディを通して，相関性に関する様々な条件による地震リスクへの感度を明らかにすることで，地震安全へ資することを目的とする．

2. ケーススタディ

実際の原子力プラントは複雑な安全システムを備えており，地震によって発生する機器損傷で様々な状態を取りうる．相関性を考慮する上では，①同種の機器を対象とする，②多重性を有するシステムの構成機器間を対象とする，③配置上，対称性を有するシステムの構成機器間を対象とする，④PRA モデル上の全機器間を対象とする，といった選択肢があり，物理的な意味を勘案しながらモデルを設定する必要があるが，一方で対象範囲の考慮によってどの程度，地震リスクへの影響があるかを把握する必要もある．図は PWR プラント PRA モデル（Vaishanav[1]の PRA モデルを基に冗長化したもの）を対象として，②の考え方を用いて応答の相関係数を変化させた場合の炉心損傷確率の感度を示したものである．一般に相関係数が大きいほど地震リスク(CDP)は増大するものと考えられるが，実際はプラントのシステム構成により必ずしもそのような傾向にあるとは限らないことが示唆される．



図．相関係数の想定による炉心損傷確率(CDP)の感度

3. ケーススタディ

本会では実プラントの詳細な PRA モデルを対象として，地震リスクに対する相関係数，地震動データ等の感度を評価するケーススタディを実施し，相関の扱いに関して得られる知見について報告する予定である．

参考文献

[1]　Pragya Vaishanav et al., Limitations of traditional tools for beyond design basis external hazard PRA, Dec. 2020.

*Hitoshi Muta[1] and Yasuki Ohtori[1]

[1]Tokyo City Univ.

地震 PRA における損傷相関に関する研究
（6）演繹的相関係数推定法の検証

Research on Seismic Correlation for PRA

Part 6: Validation of Deductive Correlation Coefficient Estimation Method

*大鳥 靖樹[1]，牟田 仁[1]，中島 正人[2]

[1]東京都市大学，[2]電中研

抄録　本稿では、著者ら(2017)が提案した演繹的に応答相関を推定する手法の妥当性を検証するために、既往研究結果を提案手法に当てはめて不確実性を同定・相関係数を推定した結果について述べている。

キーワード：損傷相関，地震 PRA，演繹的手法，伝搬経路，Reed-McCann

1. 緒言　原子力発電所の安全性向上を図る上で、地震 PRA を用いて脆弱部を特定し補強を行っていくことは有効である。地震 PRA では損傷の相関（応答の相関と耐力の相関）が CDF（炉心損傷頻度）には大きな影響は与えないと言われているが、事故シーケンスの評価には重要であることが指摘されている[1]。損傷相関の影響に関しては、完全相関、完全無相関を仮定した検討や、相関係数テーブル表[2,3]を基に、評価が行われてきた。しかしながら、相関係数テーブル表を求めた解析条件との違いや、相関係数を求める際の労力の問題があった。著者ら[4]は、Reed-McCann が示した式を基に演繹的な手法により応答の相関係数を推定する手法を提案している。本研究では、既往の相関係数テーブルを演繹的な手法に当てはめて不確実性を同定し、応答の相関を求め、演繹的手法の妥当性を検討したので、その結果について報告する。

2. 演繹的推定法　2-1. 相関係数の推定法の概要　演繹的に相関係数を推定する方法[4]は、地震の震源から評価対象機器に至る伝播経路に関して、共通する不確実さと無相関の不確実さに分類して集計し、Reed and McCann(1985)[5]に記載の式を用いて算定する方法である。

2-2. 検証方法　相関係数推定法の検証は、文献[2,3]で提案されている相関係数テーブルの値を正として、伝搬経路に沿った不確実さを同定し、その結果を用いて相関係数を推定した。不確実さの同定に用いた式を以下に示す。

$$\varepsilon = \sum\sum\left(\overline{r_{i,j}} - \frac{\beta_C^{(i,j)^2}}{\beta^{(i)}\cdot\beta^{(j)}}\right)^2 \qquad (1)$$

ここで、$\overline{r_{i,j}}$は文献に記載されている機器iと機器jの相関係数、$\beta^{(i)}$、$\beta^{(j)}$はそれぞれ機器i,jの不確実さ、$\beta_C^{(i,j)}$は機器i,jの共通する不確実さで、伝播経路、動特性等を勘案して決定する。式(1)のεを最小化するように伝播経路の各段階における不確実さを同定し、その結果より相関係数を推定した。推定結果と文献の値の比較を表に示す。Bohn et al.の床面と機器の振動特性ともに異なるケースで差があるものの、演繹的推定法により、相関係数が推定できる可能性があることが示唆された。

表：同定結果に基づき推定した相関係数

Floor	Period range	Bohn and Lambright (1990)		Ebisawa et al.(2015)	
		Literature	Present method	Literature	Present method
Same	Same	1.00*	1.00	1.0*	1.00
	Different	0.50*	0.50	0.6-0.7 (0.65*)	0.69
Different	Same	0.75*	0.75	0.7-0.8 (0.75*)	0.79
	Different	0.00	0.25	0.5-0.6 (0.55*)	0.51

* The value is used for identifying the uncertainties as empirically determined data.

3. 結論　本稿では、文献の相関係数テーブルを用いて不確実さの同定を行い、得られた結果から相関係数の推定を行った。検討の結果、提案している演繹的手法により相関係数が推定できる可能性が示唆された。

参考文献

[1] Budniz, R. J., NUREG/CR-7237, 2017.

[2] Bohn, M.P., Lambright, J.A., NUREG/CR-4840, 1990.

[3] Ebisawa, K., et al., NED, 266, 82-97. 2015.

[4] 大鳥・他、2017 年 AESJ 秋の年会

[5] Reed et al., ICOSSAR’85

*Yasuki Ohtori[1], Hitoshi Muta[1], Masato Nakajima[2]

[1]TCU, [2]CRIEPI

RI-PB の枠組みにおける地震動の不確実性が地震リスクに及ぼす影響の検討

Effect of ground motion uncertainly on seismic risk in the frame of RI-PB.

*小川 大地[1]，大鳥 靖樹[1]，牟田 仁[1]，酒井 俊郎[2]
[1]東京都市大，[2]電中研

抄録 リスク情報を活用した性能設計において用いられる地震動に関して、位相特性の不確実さがフラジリティ曲線の評価や年損傷確率の算定に影響を及ぼす可能性があるため、その影響について検討を行った結果について報告している。

キーワード：RI-PB，地震フラジリティ曲線，PRA，地震ハザード評価

1. 緒言 福島事故以降、原子力発電所の耐震性能はさらなる安全性の追求が求められており、安全性の向上のために合理的かつロバストな設計法を構築することが重要となっている。Sakai et al.(2022)[1]は、目標とするリスクを達成したうえで、不確実性に対してロバストなリスク情報を活用した耐震性能設計法(以下RI-PB 設計法)を提案している。RI-PB 設計法では、各機器の設計は一様なリスクスペクトルに基づいた地震動を設定し、フラジリティ曲線の作成及び年損傷確率の算出を行うが、設計用地震動の位相特性の不確実さがそれらの結果に与える影響が危惧されている。本研究では、RI-PB 設計法で用いる設計用地震動の位相特性の不確実さがフラジリティ曲線および年損傷確率に与える影響について検討した結果を述べる。

2. 設計用地震動の策定 位相特性の不確実さの影響を検討するために時刻歴波形を 10 波作成した。この際、時刻歴波形は合成波の重ね合わせにより作成し、位相角は異なる一様乱数を用いた。

3. フラジリティ曲線における不確実さの定量的評価 作成した 10 波の設計用地震動に対し、非線形地震応答解析を実施してフラジリティ曲線を作成した。結果の一例を図 1 に示す。図より、終局の塑性率が大きいほどフラジリティ曲線のばらつきが大きくなっていることがわかる。フラジリティ曲線の不確実さ β は 0.1～0.3 程度、変動係数は 10%前後という結果となった。

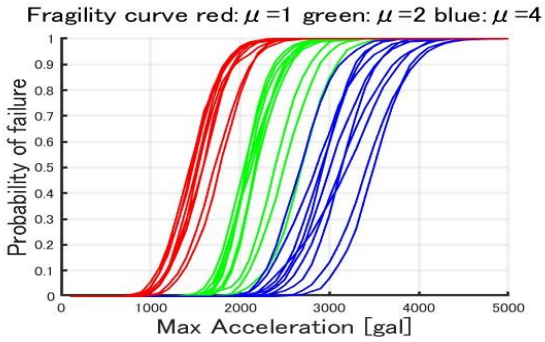


図 1 線形・非線形を考慮したフラジリティ曲線

4．年損傷確率に与える不確実さの影響 3 章で求めたフラジリティ曲線に両対数グラフで線形なハザード曲線を仮定して年損傷確率を求めた。ハザード曲線の勾配は、Kennedy(2011)[2]にしたがう。図 2 に年損傷確率の対数標準偏差と地震ハザード曲線の勾配との関係を示したものを示す。図 2 より、ハザード曲線の勾配が大きいほど対数標準偏差が増加する結果となった。そのため設計用地震動を適用する際にはこの不確実さに注意を払う必要があると考えられる。

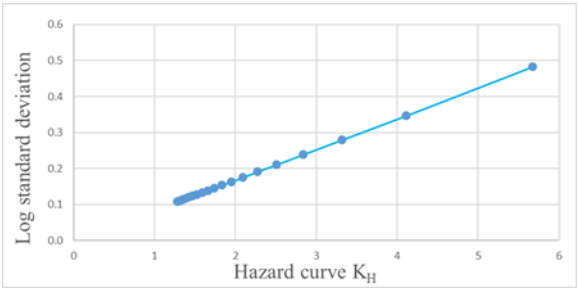


図 2 年損傷確率に与える影響結果

参考文献

[1] Sakai, et al A Framework of RI-PB Seismic Design/Part1, 2022 年 SMiRT-26 DivisionVII

[2] Kennedy. Performance-goal approach for establishing the SSE site specific response spectrum for future nuclear power plant, 2011.

*Daichi Ogawa[1], Yasuki Ohtori[1], Hitoshi Muta[1] and Toshiaki Sakai[2]

[1]TCU., [2]CRIEPI.

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

Thu. Sep 12, 2024 9:45 AM - 10:50 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 12:45 AM - 1:50 AM UTC Room K(Recture RoomsB 2F B200)

[2K01-04] 1F Waste 3

Chair:Yoichi Endo(NFD)

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

[2K01]

Characterization of radioactive samples at Fukushima Daiichi NPS site

(6) ^{129}I analysis of Silver Zeolite in the Multiple Radio-nuclides Removal System

*Yusuke Horiuchi[1], Hiroshi Hinai[1], Yoshikazu Koma[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2K02]

Characterization of radioactive samples at Fukushima Daiichi NPS site

(7)Radionuclide composition of spent adsorbents in the Multiple Radio-nuclides Removal System

*Ayako Nitta[1], Keiichi Ohki[1], Yoshikazu Koma[1] (1. JAEA)

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

[2K03]

Development of α nuclide removal system for treatment of contaminated water at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(2) Influence of water conditions on americium removal by powder adsorbent

*Akira Tsutsumiguchi[1], Kazushige Ishida[1] (1. Hitachi)

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

[2K04]

Reduction and phase separation of Ce-doped zirconolite

*Kohei Hayashizaki[1], Shun Hirooka[1], Kosuke Saito[1] (1. JAEA)

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

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

福島第一原子力発電所において採取された放射性試料の分析
（6）多核種除去設備 銀ゼオライト吸着材の ^{129}I 分析

Characterization of radioactive samples at Fukushima Daiichi NPS site

(6) ^{129}I analysis of Silver Zeolite in the Multiple Radio-nuclides Removal System

*堀内　勇輔[1]，比内　浩[1]，駒　義和[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

多核種除去設備 (ALPS) の稼働に伴い発生する汚染水処理二次廃棄物の適切な処理・処分法を検討するためには、核種組成等の性状把握が必要である。ALPS で使用されている銀ゼオライト吸着材は長半減期核種である ^{129}I の除去に用いられており、この ^{129}I の分析方法を確立した。

キーワード：東京電力福島第一原子力発電所、多核種除去設備(ALPS)、銀ゼオライト吸着材、^{129}I

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所では、汚染水処理による多種多量の二次廃棄物が発生・保管されている。これらの適切な処理・処分を検討するためには、放射化学分析による核種組成等の性状把握が重要である。ALPS では銀ゼオライト吸着材を長半減期核種である ^{129}I ($T_{1/2}$：1.57×10^{6}y)[1]の除去に用いているが、その分析方法が確立していなかった。I の化学形態を考慮した分離・回収方法を検討し、分析を行った。

2. 分析方法・結果

ALPS で採取された使用済み銀ゼオライト吸着材を約 1 g 分取し、アルカリ融解を施した。融解生成物を酸溶解・ろ過し、溶解液と残渣を得た。それぞれを Ge 半導体検出器で測定したところ、何れにも ^{129}I が確認された。^{129}I の固体標準線源を作製し定量を試みた。^{129}I の γ 線 [39.6 keV] 及び β^-壊変で生成する ^{129}Xe の特性 X 線 [29.7, 33.8 keV]による定量の結果は、残渣の主成分である AgCl の自己遮へいによる影響を受けていた。そこで、溶解液と残渣に対して、それぞれ I の化学分離法を検討した。

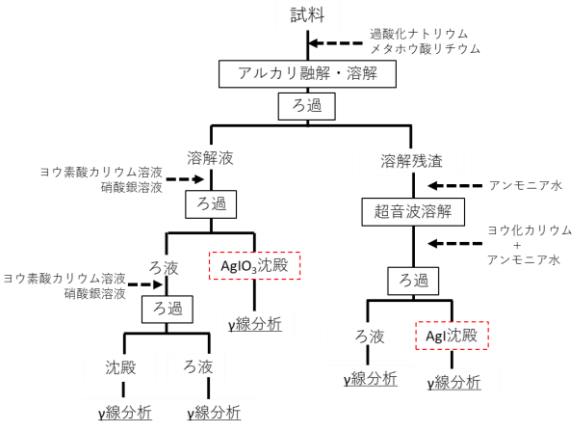


図 1 銀ゼオライト吸着材の ^{129}I 分析フロー

I^-と IO_3^-のイオン形態の安定同位体ヨウ素を用いて検討した結果、^{129}I は溶解液には IO_3^-として、残渣には AgI として存在することが判明した。この化学形態を基に溶解液と残渣のそれぞれについて分析前処理フローを検討した。溶解液は、KIO_3 溶液と $AgNO_3$ 溶液を添加して $AgIO_3$ を沈殿回収した。ろ液に対して、再度沈殿処理を施して得られた沈殿には ^{129}I はほとんど確認されず、ろ液の ^{129}I は検出下限値未満であることを確認した。残渣については、AgCl と微量の AgI を濃アンモニア水で超音波溶解した後、KI 溶液を添加し、^{129}I を AgI として沈殿回収した。ろ液からは ^{129}I は検出されず、^{129}I を AgI として回収できた。構築した前処理フローを図 1 に示す。これら溶解液と残渣の処理より得られた沈殿の測定結果を合算することで銀ゼオライト吸着材の ^{129}I 濃度とした。決定したフローに基づいて ALPS 及び増設 ALPS より採取された試料の分析を実施し、^{129}I の分析値を得ることができ、^{129}I の分析方法を確立した。

※本報告は，経済産業省による令和 4 年度開始廃炉・汚染水・処理水対策事業「固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発」に係る成果を含みます。

参考文献

[1] 中野 政尚, “東海再処理施設と環境中のヨウ素-129”, Jpn. J. Health Phys., 56 (1), 17 ～ 25 (2021).

*Yusuke Horiuchi[1], Hiroshi Hinai[1] and Yoshikazu Koma[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

福島第一原子力発電所において採取された放射性試料の分析
（7）多核種除去設備の使用済み吸着材の核種組成

Characterization of radioactive samples at Fukushima Daiichi NPS site

(7) Radionuclide composition of spent adsorbents in the Multiple Radio-nuclides Removal System

*二田 郁子[1]，大木 恵一[1]，駒 義和[1]

[1]JAEA

多核種除去設備で使用された吸着材の処理・処分方法の検討に資するため，使用済み吸着材の分析を行った。放射能濃度や核種組成は試料毎に異なり，核種間に相関性が見られないことがわかった。吸着材の使用順序や処理する汚染水の放射性核種の組成の違い等に影響されると考えられ，これを前提とした廃棄物濃度の決定が必要である。

キーワード：福島第一原子力発電所，多核種除去設備，使用済み吸着材，放射能分析

1. 緒言

多核種除去設備（ALPS）は沈殿処理を行う前処理設備と複数の吸着塔で構成され，汚染水中の放射性核種を除去している。設備の稼働に伴い，前処理設備からはスラリーが，吸着塔からは使用済み吸着材が二次廃棄物として発生する。吸着塔で使用される吸着材は，汚染水中の 62 核種の除去[1]を目的としていることから，様々な材質の吸着材が使用されている。吸着材の処理・処分方法の検討において，各吸着材の放射能濃度及びそのばらつきが必要である。

2. 分析方法

保管容器（高性能容器; HIC）より採取された 27 点の吸着材（表 1）の放射能を分析した。試料は使用履歴（使用されていた設備の系統，時期）の異なるものである。分析にあたっては，各吸着材の材質に適した前処理方法にて溶液化し，化学分離後，放射能測定を実施した。

表 1　分析した吸着材の種類

吸着材	吸着対象[1][2]	試料数
フェロシアン化合物	Cs	1
チタン酸塩1	Sr（M^{2+}）	2
チタン酸塩2	Cs, Sr	3
酸化チタン	Sb	2
銀ゼオライト	I	3
酸化セリウム	I, Sb	6
キレート樹脂	Co（M^{2+}, M^{3+}）	1
樹脂系	Ru, 陰イオン性コロイド	5
活性炭	コロイド	4

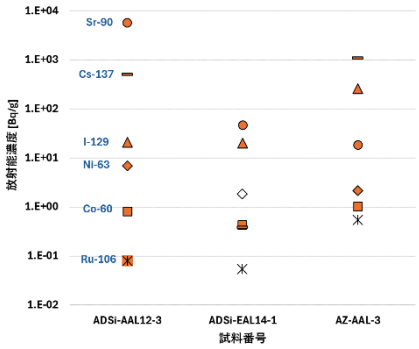


図 1　銀ゼオライト吸着材の分析結果

*白抜きは不検出であることを示す。値は 2024 年 9 月 1 日時点に補正している。

3. 結果

吸着工程の比較的前段に設置されるチタン酸塩やフェロシアン化合物の吸着材は，吸着対象である Sr-90 や Cs-137 が主要な汚染であった。一方，後段に設置されている銀ゼオライト吸着材においては，吸着対象である I-129 以外に Sr-90，Cs-137 や，Co-60 等の放射性核種が蓄積され，濃度は試料毎に異なった（図 1）。放射能濃度の推定や決定における key 核種の存在を調べるため，核種間の相関性を調べた。図 2 に，Cs，Sr を吸着対象とする吸着材について Cs-137 の濃度に対する Sr-90 の濃度をプロットした。濃度は吸着材の種類や試料によりばらついており，また，同種の吸着材においても Cs-137 との相関性を見いだせなかった。吸着材の使用順序や，処理する汚染水の放射性核種組成が時期により違うこと等の影響の結果と考えられる。以上から，使用済み吸着材の放射能を濃度比によって評価することは難しく，この前提に基づいて廃棄物の濃度を決定する必要がある。

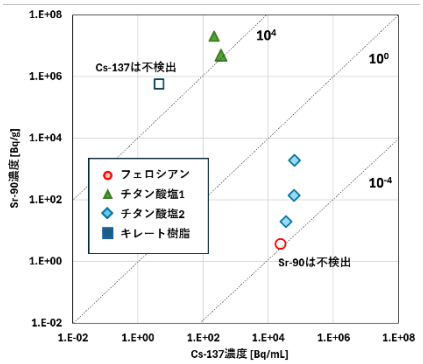


図 2　Cs-137 に対する Sr-90 の濃度相関

*値は 2024 年 9 月 1 日時点に補正している。図中の点線は，同一の Sr-90/Cs-137 比を示す。

参考文献

[1] 東京電力 HD,「多核種除去設備等処理水の性状について」，多核種除去設備等処理水の取扱いに関する小委員会（第 10 回），資料 3，2018 年 10 月 1 日(2018 年 12 月 3 日改訂).

[2] 飯田ら,「汚染水処理二次廃棄物保管容器の健全性に関する調査」，原子力バックエンド研究，Vol.24，No.1，P. 53–64 (2017).

※本報告は，経済産業省による「廃炉・汚染水対策事業（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」及び「廃炉・汚染水・処理水対策事業（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発」」に係る成果を含みます。

*Ayako Nitta[1], Keiichi Ohki[1] and Yoshikazu Koma[1]

[1]JAEA

福島第一汚染水処理向けα核種除去システムの開発
（２）粉末吸着材によるアメリシウム除去に及ぼす水質の影響検討

Development of α nuclide removal system for treatment of contaminated water at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
(2) Influence of water conditions on americium removal by powder adsorbent

*堤口 覚[1]，石田 一成[1]
[1]日立

福島第一原子力発電所の燃料デブリ取り出し時の水処理向けα核種除去方式として、バッファタンクへの粉末吸着材添加を用いたバッチ吸着方式を検討している。本研究では、α 核種の主要成分であるアメリシウム（Am）を用いた各種水質における粉末吸着材の吸着試験を実施し、Am 吸着量に及ぼす水質の影響を実験的に検討した。

キーワード：福島第一原子力発電所、水処理設備、吸着材、α核種

1. 緒言

福島第一原子力発電所の汚染水中にはα核種が存在しており、α核種は液中にイオン状で存在するか鉄（Fe）微粒子に付着して存在している可能性がある。燃料デブリ取り出し時においてもα核種はイオン状もしくはFe微粒子に付着して存在し、両者の除去が必要となる可能性が高いと考える。日立では、両者を一括除去可能な粉末吸着材を用いたバッチ吸着方式の適用性を検討してきた[1, 2]。粉末吸着材の吸着性能は、液中のα核種の化学形態に影響を受けるため、Am の化学形態および吸着量に及ぼす水質の影響を検討した結果について報告する。

2. 実験方法

電位印加により試験液中の帯電物（陽イオン、陰イオン）を陽極および陰極に分離することができる電気泳動法により、液中 Am の陽イオン、陰イオンの存在比を評価した。試験液として、Am 濃度を 1.0×10^2 Bq/L、pH 6, 10 に調整した 1000 倍希釈模擬海水を用いた。

粉末吸着材の Am 吸着試験として、電気泳動法と同条件の試験液および粉末吸着材として添着活性炭（粒径 70 μm）を液固比 10000：1 となるようポリプロピレン容器に入れ、25℃の恒温槽内にて回転浸漬した。1 day 回転浸漬後に 1650 G で 5 min 遠心分離を行い、添着活性炭を沈降させて上澄み液を採取した。採取した液中の Am 濃度をゲルマニウム半導体検出器により測定した。

3. 結果と考察

電気泳動法の結果、pH 10 では pH 6 より陰イオンの Am 割合が約 2 倍増加したことを確認した。これは、アルカリ性にすることで炭酸の溶解量が増加し、Am が炭酸錯体を形成したためと考える。

Am が上記の化学形態となる初期 pH 6, 10 条件における添着活性炭の Am 分配係数（K_d）を図 1 に示す。所定量の添着活性炭の添加により添加後の pH を、初期 pH 6 の条件では pH 5、初期 pH 10 の条件では pH 7 と中性付近にでき、両者共に 10^5 オーダーの K_d となることを確認した。

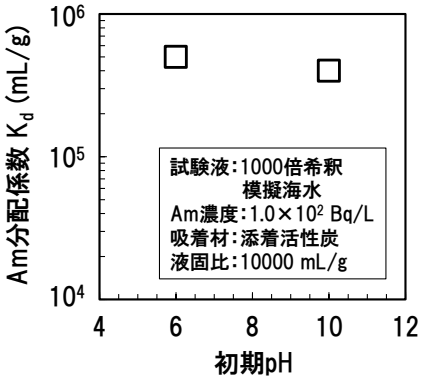


図 1 添着活性炭の Am 分配係数

参考文献

[1] 堤口，他，日本原子力学会「2023 年秋の大会」，1E04（2023/9）.
[2] 堤口，他，Waste Management 2024，24034（2024/3）.

*Akira Tsutsumiguchi[1] and Kazushige Ishida[1]
[1]Hitachi, Ltd.

Ce 含有ジルコノライトの還元と相分離

Reduction and phase separation of Ce-doped zirconolite

*林崎　康平[1]，廣岡　瞬[1]，齋藤　浩介[1]

[1]JAEA

Pu の模擬物質として Ce を固溶させたジルコノライトに対して、還元熱処理による相分離を調査した。還元熱処理後はペロブスカイト相が部分的に生成し、ジルコノライト中の Zr サイトに固溶していた Ce はペロブスカイトに移動していた。

キーワード：ジルコノライト、ペロブスカイト、相分離

1.緒言

ジルコノライト（$CaZrTi_2O_7$）は高レベル放射性廃棄物の固定の候補材として知られており、Pu の固化体の候補としても研究されている。ジルコノライトを原料粉末から還元雰囲気で合成すると、副生成物としてペロブスカイト($CaTiO_3$)が多く生じることは知られているが、合成後のジルコノライトの還元雰囲気における熱的安定性についてはあまり知られていない。本研究では、Pu の模擬物質として Ce を固溶させたジルコノライトを合成し、その後の還元熱処理による相分離について調査した。

2.試験方法

CaO、ZrO_2、TiO_2、CeO_2 粉末を混合、成型し、空気雰囲気で 1400℃、4 時間焼結を行い、ジルコノライトを合成した。焼結体に対して Ar-4.5%H_2 雰囲気下、1400℃で 10 時間還元熱処理を実施し、XRD 及び EDX により還元熱処理前後の相の変化を調査した。

3.結果と考察

図 1 に還元熱処理前後の試料の XRD パターンを示す。還元熱処理前の試料ではジルコノライト及び少量のペロブスカイトの生成が確認されたが、還元熱処理後はペロブスカイトの割合が増加したことが確認された。図 2 に示す EDX の結果より、還元熱処理前では赤枠で示したように Ce と Zr が重なっているため、Ce はジルコノライト中の Zr サイトに固溶していたことが認められる。一方還元熱処理後は、ジルコノライトの Zr サイトに固溶していた Ce が、Zr が存在しない部分、すなわちペロブスカイトと考えられる相に移動していることが確認された。還元熱処理によりジルコノライト中の酸素欠陥濃度が高くなった結果、ジルコノライトとして結晶構造を保てなくなり、比較的小さな結晶粒として Ce^{3+}を含むペロブスカイトへと相分離したと考えられる。

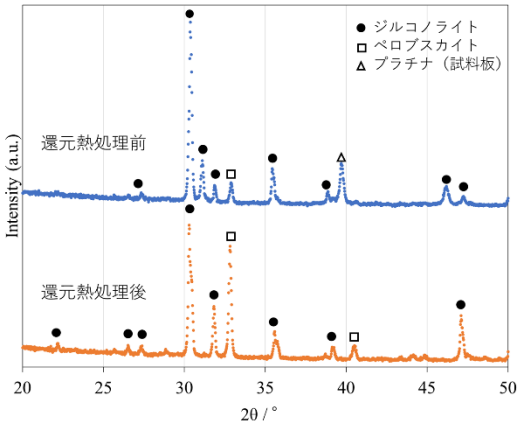


図 1　XRD パターン

（上：還元熱処理前、下：還元熱処理後）

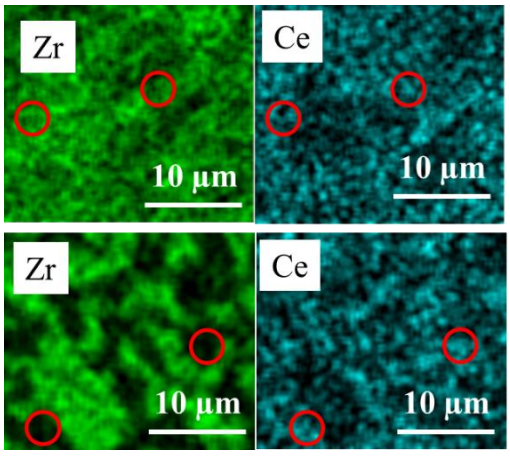


図 2　EDX マッピング

（上：還元熱処理前、下：還元熱処理後）

*Kohei Hayashizaki[1], Shun Hirooka[1], and Kosuke Saito[1]

[1]JAEA

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

Thu. Sep 12, 2024 9:45 AM - 10:50 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 12:45 AM - 1:50 AM UTC Room M(Recture RoomsB 2F B202)

[2M01-04] Sorption 1

Chair:Hisao Satoh(JNFL)

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

[2M01]

Efficient Cesium Capture Using Potassium-Metakaolin Geopolymer Matrices

*Mai Dung Do Thi Do Thi[1], Sajedah Yousef Abdul-Qader Moushtaha[1], Tadachika Nakayama[1], Tatsuya Suzuki[1], Hisayuki Suematsu[1] (1. Nagaoka University of Technology)

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

[2M02]

Evaluation of the interaction between flaky biotite and Eu in a saline environment

*Kai Hatano[1], Taiji Chida[1], Tsugumi Seki[1], Yuichi Niibori[1] (1. Tohoku Univ.)

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

[2M03]

Sorption behavior of iodine to Mg–containing C–S–H under the condition saturated with saline groundwater

*Yuta Tanabe[1], Tsugumi Seki[1], Taiji Chida[1], Yuichi Niibori[1] (1. Tohoku Univ.)

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

[2M04]

Sorption and desorption of Cs onto river sediment in wet and wet-dry environments

*Saki Ohira[1], Takuma Sawaguchi[1], Taro Shimada[1], Seiji Takeda[1] (1. JAEA)

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

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

Efficient Cesium Capture Using Potassium-Metakaolin Geopolymer Matrices

*Thi Mai Dung Do[1], Sajedah Yousef Abdul Qader Moushtaha[1], Tatsuya Suzuki[1], Tadachika Nakayama[1] and Hisayuki Suematsu[1]

[1]Nagaoka University of Technology.

Abstract. The cesium (Cs) capture ability of potassium-metakaolin geopolymer will be studied. Cesium chloride was added to the potassium-based geopolymer with metakaolin and silica fume as the aluminosilicate sources. In the XRD result, potassium chloride was identified, suggesting that the Cs^+ replaced K^+ ion by the ion exchange process. The result of the leaching tests has also shown that cesium is being effectively captured by replacing potassium in the geopolymer matrix.

Keywords: potassium, metakaolin, cesium, capture, geopolymer, severe accident.

1. Introduction

Cesium (Cs), particularly the radioactive isotope Cs-137, is highly soluble in water and poses significant environmental and health risks. The immobilization of cesium in geopolymers is a crucial topic in radioactive waste management [(1)]. Immobilizing cesium in geopolymers can effectively prevent its leaching into the environment. This process involves multiple mechanisms: chemical binding [(2)], physical encapsulation [(1)] and ion exchange [(2)]. The efficiency of cesium immobilization depends on factors like the alkali content, silicon (Si)/aluminum (Al) ratio, curing conditions, and the presence of additives. In this study, a potassium (K)-metakaolin geopolymer with an Al:Si:K:H_2O ratio of 1:2.1:0.8:8 will be utilized to investigate the cesium capture capability both in the short term and long term. The mechanisms of cesium capture will be examined in detail.

2. Experiment

To investigate cesium immobilization, CsCl powder was added to a potassium-metakaolin geopolymer mix before curing. The raw materials for the geopolymer included metakaolin, EFACO silica, KOH, potassium silicate, and distilled water. A control sample without CsCl, consisting only of the original raw materials, was also prepared for comparison.

3. Results and discussion

The X-ray diffraction (XRD) patterns of the synthesized geopolymers are depicted in Fig. 1. These patterns revealed a predominant amorphous phase across all geopolymer samples, indicating successful formation of the Al-Si-O network. A significant finding was the presence of potassium chloride (KCl) in the samples, confirming the replacement of K+ ions by Cs+ ions. The concentration of cesium (Cs) and aluminum (Al) leached from the geopolymer into solution was quantified using ICP-MS analysis. Approximately 4.6% of the initial Cs amount was leached, demonstrating the effective cesium-capturing capability of the potassium-metakaolin geopolymer.

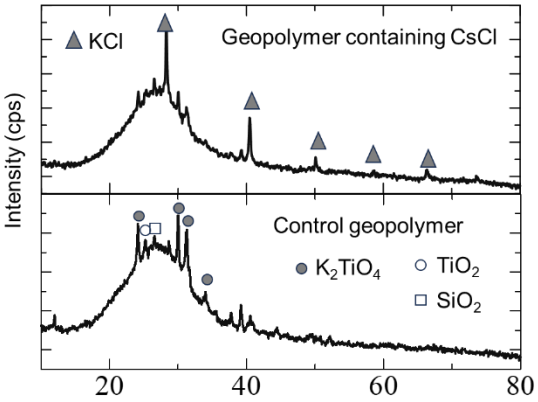


Fig. 1 XRD Patterns of geopolymers.

4. Conclusions

Metakaoline-based geopolymer which had the molar ratio of Al:Si:K:H_2O was 1:2.1:0.8:8 fully met the requirements for capturing the nuclear waste containing Cs ion.

References

[1] Provis, J. L., & Bernal, S. A. (2014). Geopolymers and related alkali-activated materials. Annual Review of Materials Research, 44, 299-327.

[2] Komnitsas, K., & Zaharaki, D. (2007). Geopolymerisation: A review and prospects for the minerals industry. Minerals Engineering, 20(14), 1261-1277.

塩水環境を考慮した薄片状黒雲母と Eu の相互作用の評価

Evaluation of the interaction between flaky biotite and Eu in a saline environment

*波多野　快[1]，千田　太詩[1]，関　亜美[1]，新堀 雄一[1]
[1]東北大学

塩水環境を考慮した薄片状黒雲母と Eu の収着挙動を評価した結果、共存イオンが存在しない場合と比較して、Eu の収着が Na や Ca のような共存イオンによって若干促進されることが示唆された。また、薄片状黒雲母内の Eu の見かけの拡散係数は深成岩中の拡散係数と同等か小さく見積もられた。

キーワード： 黒雲母、ユウロピウム、地層処分、収着、共存イオン、拡散、イオン交換

1. 緒言　地層処分の安全評価において、核種と岩盤の相互作用の評価が重要な要素の一つとなる。本研究では、岩盤において核種を顕著に収着する黒雲母の存在状態に着目して、黒雲母を粉砕することなく薄片状の試料を用い、Eu の収着挙動を塩水環境として Na および Ca 共存下において調べた。

2. 実験　pH を 3, 5 に調整した 0.5 mM $Eu(NO_3)_3$ 溶液 15 mL と 5 mm 四方の薄片状黒雲母 3.0 g を混合し、一日一回撹拌しつつ一週間に亘り 25℃の恒温槽内で相互作用させた。また、共存する Na および Ca 濃度は NaCl、$CaCl_2$ を用いて 0 および 6 mM と設定した。サンプリングを 7 回行い、ICP-OES によって得た液相中の Eu 濃度の経時変化から Eu 収着量および黒雲母の層間への見かけの拡散係数を評価した。実験では液固比を一定に保つため、サンプリングの際に採取した溶液と同じ濃度・体積の溶液を調整し、容器に戻した。また、実験後の薄片状黒雲母に対し、TOF-SIMS により薄片内の Eu 分布を取得した。

3. 結果と考察　図 1 は pH 3 における薄片状黒雲母への Eu の収着挙動を、溶液中の Eu 濃度変化から見たものである。縦軸は Eu の初期濃度で規格化した。図 1 に示すように、共存イオンを加えない場合と比較して、Na および Ca 共存条件において Eu 収着量がやや増加する傾向がある。既往研究に[1]において Na イオンによる黒雲母端部近傍の膨潤が報告されており、図 1 のような共存イオンによる Eu 収着量の増加も同様の効果に起因する可能性がある。また、図 1 右上に例を示すように黒雲母内部への 2 次元的な拡散と液相の濃度変化を関連付けたモデル[2]を実験結果に適用した。得られた薄片内の Eu の見かけの拡散係数は概ね 10^{-13} m^2/s であった。これらの値は地層処分の性能評価に想定されている深成岩中の拡散係数[3]と同等か小さく、黒雲母を含有する深成岩中の核種収着が薄片内への拡散に律速される（収着分配の局所平衡が成立しない）可能性が示唆された。

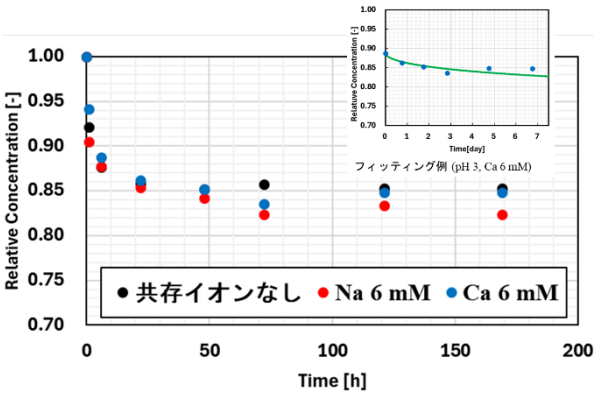


図 1 薄片状黒雲母への Eu の収着挙動（pH 3）

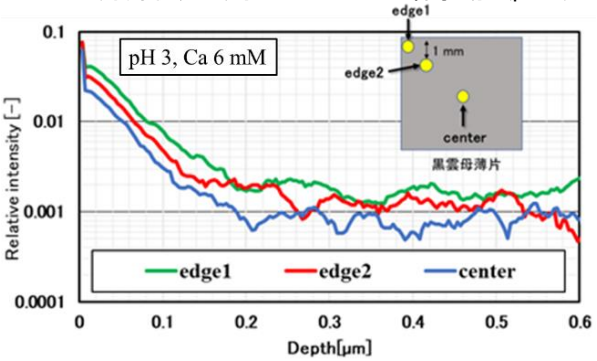


図 2　収着実験後の薄片状黒雲母内の Eu 分布

図 2 は収着実験後の薄片状黒雲母内の Eu 分布(pH 3、Ca 6 mM)である。縦軸は、黒雲母内に一様に分布する Si の強度で規格化した Eu 強度である。薄片内の Eu 分布は薄片端部に近づくほど大きくなっており、端部から内部へと Eu が拡散浸入していることが確認された。

引用文献：[1] Kim, et al., *CATENA*, **135**, 107-113 (2015). [2] Chida, et al., *MRS Advances*, **9**, 462-466 (2024). [3] 原子力発電環境整備機構, NUMO-TR-03 (2022).
謝辞：本研究の一部は JSPS 科研費 JP21H04664、JP22K14627 および JP24K01395 の成果である。記して謝意を表す。

*Kai Hatano[1], Taiji Chida[1], Tsugumi Seki[1] and Yuichi Niibori[1]
[1]Tohoku Univ.

塩水系地下水環境における Mg 含有 C-S-H へのヨウ素の収着挙動

Sorption behavior of iodine to Mg-containing C-S-H
under the condition saturated with saline groundwater

*田邊　悠太[1], 関　亜美[1], 千田　太詩[1], 新堀 雄一[1]
[1]東北大学

塩水条件における Mg 含有カルシウムシリケート水和物(C-S-H)へのヨウ素の収着挙動について検討した。Mg 含有によって C-S-H へのヨウ素の取り込みは若干低下するものの、I^-では 20%、IO_3^-では 60%以上の収着率が得られ、塩水条件においても Mg 含有 C-S-H へヨウ素が有意に取り込まれる可能性が示唆された。

キーワード：地層処分、カルシウムシリケート水和物、ヨウ化物イオン、ヨウ素酸イオン、マグネシウム

1. 緒言　処分場建設に使用される大量のセメント系材料と地下水が長期接触することにより、高アルカリ条件において溶出する岩盤成分とセメント系由来の Ca が反応して二次的に C-S-H が生成する。この水和物には、地下水流路の狭隘化や核種収着能によって核種移行を抑制する効果が期待される。また、TRU 廃棄物に含まれる I-129 は被ばく線量を支配する核種の一つであり[1]、処分環境では主に I^-で存在するものの、局所的な酸化条件においては IO_3^-となる可能性もある。本研究では、地下に遍在する Mg を含有する C-S-H に着目し、I^-および IO_3^-の収着挙動について地下の塩水環境を考慮した評価を行った。

2. 実験　Mg 含有 C-S-H の組成は Ca/Si モル比 0.8、1.6、および、Mg/Si モル比 0、0.1、0.2、0.3 とした。収着実験では、液固比 20 (30 mL/1.5 g)となるようにフュームドシリカ(SiO_2)、CaO、$Mg(NO_3)_2$ および 0.5 mM の NaI 溶液または $NaIO_3$ 溶液を混合し、恒温振とう機を用いて 25℃で 1、2、4 週間振とう養生した。また、NaCl 濃度は 0 および 0.6 M に設定した。養生後、固相はラマン分光法および XRD 分析、液相は濾過後にイオンクロマトにより溶存ヨウ素濃度を定量し、C-S-H への収着率を算出した。

3. 結果と考察　図 1 は、Ca/Si モル比 0.8 および Mg/Si モル比 0、0.3 の Mg 含有 C-S-H のラマンスペクトルである。図中の Q^n は隣接する Si-O 四面体間の Si-O-Si 結合数を表しており、Mg/Si モル比 0.3 において Q^3 が増大した。この際、Mg 含有 C-S-H 生成時に取り込まれる水分量が Mg/Si モル比の増大とともに減少しており、Mg による Si-O 四面体の Silicate chain 同士の架橋に伴う層間距離の減少が生じている可能性がある。なお、NaCl の影響は図 1 ではほぼ認められなかった。

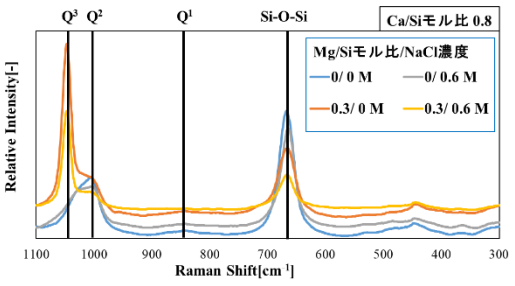


図 1 Mg 含有 C-S-H のラマンスペクトル

図 2 には、Ca/Si モル比 0.8 の Mg 含有 C-S-H への養生期間 4 週間におけるヨウ素の収着率を示す。収着率はいずれの条件においても I^-では 20%以上、IO_3^-では 60%以上に達し、Mg 含有 C-S-H がヨウ素の移行を遅延させることを示唆する。また、養生期間および NaCl による差異はほぼ認められなかったものの、Mg 増加に伴い収着率がいずれも若干低下しており、前述した Mg 含有 C-S-H 生成時に取り込む水分量が減少したことに起因すると考えられる。

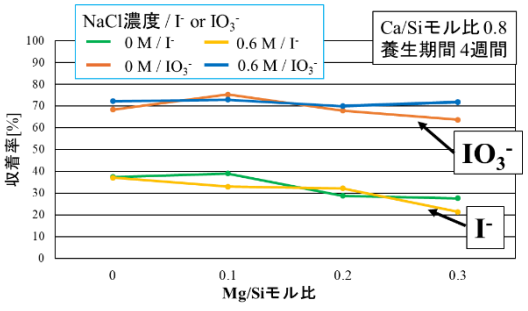


図 2 Mg 含有 C-S-H への I^-、IO_3^-の収着率

参考文献　[1] 原子力発電環境整備機構：包括的技術報告書 (2021).

謝辞:本研究の一部は JSPS 科研費 JP21H04664 および JP22K14627 の成果である。記して謝意を表す。

*Yuta Tanabe[1], Tsugumi Seki[1], Taiji Chida[1] and Yuichi Niibori[1]
[1]Tohoku Univ.

湿潤および湿潤・乾燥環境における河川堆積土に対するCsの収着・脱離

Sorption and desorption of Cs onto river sediment in wet and wet-dry environments

*大平 早希[1]，澤口 拓磨[1]，島田 太郎[1]，武田 聖司[1]
[1]国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構 安全研究センター

河川堆積土を用いて、環境条件を変化させた収着・脱離試験を実施した。その結果、放射性Csの脱離に関して、収着時の環境条件（湿潤・乾燥環境、固液比、共存イオン濃度等）に依存することが示された。
キーワード：生活圏，核種移行評価，陸水域，懸濁粒子，セシウム，収着，脱離，エイジング

1. 緒言

放射性廃棄物処分の生活圏の核種移行評価において、環境中の核種移行現象に関する知見に基づき、現象の考慮が評価に与える影響度を把握し、適切な反映を検討することは重要である。また、処分サイト特有の環境条件での核種の収脱着評価を行う上で、そのばらつきの要因を特定し、定量的にその影響度を把握することは肝要である。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（Cs）は陸水中で溶存態の他、懸濁粒子（鉱物等）に収着した懸濁態としても移行し、また放射性Csは河口等の高塩分領域で懸濁粒子からの脱離が確認されている。処分の評価においても、懸濁態としての移行の考慮の影響度を把握し、適切な評価への反映が必要となる。本研究では、核種移行評価における収脱着の評価への反映を念頭に、懸濁粒子へのCsの収着・脱離試験を実施し、環境条件が収脱着に与える影響について検討した。

2. 収着・脱離試験

福島県南相馬市の汽水湖である松川浦流入河川の宇多川の堆積土を用いて、放射性 Cs 収着試験を実施し、収着試験後の試料からの塩による脱離試験を実施した。収着試験は、埋設処分の評価で想定される継続的な湿潤環境と、1F事故などフォールアウト起源で想定される[1)]湿潤・乾燥を繰り返す環境の2つの条件で実施した。湿潤環境においては収着期間、固液比、初期Cs濃度、初期塩濃度を変化させた。湿潤・乾燥環境においては、湿潤環境と同じCs添加量になるよう調整した溶液を添加した後、湿潤・乾燥作業の繰り返し回数（2, 8, 16回）を変化させた。収着試験後の試料を、再吸着を防ぐためにプルシアンブルー（PB）を入れた透析チューブとともに塩濃度 1~34‰の溶液に浸漬させた脱離試験を実施し、PB に収着した放射性Cs量を測定することで脱離率を導出した。

3. 結果・考察

図1に各条件で収着試験を実施した試料からの脱離試験の結果を示す。どの試料においても、脱離反応時間14日以降、脱離反応速度が遅いことが示され、堆積土にCsを脱離しやすい収着サイトと脱離しにくいサイトがあることが示唆された。湿潤環境において、収着反応時間14日と79日を比べると脱離率が約10%減少し、収着反応時間経過により粘土鉱物の層間へと固定されて脱離しにくいエイジングが確認された。一方、湿潤環境で79日間収着させた試料と、湿潤・乾燥の繰り返し16回（収着反応時間60日間）の条件で収着させた試料からの脱離率を比べると、湿潤・乾燥の繰り返しにより脱離率は約 20 % 減少した。このことから、収着反応時間の経過よりも湿潤・乾燥の繰り返しの方がエイジング促進の効果が大きいことが示された。埋設処分における表層の核種移行評価では、地下水から陸水域に核種が直接放出され、継続的な湿潤環境での移行シナリオが想定される。そのため、放射性Csの懸濁粒子からの脱離に関して、収着時の条件（継続的な湿潤条件、固液比、塩濃度等）が明確なデータに基づく評価が適当と考えられる。

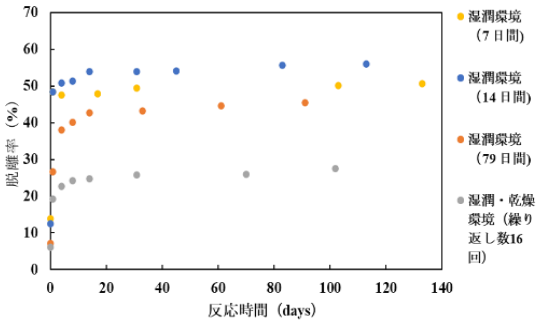


図1　湿潤環境の収着反応時間および湿潤・乾燥環境の繰り返しによる脱離率の経時変化

参考文献

[1] 長尾ら,福島第一原子力発電所事故後の河川水系における放射性セシウムの移行特性, 地球化学, 49, 217–226 (2015).

*Saki Ohira[1], Takuma Sawaguchi[1], Taro Shimada[1] and Seiji Takeda[1]
[1]Nuclear Safety Research Center, Japan Atomic Energy Agency.
本発表は原子力規制庁委託事業「令和5年度廃棄物埋設における環境条件の評価に関する研究」として実施したものである。

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

Thu. Sep 12, 2024 9:45 AM - 11:10 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 12:45 AM - 2:10 AM UTC Room O(Recture RoomsB 2F B204)

[2O01-05] Reactor Pressure Vessel Steels 1

Chair:Katsuhiko Fujii(INSS)

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

[2O01]

Neutron irradiation tests of structural materials for nuclear reactors using JRR-3 and WASTEF
(1) An overview of the neutron irradiation test for reactor pressure vessel steels

*Kuniki Hata[1], Yuji Okada[1], Yoosung Ha[1], Hiroki Ushijima[1], Kento Mitsui[1], Takumi Fuyushima[1], Yasuhiro Ishijima[1], Daisuke Nio[1], Masaya Watanabe[1], Jinya Katsuyama[1] (1. JAEA)

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

[2O02]

Neutron irradiation tests of structural materials for nuclear reactors using JRR-3 and WASTEF
(2) Enhanced performance of the JRR-3 vertical irradiation facility

*Kento Mitsui[1], Hiroki Ushijima[1], Reira Ogasawara[1], Yuji Okada[1], Makoto Suzuki[1], Kazuya Kimura[1], Satoshi Ohuchi[1], Daisuke Nio[1], Yasuhiro Ishijima[1], Yasuichi Endo[1] (1. JAEA)

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

[2O03]

Neutron irradiation tests of structural materials for nuclear reactors using JRR-3 and WASTEF
(3)Temperature control technology of the JRR-3 vertical irradiation facility

*Hiroki Ushijima[1], Kento Mitsui[1], Takumi Fuyushima[1], Yuji Okada[1], Yasuichi Endo[1], Yoshinori Matsui[1], Yoosung Ha[1], Kuniki Hata[1], Takemi Nakamura[1] (1. JAEA)

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

[2O04]

Neutron irradiation tests of structural materials for nuclear reactors using JRR-3 and WASTEF
(4) Design and fabrication of vertical irradiation capsule

*Takumi Fuyushima[1], Hiroki Ushijima[1], Kento Mitsui[1], Yasuichi Endo[1], Yoshinori Matsui[1], Yuji Okada[1], Yoosung Ha[1], Kuniki Hata[1], Yasuhiro Ishijima[1], Daisuke Nio[1] (1. JAEA)

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

[2O05]

Neutron irradiation tests of structural materials for nuclear reactors using JRR-3 and WASTEF
(5) Post-irradiation examination of irradiated reactor pressure vessel steels

*Yoosung Ha[1], Kuniki Hata[1], Yuji Okada[1], Hiroki Ushijima[1], Kento Mitsui[1], Takumi Fuyushima[1], Yasuhiro Ishijima[1], Daisuke Nio[1], Masaya Watanabe[1], Susumu Tagami[1] (1. JAEA)

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

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

JRR-3 及び WASTEF を活用した原子炉構造材料の照射試験
（1）原子炉圧力容器鋼の中性子照射試験の全体概要説明

Neutron irradiation tests of structural materials for nuclear reactors using JRR-3 and WASTEF

(1) An overview of the neutron irradiation test for reactor pressure vessel steels

*端　邦樹[1]，岡田　祐次[1]，河　侑成[1]，牛島　寛章[1]，光井　研人[1]，冬島　拓実[1]，
石島　暖大[1]，仁尾　大資[1]，渡邊　勝哉[1]，勝山　仁哉[1]
[1]JAEA

軽水炉の長期利用における原子炉構造材料の健全性評価研究のための基盤整備を目的として、日本原子力研究開発機構において JRR-3 垂直照射設備を利用した原子炉圧力容器鋼に対する中性子照射試験を 14 年ぶりに実施した。

キーワード：JRR-3、WASTEF、材料照射試験、原子炉圧力容器、中性子照射脆化

1. 緒言

今後も既存の軽水炉の長期運転が見込まれることから、安全な長期間運転に資する技術開発の重要性が増している。日本原子力研究開発機構では、炉心からの中性子照射を長期間受ける構造材料の経年劣化事象を適切に評価するための技術基盤の整備や知見の拡充を目的として、過去に JMTR で培われた材料照射試験技術を JRR-3 の垂直照射設備に導入するなど、JMTR の廃止措置以降途絶えていた照射試験技術の再興を進めてきた。その第一歩として、原子炉圧力容器鋼の中性子照射脆化に係る試験研究を行うための整備を進め、令和 6 年 5 月に第一回目の照射試験を実施した。

2. プロジェクトの全体概要

原子炉圧力容器鋼の中性子照射後の機械的特性やミクロ組織変化を調べるためには、軽水炉の炉内温度に調整した中性子照射試験及び各種照射後試験（機械試験やミクロ組織分析）が必要となる（図 1 に一連の試験の流れを示す。）。そのため、原子炉起動前から試験片温度を一定に維持する制御系の整備、照射キャプセルの設計・製作、遠隔操作によるキャプセル解体のための装置の整備等の試験基盤を整備した。そして、令和 6 年 5 月に 14 年ぶりとなる中性子照射試験を実施し、6 月にキャプセルを JRR-3 から廃棄物安全試験施設（WASTEF）に移送し、キャプセルから試験片を取り出したうえで、中性子照射量の評価や機械試験に着手した。本シリーズ発表では、照射試験基盤の整備（発表(2)、(3)）、照射キャプセルの設計製作（発表(4)）、及び照射試験・照射後試験の進捗状況（発表(5)）を紹介する。

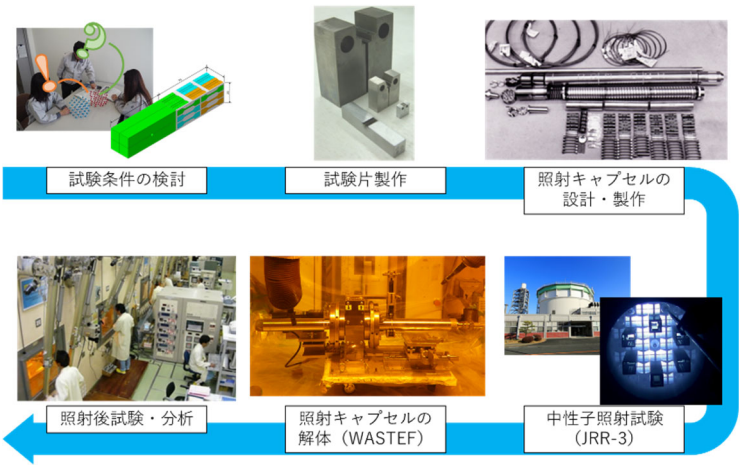


図 1　中性子照射試験の流れ（イメージ）

*Kuniki Hata[1], Yuji Okada[1], Yoosung Ha[1], Hiroki Ushijima[1], Kento Mitsui[1], Takumi Fuyushima[1], Yasuhiro Ishijima[1], Daisuke Nio[1], and Masaya Watanabe[1], Jinya Katsuyama[1]
[1]JAEA

JRR-3 及び WASTEF を活用した原子炉構造材料の照射試験
（2）JRR-3 垂直照射設備の高性能化

Neutron irradiation tests of structural materials for nuclear reactors using JRR-3 and WASTEF
(2) Enhanced performance of the JRR-3 vertical irradiation facility

*光井 研人[1]，牛島 寛章[1]，小笠原 礼羅[1]，岡田 祐次[1]，鈴木 真琴[1]，木村 和也[1]，
大内 諭[1]，仁尾 大資[1]，石島 暖大[1]，遠藤 泰一[1]，松井 義典[1]，中村 剛実[1]
[1]JAEA

原子炉構造材の照射脆化研究は、発電炉の炉内温度と同じ環境で照射を実施している。温度制御の精度向上を狙い JRR-3 垂直照射設備の高度化を行った。設置後、模擬装置による温度制御性能試験を行い装置の妥当性を検証した。

キーワード：JRR-3、材料照射試験、温度制御

1. 緒言

原子炉構造材の照射脆化研究における照射試料は、発電炉の温度環境を再現するために目標温度範囲 290℃±10℃で照射される。JRR-3 の運転は、原子炉起動時に出力がステップ状に上昇すること、定格出力（20MW）に到達した後の数日間は、制御棒による出力調整を頻繁に行うことから、試料に対するガンマ発熱量の変化が激しい。目標温度を一定に保つためには、既存設備の手動制御では限界があったため、自動制御ができるように垂直照射設備を高度化した。

2. 設備の高度化

JMTR で使用した温度制御装置を JRR-3 用に最適化し、JRR-3 既存設備を撤去して設置した。本温度制御装置は、自動制御を行うためにヒータを PID 制御とし、ヒータ制御に連動してガスギャップ層の真空度が調整されるようなシステムとした。本ガスギャップ層の真空度制御については、JRR-3 の複雑な出力変動に伴う温度変化に追従させるため、従来の混合ガス方式から単一ガス方式に変更し応答性を高めた。

3. 模擬装置による温度制御性能試験

本温度制御装置の設置後、模擬装置の出力変動に対して制御熱電対の温度を一定に保つ性能試験を実施した。原子炉起動時を模擬した結果を図 1 に示す。出力がステップ上に上昇しているときヒータ出力は複雑に変動して温度を一定に保っており、また、ガス制御も同時に実施されているため、手動制御で再現することは難しいことが分かる。自動制御の信頼性は、出力上昇時の温度は+9℃以内、定格出力時以降では±0.9℃以内であり、目標温度範囲内に抑えられることが確認できた。

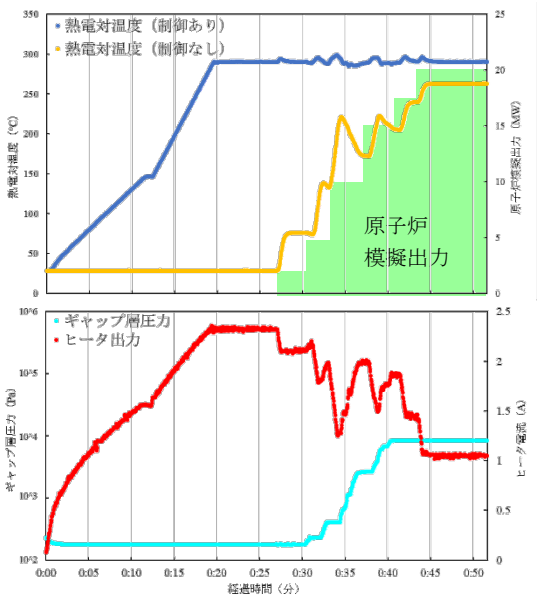


図 1　模擬原子炉出力上昇時の温度変化と制御
（上図：原子炉模擬出力における熱電対温度、下図：熱電対温度を保つために変動した制御パラメータ）

4. 結論

JRR-3 垂直照射設備の高度化により温度制御の自動化を図り、高精度に制御できることを確認した。なお、令和 6 年 5 月に、本装置を用いて 1 サイクルの材料照射試験を行い、温度制御に関して良好な結果を得た。

謝辞

この成果の一部は、経済産業省資源エネルギー庁からの受託研究「令和 4 年及び令和 5 年度原子力発電所の長期運転に向けた高経年化対策に関する研究開発」により得られたものである。

* Kento Mitsui[1], Hiroki Ushijima[1], Reira Ogasawara[1], Yuji Okada[1], Makoto Suzuki[1], Kazuya Kimura[1], Satoshi Ohuchi[1], Daisuke Nio[1], Yasuhiro Ishijima[1], Yasuichi Endo[1], Yoshinori Matsui[1] and Takemi Nakamura[1]

[1]JAEA

JRR-3 及び WASTEF を活用した原子炉構造材料の照射試験
（3）JRR-3 垂直照射設備の温度制御技術

Neutron irradiation tests of structural materials for nuclear reactors using JRR-3 and WASTEF
(3) Temperature control technology of the JRR-3 vertical irradiation facility

*牛島 寛章[1]，光井 研人[1]，冬島 拓実[1]，岡田 祐次[1]，遠藤 泰一[1]，
松井 義典[1]，河 侑成[1]，端 邦樹[1]，中村 剛実[1]
[1]JAEA

JRR-3 垂直照射設備での照射試験において、原子炉起動前からキャプセル内の試料温度を目標温度の 290℃前後に昇温し試験を行った。ガスギャップ層の真空度及びヒータ出力の自動制御により、原子炉起動時及び定格運転中に試料が目標温度に維持されることを確認した。

キーワード： JRR-3，材料照射試験，温度制御

1. 緒言

JRR-3 垂直照射設備で照射試験中の試料温度を発電炉の運転温度に高精度に模擬するため、原子炉のガンマ発熱分布の変動に影響されず試料温度を一定に保つ装置である温度制御装置を更新し、最初の照射試験を令和 6 年 5 月 7 日から 5 月 31 日に実施した。試験中はキャプセル内温度をモニタリングし、制御装置が正常に作動していること、試料温度が目標温度±10℃内であること確認した。

2. 原子炉起動時の温度制御

JRR-3 起動時は、定格 20MW 到達まで 4 時間かけて階段状に出力上昇させる。ステップ上昇時、ガンマ発熱量が増加するため、そのままでは試料温度も段階的に上昇する。本試験では温度変化がある中での照射を避けるため、原子炉起動前から試料温度を 290℃まで上昇させ、ヒータ出力と真空度の自動制御を開始した。図 1 に自動制御時の温度変化を示す。出力上昇に伴い試料温度が目標温度から瞬間的に増加するが（最大+9℃）、それに応答してヒータ出力と真空度が低下し、短時間で目標温度に戻っていることが確認できる。

3 定格運転中の温度制御

定格運転中は制御棒調整が繰り返し行われ、ガンマ発熱分布が刻々と変化する。今回整備した装置により、ヒータ出力と真空度の自動制御が行われ、ガンマ発熱の変動に関係なく、試料温度を±2℃の範囲で一定に保持できた。本装置にはヒータ出力が最大または最小となったとき、ヒータ出力と真空度のバランス調整を行う機能があり、これにより自動制御が継続して行われることを確認した。

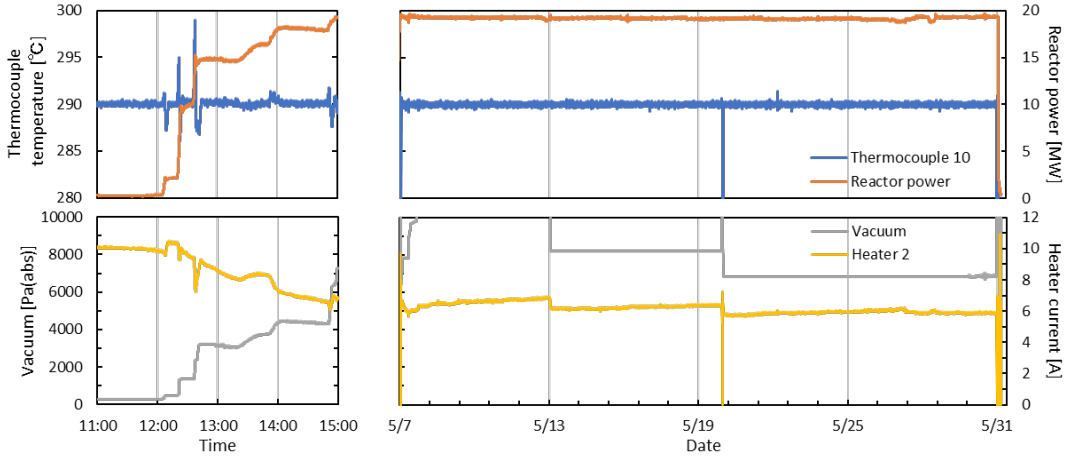


図 1．出力上昇時（左）及び定格運転中（右）の温度変化と制御

※5/7、5/20、5/31 に制御をオフにしたダンプ試験を実施したため、一時的に温度が下がっている。

*Hiroki Ushijima[1], Kento Mitsui[1], Takumi Fuyushima[1], Yuji Okada[1], Yasuichi Endo[1], Yoshinori Matsui[1], Yoosung Ha[1], Kuniki Hata[1] and Takemi Nakamura[1]
[1]JAEA

JRR-3 及び WASTEF を活用した原子炉構造材料の照射試験
（4）垂直照射キャプセルの設計・製作

Neutron irradiation tests of structural materials for nuclear reactors using JRR-3 and WASTEF

(4) Design and fabrication of vertical irradiation capsule

*冬島 拓実[1]，牛島 寛章[1]，光井 研人[1]，遠藤 泰一[1]，松井 義典[1]，岡田 祐次[1]，河 侑成[1]，
端 邦樹[1]，石島 暖大[1]，仁尾 大資[1]，中村 剛実[1]
[1]JAEA

JRR-3 垂直照射設備を利用した照射試験のための垂直照射キャプセルの設計及び製作を行った。また、製作したキャプセルを用いた特性試験の結果から軸方向のガンマ発熱率分布を評価し、照射試料全体にわたってより均一な温度での照射を達成するためのキャプセル構成材の寸法決定に必要なデータを取得した。
キーワード：JRR-3，材料照射試験，垂直照射キャプセル，ガンマ発熱率

1. 緒言

JRR-3 再稼働後初となる垂直照射設備を用いた中性子照射試験のため、垂直照射キャプセルの設計・製作を行った。照射試験においては照射試料の軸方向全長にわたり高精度かつ均一な温度制御が求められるが、キャプセル構成材はガンマ線の照射により発熱することから、軸方向に温度勾配が発生する。最適な設計を行うためには、軸方向のガンマ発熱率分布に基づいて照射試料を囲う構成材間のガスギャップ層の寸法を調整し、熱勾配の不均衡を小さくする必要があるが、再稼働後の JRR-3 では、ガンマ発熱率の評価が行われていなかった。そこで、安全側に裕度を持たせてキャプセルを製作・検査して照射試験に供するとともに、照射中の特性試験で得られた照射温度データに基づいてガンマ発熱率を評価した。

2. 垂直照射キャプセルの設計・製作

キャプセルの型式として図 1 のような 2 重管構造の真空・ヒータ温度制御併用型を選定した。照射試料を 3 つの熱媒体Ⓐ、Ⓑ、Ⓒに格納し、熱媒体 Ⓐ及び Ⓒの外径寸法はそれぞれ 7 段の段差をつけてガスギャップ層の寸法を調整することで、予備評価で推定されたガンマ発熱率分布による軸方向の熱勾配が小さくなるように設計した。また、各熱媒体にはヒータを巻き付け、それぞれのヒータ出力を独立して制御すること及び構成材間のヘリウムガス圧力を制御することによって、高精度な温度制御が行える構造とした。

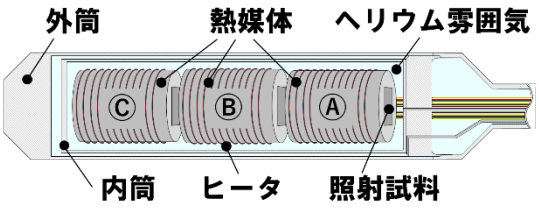


図 1　垂直照射キャプセルの構造図

3. ガンマ発熱率分布の評価

本照射試験の照射孔である RG-2 孔における軸方向のガンマ発熱率分布を求めるため、照射中のサイクル初期（BOC）、中期（MOC）、末期（EOC）の合計 3 回、一時的にヒータ出力を 0 W、ガスギャップ層をヘリウム 100 %充填として照射データを測定する特性試験を実施した。図 2 のとおり、キャプセル設計に用いた予備評価のガンマ発熱率分布（Design）に比べて、得られた評価値は全体的に大きく、ピーク値が軸方向上側であることが分かった。また、BOC と比べて MOC では制御棒の引抜きに伴いガンマ発熱率分布が軸方向上側にシフトし、全体的にガンマ発熱率が増大したが、MOC と EOC ではほとんど変化がなかった。今後の照射試験においては、本試験で得られたガンマ発熱率分布に基づいてキャプセルを設計することにより、照射試料の軸方向全長にわたって、より高精度かつ均一な温度制御が可能となる。

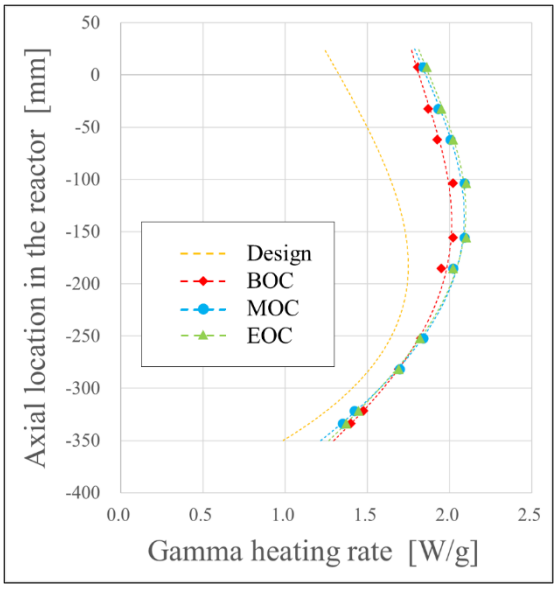


図 2　特性試験で得られたガンマ発熱率分布の評価値

*Takumi Fuyushima[1], Hiroki Ushijima[1], Kento Mitsui[1], Yasuichi Endo[1], Yoshinori Matsui[1], Yuji Okada[1], Yoosung Ha[1], Kuniki Hata[1], Yasuhiro Ishijima[1], Daisuke Nio[1], Takemi Nakamura[1]
[1]JAEA

JRR-3 及び WASTEF を活用した原子炉構造材料の照射試験
（5）中性子照射した原子炉圧力容器鋼の照射後試験

Neutron irradiation tests of structural materials for nuclear reactors using JRR-3 and WASTEF
(5) Post-irradiation examination of irradiated reactor pressure vessel steels

*河　侑成[1]，端　邦樹[1]，岡田　祐次[1]，牛島　寛章[1]，光井　研人[1]，冬島　拓実[1]，
石島　暖大[1]，仁尾　大資[1]，渡邊　勝哉[1]，田上　進[1]，知見　康弘[1]
[1]JAEA

高照射量領域まで中性子照射された原子炉圧力容器（RPV）鋼の照射脆化を評価するためのデータ拡充とともに、溶接熱影響部（HAZ）の照射脆化感受性を確認する目的で、Cu 含有量の高い RPV 鋼から試験片を採取し、JRR-3 を用いた照射試験を行った。照射後、JAEA の廃棄物安全試験施設（WASTEF）にてキャプセルの解体とフルエンスモニタの線量測定による中性子照射量の評価を実施し、機械的特性に及ぼす照射の影響を確認した。

キーワード：JRR-3、WASTEF、材料照射試験、照射後試験、原子炉圧力容器鋼、照射脆化

1. 緒言

発電用軽水炉の RPV においては、中性子照射脆化を考慮した構造健全性評価が実施されている。軽水炉の長期運転での安全確保のためには、高照射量領域まで中性子照射した RPV 鋼の照射脆化データを拡充し、RPV の健全性評価の精度向上を図ることが重要である。本研究では、特に HAZ に着目し、高照射量領域における照射脆化感受性を母材と比較すること等を目的とした。JRR-3 を用いて中性子照射試験を行い、WASTEF にて照射後試験に着手した。

2. 照射に用いる試験片

Cu 含有量の高い RPV 鋼母材、継手 HAZ 及びクラッド下 HAZ を試験に供した。また、照射環境の違いの影響を確認するため、既に他の照射環境で多くのデータが得られている国内 PWR 比較標準材も併せて照射した。図 1 にキャプセル内の試験片配置の例を示す。1 本のキャプセルに標準サイズのシャルピー衝撃試験片 12 本、Mini-C(T)試験片 168 本及び SS-3 引張試験片 18 本を格納した。PWR の 60 年運転に相当する中性子照射量約 7 x 10^{19} n/cm^2、照射温度 290±10℃を目標に照射した。

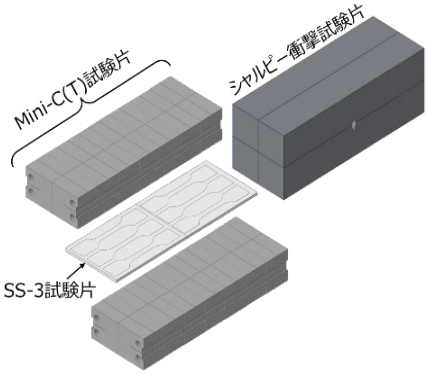


図 1 キャプセル内での試験片配置の例

3. 照射後試験

照射後、照射キャプセルを WASTEF に輸送し、遠隔操作によりキャプセルを解体した。キャプセルの外筒管から内筒管を取り出した後（図 2）、内筒管や熱媒体等の除去を行い、照射した試験片を回収した。現在、フルエンスモニタにより中性子照射量を評価するとともに、万能試験機を用いて照射による機械的特性の変化を確認している。

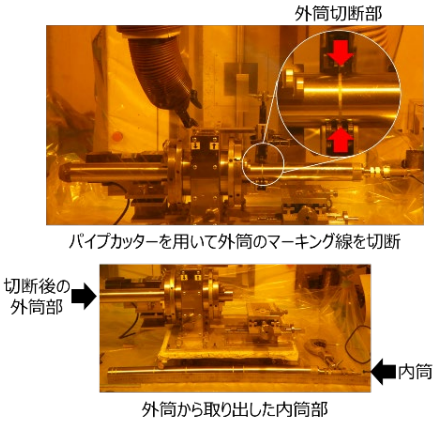


図 2 キャプセルの解体過程

---

* Yoosung Ha[1], Kuniki Hata[1], Yuji Okada[1], Hiroki Ushijima[1], Kento Mitsui[1], Takumi Fuyushima[1], Yasuhiro Ishijima[1], Daisuke Nio[1], Masaya Watanabe[1], Susumu Tagami[1], Yasuhiro Chimi[1]
[1]JAEA

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

Thu. Sep 12, 2024 10:00 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 1:00 AM - 2:55 AM UTC Room L(Recture RoomsB 2F B201)

[2L01-07] Technology for Fuel Debris Analysis

Chair:Daisuke Kawasaki(Univ. of Fukui)

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

[2L01]

Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis
(26) Fabrication of simulant fuel debris

*Toru Higuchi[1], Yusuke Miura[1], Atsushi Ouchi[1], Yoichi Endo[1], Kenji Konashi[2], Kazuya Idemitsu[2], Yasuyoshi Nagai[2] (1. NFD, 2. Tohoku Univ.)

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

[2L02]

Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis
(27) Characterization of microstructures in a simulated debris using AC-TEM (II)

*Kenta Yoshida[1], Satoru Matsuo[1], Hiroyuki Kazama[2], Yoshiya Homma[1], Kenji Konashi[1], Yasuyoshi Nagai[1], Yusuke Miura[3], Toru Higuchi[3] (1. Tohoku University, 2. Osaka University, 3. NFD)

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

[2L03]

Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis
(28) Mössbauer and XRD analyses of simulated fuel debris (III)

*Yoshiya Homma[1], Hiroyuki Kazama[2,3], Satoru Matsuo[1], Kenta Yoshida[1], Yusuke Miura[4], Atsushi Ouchi[4], Toru Higuchi[4], Kazuya Idemitsu[1], Kenji Konashi[1], Yasuyoshi Nagai[1] (1. Tohoku Univ., 2. Osaku Univ., 3. JAEA, 4. NFD)

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

[2L04]

Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis
(29) Verification of fuel debris analysis process by using irradiated nuclear fuel

*Takash Onishi[1], Hiroyuki Kazama[1], Chihiro Toyota[1], Yoshihiro Sekio[1], Koji Maeda[1], Fauzia Hanum Ikhwan[2], Tatsuya Suzuki[2], Kenji Konashi[3], Kazuya Idemitsu[3], Yasuyoshi Nagai[3] (1. JAEA, 2. Nagaoka Univ. of Tech., 3. Tohoku Univ.)

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

[2L05]

Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis
(30) Actinide separation by using pyrrolidone resin

*Kazuma Wada[1,2], Hiroyuki Kazama[4,2], Andri Rahma Putra[1], Kazuya Idemitsu[3], Kenji Konashi[3], Chikage Abe[3], Takashi Ohnishi[2], Tatuya Suzuki[1] (1. Nagaoka Univ. of Tech., 2. JAEA, 3. Tohoku Univ., 4. Osaka Univ.)

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

[2L06]

Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis
(31)Mutual separation of lanthanides by extraction chromatography

©Atomic Energy Society of Japan

*Wenzun Luo[1], Putra Rahma Andri[1], Chikage Abe[2], Hiroyuki Kazama[3], Konashi Kenji[2], Suzuki Tatsuya[1] (1. Nagaoka Univ. of Tech., 2. Tohoku Univ., 3. JAEA)

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

[2L07]

Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis

(32) Study of fuel debris stability for geological disposal - Behavior of $(U,Zr,Ca)O_x$ dissolution

*KAZUYA IDEMITSU[1], Yaohiro Inagaki[2], Tatsumi Arima[2], Kenji Konashi[1], Yasuyoshi Nagai[1], Toru Higuchi[3], Atsushi Ouchi[3], Yusuke Miura[3] (1. IMR, Tohoku Univ., 2. Faculty of Eng., Kyushu Univ., 3. NFD)

11:45 AM - 11:55 AM JST | 2:45 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発
(26) 模擬燃料デブリ作製

Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis
(26) Fabrication of simulant fuel debris

*樋口 徹[1]，三浦 祐典[1]，大内 敦[1]，遠藤 洋一[1]，小無 健司[2]，出光 一哉[2]，永井 康介[2]
[1]NFD，[2]東北大

燃料デブリの超微量分析技術開発においては、分析位置による誤差が小さい均質性の高い模擬燃料デブリが不可欠である。本研究では、焼結によってウランを含有する模擬燃料デブリを作製し、作製条件と性状の関係を調査した。

キーワード：模擬燃料デブリ，共沈法，メカニカルアロイ法，焼結

1. 緒言　誘導結合プラズマ質量分析（ICP-MS，ICP-MS/MS）は、高精度な燃料デブリ分析の手段として期待されており、その技術確立のためには、組織を均質に制御した模擬燃料デブリ試料を用いた研究が必要である。本研究では、これまでに実施した燃料及び燃料部材の主成分（U、Zr 及び Fe）、FP 成分（Nd、Gd）及びコンクリート成分（Si）を含有する模擬燃料デブリの作製に加え、UO_2 に固溶することにより分析前の溶解処理に影響を与える可能性がある Ca に着目し、U-Zr-Ca 系模擬燃料を作製することを目的とした。

2. 模擬燃料デブリの作製及び調査　UO_2 粉末、ZrO_2 粉末および CaO 粉末を混合し、圧縮成型及び焼結を行うことにより、ペレット状の模擬燃料デブリを作製した。混合時の組成は、UO_2:（$Zr_{0.85}$,$Ca_{0.15}$）O_2=9:1、3:1 あるいは 1:1 とした。焼結雰囲気は 100%水素（露点：室温）、焼結温度は 1720 ℃、焼結時間は 4 時間とした。作製した模擬燃料デブリは、XRD 測定、SEM 観察及び EDS 分析を実施し、組成と構造及び組織の関係について調査した。

3. 結果　XRD 測定では、いずれの試料も面心立方位置のピークが認められ、立方晶単相となっていることが確認された。また、SEM 観察（図 1）および EDS 分析から、いずれの試料においても、析出物はなく、U、Zr 及び Ca の分布に偏りがないことが確認され、ZrO_2 および CaO は UO_2 マトリクス中に固溶していることが示唆された。作製した試料は、長岡技術科学大学及び九州大学が実施する試験に提供された。

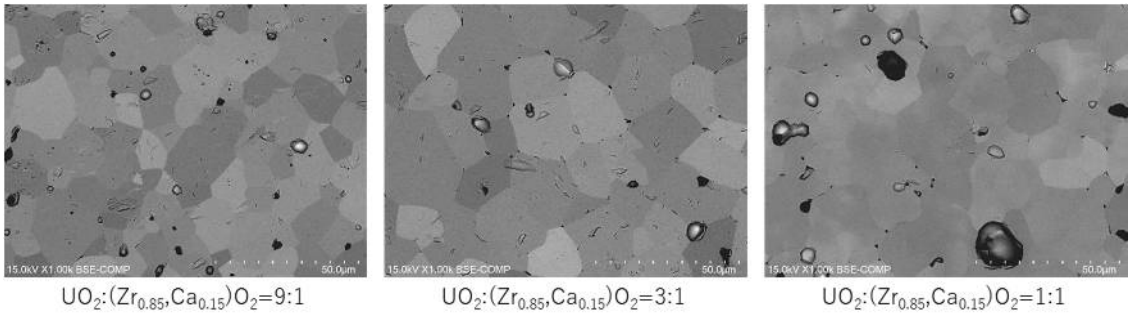


図 1　U-Zr-Ca 系模擬燃料デブリの SEM 観察結果

謝辞　令和２年度、３年度、４年度、５年度　日本原子力研究開発機構 英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業「燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発」の成果の一部を含む。

---

*Toru Higuchi[1], Yusuke Miura[1], Atsushi Ouchi[1], Yoichi Endo[1], Kenji Konashi[2], Kazuya Idemitsu[2], Yasuyoshi Nagai[2]
[1]NFD, [2]Tohoku Univ.

燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発
(27) 球面収差補正透過電子顕微鏡を用いた模擬デブリの微細組織評価（Ⅱ）

Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis

(27) Characterization of microstructures in a simulated debris using AC-TEM (Ⅱ)

*吉田健太[1]，松尾悟[1]、風間裕行[2]、本間佳哉[1]、小無健司[1]、永井康介[1]、三浦祐典[3]、樋口徹[3]

[1]東北大学、[2]大阪大学、[3]NFD

燃料デブリの生成時の温度や雰囲気の推定のために必要な構造・組成情報を取得することを目的として、模擬燃料デブリ表面の酸化鉄粒子の結晶構造、および、$(U, Zr)O_2$粒界層中のFeクラスターの有無を、球面収差補正透過電子顕微鏡(AC-TEM)を用いて調べた。

キーワード：模擬燃料デブリ，$(U,Zr)O_2$，透過電子顕微鏡

1. 緒言　我々は、還元雰囲気および酸化雰囲気で調整されたFe添加$(U, Zr)O_2$模擬燃料デブリ中のFe原子の分布に着目し、3D-FIB-SEM解析および特性X線分析によって、Fe原子が含まれる結晶粒のサイズと酸化状態を評価した。還元雰囲気で焼成されたFe添加$(U, Zr)O_2$模擬燃料デブリでは、結晶粒サイズの大小に寄与する粒界Feクラスターを球面収差補正透過電子顕微鏡(AC-TEM)で可視化した。令和5年度には、このAC-TEMを用いて、結晶粒サイズのばらつきも大きく、より複雑な酸化状態が予想される酸化雰囲気で焼成されたFe添加$(U, Zr)O_2$模擬燃料デブリの結晶構造、粒界層中のFeクラスターの有無を評価した。

2. 実験　実験試料には、共沈法で20%Fe添加$(U, Zr)O_2$模擬燃料デブリ（酸化雰囲気焼成）を用いた。球面収差補正透過電子顕微鏡（AC-TEM, ARM 200F)によって、制限視野電子線回折(SAED)および干渉像を測定し、$(U, Zr)O_2$模擬燃料デブリ表面・界面近傍のFe原子の結晶構造解析、Feクラスター観察を行った。

3. 結果と考察

図1(a)のSTEM特性X線分析により、明確なO-K殻線を示すFe含有結晶粒ほど大きく、多角形状だった。図1(b)下段のサイズ1000nm以上のFe結晶粒をSAEDで調査し、図1(c)上段に示すようなFeOに対応する回折点が見つかった。一方で、$(U, Zr)O_2$結晶粒の示す単結晶パターンとの比較から、Fe含有結晶粒は、FeO、非晶質FeOx、純鉄クラスターなどからなる混合物であることが示唆された。図1(c)下段の、AC-TEM干渉像からも、前述の純鉄クラスター（数nm)、非晶質FeOxが確認され、多結晶混合物と判定した。この、主としてFe原子を含有する多結晶混合物内には、U原子も含まれており、今後、詳細な結晶構造および化学組成の分析が必要である。

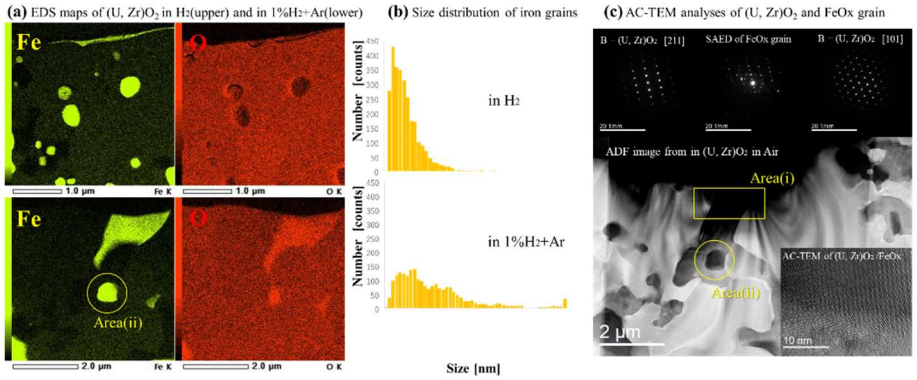


図1 (a) Fe添加$(U, Zr)O_2$模擬燃料デブリからのFe, Oマップ、(b)Fe含有結晶粒のサイズ分布，(c) 酸化雰囲気下焼成 20%Fe-$(U, Zr)O_2$模擬燃料デブリのSAEDパターン（上段）およびAC-TEM干渉像（下段）

本件は、令和3年度-令和5年度文部科学省「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」の研究 課題「燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発」の研究成果を含む。

---

*K. Yoshida[1], S. Matsuo[1], H. Kazama[2], Y. Homma[1], K. Konashi[1], Y. Nagai[1], Y. Miura[3], T. Higuchi[3]

[1]Tohoku Univ., [2]Osaka Univ., [3]NFD

燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発
(28) メスバウアー分光ならびに X 線回折を用いた模擬デブリの評価（III）

Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis
(28) Mössbauer and XRD analyses of simulated fuel debris (III)

*本間 佳哉[1], 風間 裕行[2,†], 松尾 悟[1], 吉田 健太[1], 大内 敦[3], 三浦 祐典[3],
樋口 徹[3], 出光 一哉[1], 小無 健司[1], 永井 康介[1]
[1]東北大学, [2]日本原子力研究開発機構（†現大阪大学）, [3]日本核燃料開発株式会社

還元雰囲気中での熱処理後に海水に浸漬させた模擬燃料デブリに対して、^{57}Fe メスバウアー分光を用いて分析し、生成した鉄さびの種類を特定した。

キーワード：模擬燃料デブリ，オキシ水酸化鉄(γ-FeOOH) ，^{57}Fe メスバウアー分光，X 線回折(XRD)

1. 緒言

福島第一原発の燃料デブリの性状はメルトダウンや水素爆発などの事故時の炉内状況に一義的には支配されるが、その後の淡水や海水の注入により経年変化が進行している。燃料デブリ中の鉄の腐食状態を把握するために ^{57}Fe メスバウアー分光は有力な計測手段である。

2. 方法

前回の本学会で発表したメスバウアー実験より、1500°Cの水素還元雰囲気下で焼成した模擬燃料デブリ中の鉄成分は全て微細析出した純鉄であることが明らかになった。今回、その模擬デブリの粉砕試料を大気下の海水に１０日間浸漬した。乾燥後、透過法による^{57}Feメスバウアー分光測定を行った。

3. 結果

図１に海水に浸漬した模擬燃料デブリの T = 77 K における ^{57}Fe メスバウアー分光を示す。６本に磁気分裂した純鉄に加え、中央に４極子分裂により割れた２本のピークが観測された。図２に示すように鉄さびのオキシ水酸化鉄は生成条件により多種の形態を有するが、ネール点が液体窒素温度より低いことからレピドクロサイトγ-FeOOH (T_N = 52 K)が生成したと推察される。

謝辞：本件は令和 3 年度–5 年度 文部科学省「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」の研究課題「燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発」の研究成果を含む。

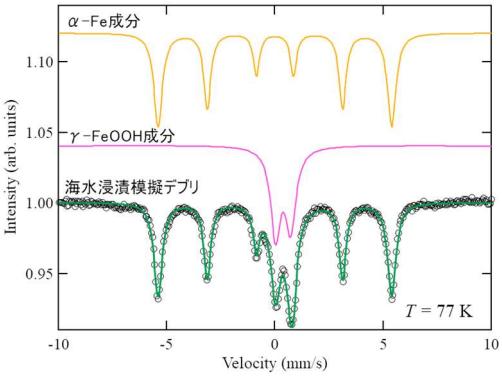


図 1. 海水に浸漬した模擬デブリの ^{57}Fe メスバウアー分光

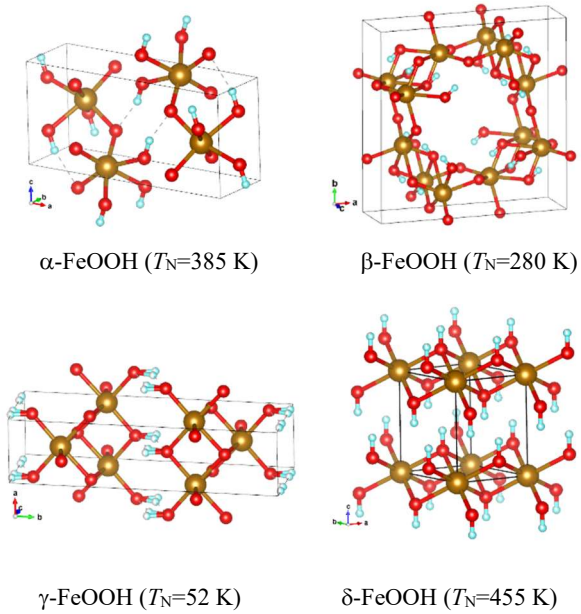


図 2. オキシ水酸化鉄の結晶構造と磁気転移温度

---

*Yoshiya Homma[1], Hiroyuki Kazama[2,†], Satoru Matsuo[1], Kenta Yoshida[1], Atsushi Ohuchi[3], Yusuke Miura[3], Toru Higuchi[3], Kazuya Idemitsu[1], Kenji Konashi[1], Yasuyoshi Nagai[1]
[1]Tohoku Univ., [2]JAEA (†Present Address: Osaka Univ.), [3]NFD

燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発
（29）照射済み燃料を用いた燃料デブリ分析フローの検証

Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis

(29) verification of fuel debris analysis process by using irradiated nuclear fuel

*大西貴士[1]，風間裕行[1†]，豊田千尋[1]，関尾佳弘[1]，前田宏治[1]，小山真一[1]，
Ikhwan Fauzia Hanum[2‡]，鈴木達也[2]，小無健司[3]，出光一哉[3]，永井康介[3]
[1]JAEA，[2]長岡技科大，[3]東北大，（現所属 †阪大，‡東工大）

照射済み燃料ペレットを用いてアルカリ融解から抽出クロマトグラフィー試験に至る一連の試験を実施し、本研究で提案する燃料デブリ分析フローの有効性を確認した。

キーワード：燃料デブリ，アクチノイド分析，照射済み燃料，アルカリ融解，TBP 樹脂，DGA 樹脂

1. 緒言

燃料デブリ中の放射性核種を分析する手法の確立は喫緊の課題である。特に、再臨界性評価や作業安全性等の観点から、アクチノイド核種の分析技術開発は重要である。我々は、試料溶解・核種分離・トリプル四重極誘導結合プラズマ質量分析装置(ICP-MS/MS)による核種分析という一連の燃料デブリ分析フロー提案に向けた検討を進めている。模擬デブリ等を用いた試験結果に基づき、燃料デブリのアルカリ融解、セシウムの吸着除去及びアクチノイドの相互分離に係る試験条件を確立している。本研究では、福島第一原子力発電所で発生した燃料デブリの模擬性が高いと考えられる試料として、新型転換炉原型炉「ふげん」で照射した燃料ペレットを使用し、提案する燃料デブリ分析フローの性能を評価した。

2. 実験

「ふげん」照射済み MOX 燃料(燃焼度 41 GWd/t、Pu 富化度 3.01 wt%)から約 0.3 mg を分取し、Na_2O_2 と供にアルミナ坩堝内に入れ、アルカリ融解（650℃、1 時間加熱）を行った。融成物を 6 M HNO_3 で溶解後、希釈により HNO_3 濃度を 1 M に調製し、リンモリブデン酸アンモニウム含浸樹脂（Cs 樹脂）に通液し、Cs を吸着除去した。回収したフラクションをチューブに入れ、85℃で 10 時間加熱することにより Pu の酸化数を+VI に調製した。その後、16 M HNO_3 と $FeCl_2$・$4H_2O$ を添加し、0.1 M の Fe^{2+}を含む 4 M HNO_3 に調製したものをフィード液として、リン酸トリブチル含浸樹脂（TBP 樹脂）に通液し、Np, Pu 及び U の相互分離を行った。その後、回収した Ln/Am/Cm フラクションを *N*,*N*,*N*',*N*'-tetraoctyl-diglycolamide 含浸樹脂（DGA 樹脂）に通液し、Am 及び Cm の相互分離を行った。回収液の ICP-MS 測定を行い、溶液中に含まれる核種を定量した。

3. 結果

アルカリ融解と融成物の硝酸溶解を行った結果、アクチノイド核種は完全に溶液側に移行したことが確認された。得られた溶解液を Cs 樹脂に通液した結果、アクチノイド核種は吸着せず全量回収しつつ、約 90 % の Cs を吸着除去することに成功した。Cs 樹脂からの回収液に含まれる Pu の酸化数を調製後、TBP 樹脂に通液した結果、最初に 4 M HNO_3 + 0.1 M Fe^{2+}にて Ln^{3+}, Am^{3+}, Cm^{3+}及び NpO_2^+が吸着せずに溶離し、その後 4 M HCl により 4 価アクチノイド（Np^{4+}, Pu^{4+}）が順次溶離し、0.1 M HNO_3 により UO_2^{2+}が溶離した（図参照）。Pu および U の相互分離性能は、分離係数 2×10^1 ～ 3×10^2 となった。TBP 樹脂から回収した Ln/Am/Cm/Np フラクションを DGA 樹脂に通液した結果、4 M HNO_3 により NpO_2^+が溶離し、その後 1 M HCl により 3 価アクチノイド（Am^{3+}, Cm^{3+}）が順次溶離した。Am および Cm の相互分離性能は、分離係数 2×10^1 ～ 4×10^1 となった。以上より、燃料ペレット中に含まれるアクチノイドを完全溶解し、U/Np/Pu/Am/Cm の相互分離を達成しているため、本研究で提案する燃料デブリ分析フローの有効性を確認した。

本件は、令和 5 年度文部科学省「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」の研究課題「燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発」の研究成果を含む。

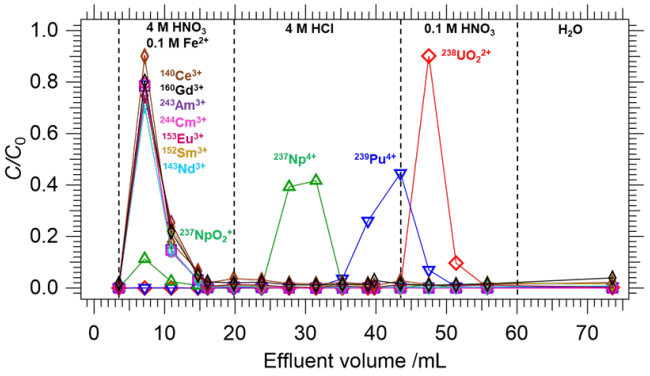


図 TBP 樹脂による照射済み燃料溶解液に含まれる各核種の溶離曲線

* Takashi Ohnishi[1], Hiroyuki Kazama[1†], Chihiro Toyota[1], Yoshihiro Sekio[1], Koji Maeda[1], Shinichi Koyama[1], Fauzia Hanum Ikhwan[2‡], Tatsuya Suzuki[2],Kenji Konashi[3], Kazuya Idemitsu[3], and Yasuyoshi Nagai[3]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Nagaoka University of Technology, [3]Tohoku University, present address: †Osaka University, ‡Tokyo Institute of Technology

燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発
(30)ピロリドン樹脂によるアクチノイド分離

Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis

(30) Actinide separation by using Pyrrolidone resin

*和田 一真[1,2]、風間 裕行[4,2]、アンドリ プトラ[1]、出光 一哉[3]
小無 健司[3]、阿部 千景[3]、大西 貴士[2]、鈴木 達也[1]
[1]長岡技科大, [2]JAEA, [3]東北大, [4]阪大

ピロリドン樹脂による、アクチノイド分離に関する基礎データの取得および核種分離プロセスへの適用性を確認するための相互分離試験を実施したので、報告する。

キーワード：燃料デブリ、アクチノイド分析、ICP-MS/MS、高確度質量分析

1. 緒言

燃料デブリの高精度かつ高確度な分析手法として、試料溶解・核種分離・ICP-MS/MS による核種分析という一連の分析フローの実現に向けた検討を進めている。本研究では、同重体干渉除去のための分析前処理のうち、軽アクチノイド相互分離プロセスとして、吸着体にピロリドン樹脂を用いた方法を検討した。4 価のアクチノイドとして Th(IV)を用い、6 価のアクチノイドとして U(VI)を用いて、4 価と 6 価のアクチノイドの吸着挙動の確認および相互分離試験を実施し、核種分離プロセスへの適用性を調査・検討した。

2. 実験操作

吸着挙動の確認のため、分配係数測定を行った。ピロリドン樹脂(100 mg)と模擬燃料デブリ溶解液(3 mL)を混合し、固液接触させた。その後、ピロリドン樹脂と溶液を固液分離し、溶液中の金属イオン濃度を ICP-MS/MS により測定した。次に、核種分離プロセスへの適用性を確認するため、相互分離試験を行った。Muromac® Mini-column L へピロリドン樹脂を 3 mL 充填し、模擬燃料デブリ溶解液を 0.5 mL 着点させた。溶離液を 0.8 mL/min で送液し、フラクションを回収した。各フラクション中の金属イオン濃度を ICP-MS/MS により測定した。

3. 結果と考察

硝酸系におけるピロリドン樹脂の分配係数を Fig. 1 へ示す。U(VI)は、U(VI)および Pu(VI)、Th(IV)は、Pu(IV)の挙動を模擬している。Fig, 1 より、高い硝酸濃度で U(VI)および Th(IV)を吸着、1M 硝酸により Th(IV)を溶離させることで U(VI)と Th(IV)を分離できることがわかる。そこで、核種分離プロセスへの適用性を確認するため、相互分離試験を実施した。10 M 硝酸を溶離液として送液すると、U(VI)と Th(IV)が保持され、FP が流下した。次に、1M 硝酸を送液することで、U(VI)が保持され、Th(IV)が流下した。U(VI)は吸着が強く、溶離に液量を要した。そこで、炭酸ナトリウム水溶液での U(VI)溶離を試みた。その結果を Fig. 2 へ示す。U(VI)/Th(IV)の相互分離が可能であることが確認できる。現在、照射済燃料溶解液による試験を実施しており、その結果も報告する予定である。

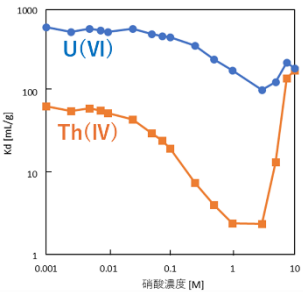


Fig.1 ピロリドン樹脂の分配係数

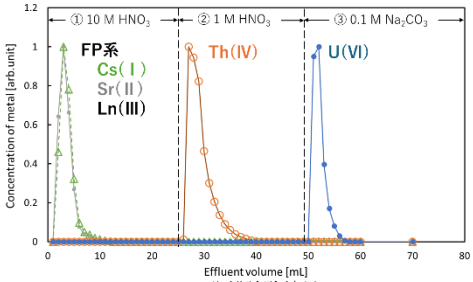


Fig.2 分離試験結果
(Ln(III)のみ他の分離試験で確認)

本研究は、「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発」の成果である。

---

*Kazuma Wada[1,2], Hiroyuki Kazama[4,2], Andri Rahma Putra[1], Kazuya Idemitsu[3], Kenji Konashi[3], Chikage Abe[3], Takashi Ohnishi[2], Tatsuya Suzuki[1]
([1]Nagaoka Univ. of Tech., [2]JAEA, [3]Tohoku Univ., [4]Osaka Univ)

燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発
(31)抽出クロマトグラフィによるランタノイドの相互分離

Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis

(31)Mutual separation of lanthanides by extraction chromatography

*羅　文尊[1]、Andri Rahma Putra[1]、風間　裕行[2]、小無　健司[3]、阿部　千景[3]、鈴木　達也[1]

[1]長岡技大，[2]原子力機構（現：阪大），[3]東北大

The adsorption of lanthanides on Ln resin (HDEHP (di(2-rthylhexyl) orthophosphoric acid) impregnated resin, Eichrom Tech.) under different concentration of hydrochloric acid was investigated by chromatographic experiment. As results, mutual separation of lanthanides was achieved.

Keywords: Lanthanides, HDEHP-impregnated resin, Extraction chromatography, Simulated debris

1. Introduction

The separation of lanthanides from fuel debris such as Gd, Nd, Eu, and Sm, is a famous topic because they were as the neutron poisons or the burn up indicator[1]. However, it is a challenge to separated them because of the chemical similarity of lanthanides. Extraction chromatography (EXC) resins are applied in the process of hydrometallurgical separation nowadays, for the separation of lanthanides, this is an accessible method[2].

2. Experiment

The lanthanides ions were obtained from XSTC-1 standard solution by SPEX CertiPrep. The resin was supplied by Eichrom Technologies Inc., the Ln resin (Particle size 50-100 μm). An inductively coupled plasma-mass spectroscopy (ICP-MS Agilent 8900, Agilent Technologies) was used for all element measurements in this study.

In chromatographic experiments, the mass of the resin used each time was the same (3 ± 0.05g), the flow rate and height of resin column were consistently maintained at 0.8 ± 0.1 mL/min and 90 ± 3 mm, respectively. The feed solution contained lanthanides, excepted Pm, with concentrations of 500 ± 20 ppb. The concentrations of lanthanides in the eluate were determined by ICP-MS.

3. Result and discussion

From the experiment, the distribution coefficient (mL/g) were calculated and summarized as the figure. With the equations that to evaluate the separation performance (Separation factor and resolution), showed the possibility to the mutual separation of lanthanides.

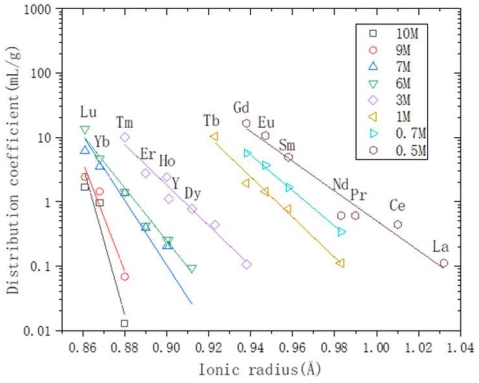


Figure. Distribution coefficients (mL/g) for lanthanides (excluding Pm) on Ln resin in HCl

4. Conclusion

From the experiments, possibility for the mutual separation of lanthanides by EXC under hydrochronic acid conditions could be studied.

This work is financially supported by the Nuclear Energy Science & Technology and Human Resource Development Project (through concentrating wisdom) from the Japan Atomic Energy Agency / Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science.

[1] Williams M. Handbook of Nuclear Engineering, Dan Gabriel Cacuci. Springer (2010)., ISBN 978-0-387-98130-7.

[2] Alexandratos S.D., Ripperger K P. *Industrial & engineering chemistry research*, 1998, 37(12): 4756-60.

---

*Wenzun Luo[1], Andri Rhama Putrai[1], Abe Chikage[2], Kazama Hiroyuki[3], Kenji Konashi[2], and Tatsuya Suzuki[1]

[1]Nagaoka Univ. of Tech., [2]Tohoku Univ., [3]JAEA.

燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発
(32) 廃棄物処分における燃料デブリの安定性研究-(U, Zr, Ca)O_x 試料の溶解挙動

Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis

(32) Study of fuel debris stability for geological disposal – Behavior of (U, Zr, Ca)O_x dissolution

*出光 一哉[1], 稲垣 八穂広[2],有馬 立身[2],小無 健司[1],永井 康介[1],樋口 徹[3],大内 敦[3],三浦 祐典[3]

[1]東北大学・金研, [2]九州大学・工, [3]NFD

誘導結合プラズマ質量分析（ICP-MS/MS）は、燃料デブリを効率的かつ高精度に分析する手法として期待されている。本研究では、模擬燃料デブリとして(U, Zr, Ca)O_x 試料を用いてマイクロチャンネル流水試験を行うことで、燃料デブリの保管から処分に至る過程での安定性（浸出特性）を調査することを目的としている。

キーワード：模擬燃料デブリ、規格化浸出速度、(U, Zr, Ca)O_x

1. 緒言

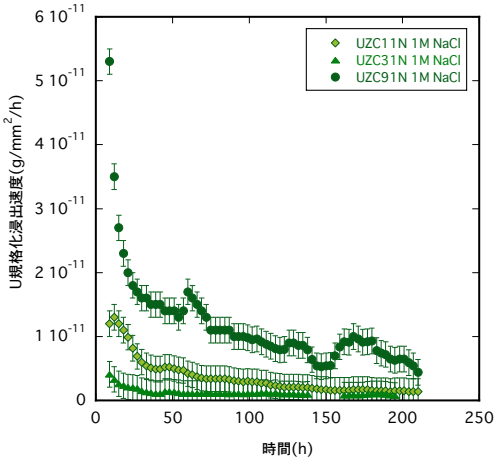
福島第一原子力発電所の廃炉において、燃料デブリを取り出し処理、処分することが課題である。上記の作業を迅速にかつ安全に行うには、燃料デブリの性状を正確に把握することが重要である。そこで、本研究では模擬燃料デブリである(U, Zr, Ca)O_x 試料について、液性一定条件での測定が可能なマイクロチャンネル流水試験を行うことで、環境条件に存在する溶液に対する燃料デブリの保管から処分に至る化学的耐久性を調査することを目的としている。

2. 実験方法

試料は NFD にて作製された(U, Zr, Ca)O_x 試料（U:Zr:Ca=9:0.85:0.15, 3: 0.85:0.15, 1: 0.85:0.15 モル比）、反応溶液は 1 M NaCl 溶液及び超純水を用いた。マイクロチャネル流水試験法において試料と反応溶液を接触させ、それぞれの試験で約 3 時間毎に接触液をサンプリングし、試料から溶出した U の元素濃度を ICP-MS によって測定することで、試料の安定性を評価した。

3. 結果

本試験で用いた(U, Zr, Ca)O_x 試料はすべて立方晶単相であり、昨年の報告で用いたカルシウムを含まない試料がこの相と正方晶ジルコニア相から構成されていたこととは異なる。1M NaCl 溶液に対する試験結果を右図に示す。図より U に対する規格化浸出速度は 10^{-12} ～10^{-11} g/mm^2/h オーダーであり、Zr 比率が高い試料ほど小さくなった。今回の試料は全て空隙率が小さく、以前の試料よりも浸出速度が小さい。浸出試験前後の表面観察では、小径粒および縁部分からの溶解が確認された。また、1 M NaCl 溶液に対する浸出速度は、すべての試料で純水よりも小さくなった。これは、以前実施した(U, Zr)O_x 試料と同様で、(Ce, Fe)O_x とは逆の傾向であり、塩成分とウラン酸化物が試料表面に保護膜を作る可能性を示している。



謝辞

令和２年度、３年度、４年度、５年度 日本原子力研究開発機構 英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業「燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発」の成果の一部を含む。

---

*Kazuya Idemitsu[1], Yaohiro Inagaki[2],Tatsumi Arima[2],Kenji Konashi[1],Yasuyoshi Nagai[1], Toru Higuchi[3], Atsushi Ouchi[3], Yusuke Miura[3]

[1]Tohoku University, [2]Kyushu University, [3]NFD

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

Thu. Sep 12, 2024 10:15 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 1:15 AM - 2:55 AM UTC Room A(Recture RoomsA 1F A101)

[2A01-06] Neutron Measurement

Chair:Kenichi Watanabe(Kyushu Univ.)

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

[2A01]

MC simulation of boron-coated straw detectors

*Kaoru Sakasai[1], Tatsuya Nakamura[1], Kentaro Toh[1] (1. JAEA)

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

[2A02]

Neutron detection characterization of thick film BGaN detector for neutron imaging

*Tatsuhiro Sakurai[1], Ryohei Kudo[1], Kosuke Ando[1], Genichiro Wakabayashi[2], Masahiro Hino[3], Yoshio Honda[4], Hiroshi Amano[4], Yoku Inoue[1], Toru Aoki[5], Takayuki Nakano[1,5] (1. Shizuoka Univ., 2. Kindai Univ., 3. Kyoto Univ., 4. IMaSS Nagoya Univ., 5. R.I.E Shizuoka Univ.)

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

[2A03]

Development of a fast neutron imaging system

*Takanori Mochimaru[1], Tohn Takahashi[1], Mitsuo Koizumi[1], Ikuto Yamaguchi[1], Hirokuni Yamanishi[2], Genichiro Wakabayashi[2] (1. JAEA, 2. Kindai Univ.)

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

[2A04]

Measurement of neutron energy spectrum by time-of-flight method using silicon carbide (SiC) semiconductor detector

*Kanta Nagai[1], Kenji Shimazoe[1], Moh Hamdan[1], Kei Aoyama[2], Takahito Suzuki[2], Takashi Nakamura[2,3] (1. UTokyo, 2. Fuji Electric, 3. Tohoku Univ.)

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

[2A05]

Experimental Neutron Depth Distribution for Accelerator-Based BNCT

*Kosei Kamimura[1], Kyosuke Harada[1], Masashi Takada[1], Satoshi Nakamura[2], Kenji Shimada[3], Masaru Nakamura[3], Ryo Fujii[3] (1. National Defense Academy, 2. National Cancer Center, 3. Cancer Intelligence Care Systems Inc.)

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

[2A06]

Evaluation of neutron detection characteristics using long wavelength neutron for BGaN detectors grown on Si and QST substrate

*Kosuke Ando[1], Masahiro Hino[2], Yoshio Honda[3], Hiroshi Amano[3], Kota Matsumoto[4], Norikazu Ito[4], Taketoshi Tanaka[4], Ken Nakahara[4], Toru Aoki[1], Takayuki Nakano[1] (1. Shizuoka Univ., 2. Kyoto Univ., 3. Nagoya Univ., 4. ROHM Co., Ltd.)

11:45 AM - 11:55 AM JST | 2:45 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

ホウ素塗布型ストロー検出器のシミュレーション評価

MC simulation of boron-coated straw detectors

*坂佐井　馨，中村　龍也，藤　健太郎

JAEA

J-PARC 物質生命科学実験施設(MLF) の共用ビームライン等で利用できる位置敏感型中性子検出器の 1 つとしてホウ素塗布型ストロー検出器を検討している。今回その中性子検出効率やトリガー効率の評価を目的として PHITS を用いたモンテカルロシミュレーションを行ったので報告する。

キーワード：ホウ素塗布型ストロー検出器、中性子、シミュレーション、中性子検出効率

1. 緒言

J-PARC MLF の共用ビームラインの新たな中性子検出器の 1 つとしてホウ素塗布型ストロー検出器を検討している[1]。今回その中性子検出効率やトリガー効率の評価を目的として PHITS を用いたモンテカルロシミュレーションを行ったので報告する。

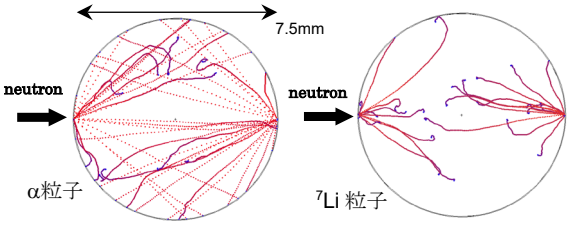


図 1　2 次荷電粒子の飛跡

2. シミュレーション計算

計算では、1 本のストロー検出器（直径 7.5mm の内面に $^{10}B_4C$ 薄膜を塗布したもの、計数ガスとして 0.7 気圧の Ar-10%CO_2 ガスを封入）に中性子を照射し、$^{10}B(n,\alpha)^7Li$ によって生ずるα粒子や ^7Li 粒子の挙動を解析しこれら荷電粒子によってガス中に付与されるエネルギーから中性子検出効率やトリガー効率を計算した。

3. 計算結果

図 1 に中性子を照射したときのα粒子と ^7Li 粒子のガス中での飛跡を示す。^7Li 粒子よりα粒子の方が飛程が長いことがわかる。図 2 は B_4C 表面から放出される両荷電粒子の角度分布を示したものである。実線が中性子の減衰を無視した理論計算から求めた分布、丸印が PHITS による計算結果である。両者は良く一致すると共に、両荷電粒子の角度分布は一様ではなく、ある臨界角以上では減少していくことがわかる。図 3 はストロー検出器 1 本の中性子検出効率を計算したものである。最大の検出効率を示す B_4C の厚さは中性子波長によって異なり、λ=1.8Å では 3.7μm、λ=12Å では 1.84μm 程度である。図 4 はストロー検出器 1 本のトリガー効率の計算結果である。トリガー効率とは中性子検出効率と中性子吸収効率の比で、吸収された中性子のうち中性子として検出される割合を示す。トリガー効率は膜厚の単調減少関数で、膜厚が 1μm では約 80%である。また、その波長依存性はそれほど大きくなく、特に B_4C の厚さが 2μm 以下では波長に依存せず膜厚の単純な 1 次関数になることがわかる。当日は他のシミュレーション結果についても報告する。

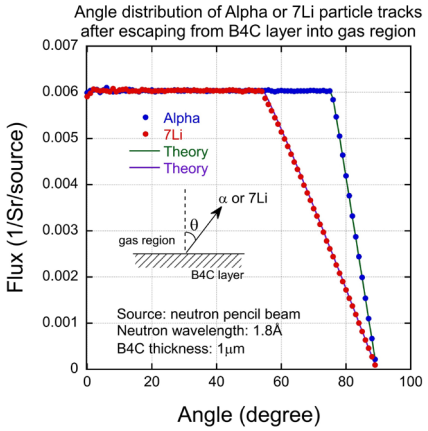


図 2　荷電粒子の角度分布

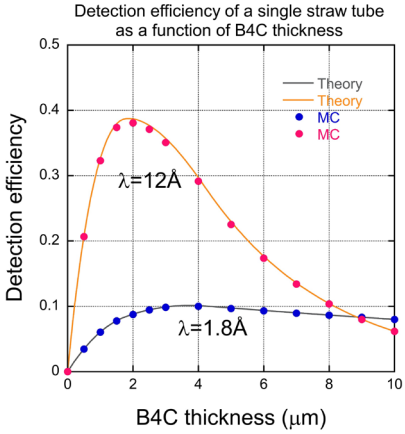


図 3　ストロー検出器の中性子検出効率

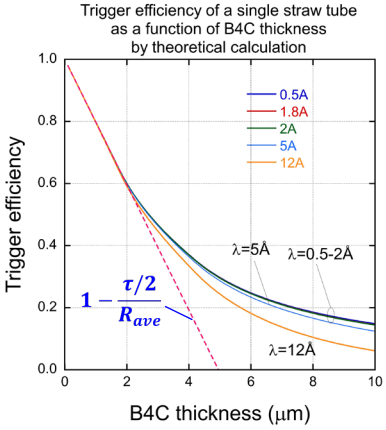


図 4　ストロー検出器のトリガー効率

参考文献

[1] 坂佐井他、2022 年原子力学会秋の大会 2M03、2023 年原子力学会秋の大会 2I08、2024 年原子力学会春の年会 2H02

*Kaoru Sakasai, Tatsuya Nakamura, and Kentaro Toh

Japan Atomic Energy Agency

中性子イメージングに向けた厚膜 BGaN 中性子検出器の検出特性評価

Neutron detection characterization of thick film BGaN detector for neutron imaging

*櫻井 辰大[1], 安藤 光佑[1], 工藤 涼兵[1], 小久保 瑛斗[2], 川崎 晟也[2], 都木 克之[1], 西澤 潤一[1,3], 若林 源一郎[4], 日野 正裕[5], 本田 善央[2], 天野 浩[2], 井上 翼[1], 青木 徹[1], 中野 貴之[1]

[1] 静岡大学, [2] 名古屋大学, [3] 浜松医科大学, [4] 近畿大学, [5] 京都大学

抄録

大きな中性子捕獲断面積を有する B 原子を構成元素に含む BGaN が新規中性子検出材料として提案されており、中性子イメージングに向けた検出器の開発が進められている。本報告では、BGaN 検出器の中性子検出特性の BGaN 膜厚依存性を実験および計算により評価した。

キーワード：BGaN、中性子検出器、半導体検出器、結晶成長、長波長中性子

1. 緒言

近年、中性子イメージング技術はセキュリティ分野など様々な分野において応用が進められている。それに伴って高い空間分解能を有する中性子半導体検出器の開発が期待されている。そこで、大きな中性子捕獲断面積を有する B 原子を構成元素に含む BGaN が新規中性子検出材料として提案されており、中性子検出器の開発が進められている。先行研究では、BGaN 中性子検出器において中性子由来のパルス信号が確認されたが、検出感度が低く S/N 比が小さいため、検出メカニズムに関連した詳細な評価については不十分であった[1]。本研究では、BGaN デバイスの中性子検出における膜厚の影響をシミュレーションと実験により評価し、さらに長波長中性子を用いた検出メカニズムの解析を実施した。

2. 実験方法

MOCVD 法による BGaN 結晶成長およびデバイスプロセスの実施により BGaN 中性子検出器を作製した。BGaN-pin 構造はサファイア基板上に Si ドープ GaN(2.0 μm), BGaN(1, 3, 5, 10 μm), Mg ドープ GaN(350 nm)を連続成長した。BGaN 薄膜の構造特性は、XRD および SEM により評価した。BGaN 検出器の放射線検出特性は、各放射線源のエネルギースペクトル測定により評価した。中性子照射実験は、近畿大学研究用原子炉（UTR-KINKI）及び日本原子力研究開発機構原子力科学研究所 JRR-3 の MINE-1 で行った。

3. 結果および考察

BGaN 検出器における中性子捕獲反応によって発生する生成荷電粒子が BGaN 層に与えるエネルギーを PHITS ver3.26 により計算した（Fig.1）[2]。BGaN 膜厚 300 nm 以下では、0.3 MeV 程度のエネルギーピークが支配的であったが、BGaN 膜厚 1 μm 以上では 2.3 MeV が支配的であった。この結果は、BGaN 膜厚が薄い場合には $^{10}B(n,\alpha)^{7}Li$ 反応による生成荷電粒子が有感層外に流出していることに起因する。さらに、1 μm-BGaN が中性子検出において十分なエネルギー弁別特性を持つ可能性を示している。次に、異なる BGaN 膜厚（1, 3, 5, 10 μm）の pin-BGaN 検出器を作製し、構造特性評価および中性子検出特性評価を実施した。X 線 Rocking Curve 測定による結晶性評価では、BGaN 膜厚が薄い場合に結晶性が良好で、厚膜化に伴い結晶性が低下することが確認された。UTR-KINKI における中性子照射実験では、BGaN 膜厚の増加に伴った結晶性の低下に起因したノイズが増加し、検出信号の弁別が困難となることが確認された。これは、結晶性が S/N 比に大きく寄与しており、デバイス特性に大きな影響を与えることが示唆している。この結果は、高 S/N 比が必要されるデバイスでは BGaN 膜厚の薄膜化も有用であることを示唆している。

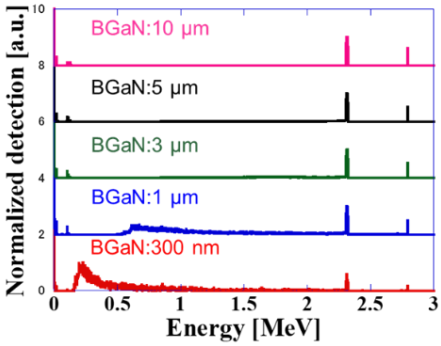


Fig 1.中性子捕獲反応によって BGaN 層に付与されるエネルギーの分布の計算結果

次に、ノイズが少ない測定環境である JRR-3 の MINE-1 にて、長波長中性子を用いた中性子照射実験を実施した[3]。本測定では B 含有量が多い 5, 10 μm の BGaN 検出器を用いて評価を行い、10 μm-BGaN デバイスによる中性子検出エネルギーピークの検出を達成した。α 線検出ピークとの比較から、中性子捕獲反応は基底状態と第一励起状態が検出されている可能性が示唆された。詳細なデータは当日の発表にて報告する。

【参考文献】 [1] T. Nakano, *et al*., J. Appl. Phys. **130** (2021) 124501 [2] T. Sato *et al*, J. Nucl. Sci. Technol. **61** (2024) pp127-135 [3] 日野正裕, 小田達郎, 波紋 **31**(2021) pp36-37

【謝辞】本研究の一部は中部電力(株）原子力安全技術研究所共同研究、日本原子力研究開発機構施設供用制度、名古屋大学未来材料・システム研究所共同利用・共同研究、科研費補助金(19H04394、23H00099)の援助により実施された。

*Tatsuhiro Sakurai[1], Ryohei Kudo[1], Kosuke Ando[1], Eito Kokubo[2], Seiya Kawasaki[2], Katsuyuki Takagi[1], Junichi Nishizawa[1,3], Genichiro Wakabayashi[4], Masahiro Hino[5], Yoshio Honda[2], Hiroshi Amano[2], Yoku Inoue[1], Toru Aoki[1] and Takayuki Nakano[1]

[1]Shizuoka Univ., [2]Nagoya Univ., [3]Hamamatsu University School of medicine, [4]Kindai Univ., [5]Kyoto Univ.

高速中性子イメージングシステムの開発

Development of a fast neutron imaging system

*持丸 貴則[1]、小泉 光生[1]、髙橋 時音[1]、山口 郁斗[1]、山西 弘城[2]、若林 源一郎[2]
[1]JAEA、[2]近畿大学

大規模イベント会場等における核セキュリティ強化のため、開発しているプラスチックシンチレーターを用いた高速中性子イメージングシステムについて発表する。

キーワード：核セキュリティ、高速中性子検出器、波形弁別、プラスチックシンチレーター、位置敏感型光電子増倍管

1. 緒言

中性子は、物質による遮蔽効果が X 線と異なるため、相補的な測定が出来る。そのため、不審物の検査といった核セキュリティへの適用が期待される。中性子イメージングは非破壊検査などに応用されているが、主に加速器や原子炉等から得られる平行な低速中性子ビームが利用されている。そのため、イメージング装置は中性子施設に置かれ、検査現場等での適用は難しい。我々は、中性子発生管や Cf-252、AmBe(α,n)といった工業用中性子源とプラスチックシンチレーター(以下プラシンと言う)を組み合わせた高速中性子イメージングシステムの開発を開始した。プラシンは安価、軽量で加工、取り扱いも容易であるが、ガンマ線に対しても感度があるため、波形弁別 (PSD: Pulse Shape Discrimination) が可能なプラシン EJ-276DH を用い、ガンマ線と中性子の弁別を行い、S/N (Signal/Noise)を大きく改善することとした。

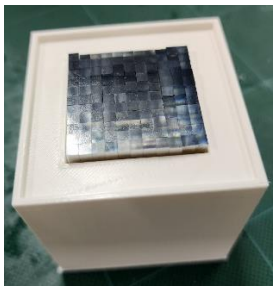


図 1 プラシン（11×11 本）

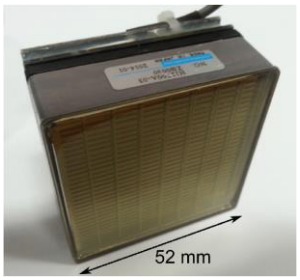


図 2 位置敏感型光電子増倍管

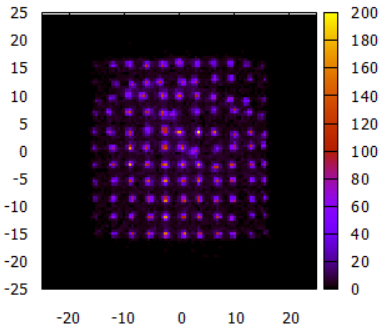


図 3 中性子カウント数分布

2. 波形弁別型プラシンと位置敏感型光電子増倍管

波形弁別型プラシンは、1MeV 以上の中性子に対して感度があるため、プラシンや周囲からの散乱中性子によるイメージのぼやけを低減することができる。試験用に開発したプラシンは、図 1 に示す様に 3×3×50 mm のプラシンを 11×11 の格子状にしたもので、3D プリンターで作成したプラスチックケースに取り付けた。個々のプラシンはアルミナイズドマイラーにより区切られており、プラシン間での光の干渉が起きない様にした。プラシンは光学グリスを塗布し、図 2 に示す位置敏感型光電子増倍管(Hamamatsu:H12700A-03) に取り付けた。位置敏感型の光電子増倍管からは最終段のダイノードと、4ch に抵抗分割されたアノードからの出力が得られ、ダイノード出力を波形弁別に、抵抗分割された 4ch のアノード出力を反応位置の導出に用いた。図 3 は作成した検出システムを近畿大学原子力研究所で試験した結果で、中性子のカウント数分布を示している。11×11 本のプラシンが区別できることが確認でき、このことからプラシン 1 本の 1 辺(3mm)程度での分解能で像が得られることがわかった。

3. 結言

波形弁別型プラシンと位置敏感型光電子増倍管を組み合わせた高速中性子イメージングシステムを開発し、試験を進めている。本システムは持ち運びや回転も容易なため、様々な応用が期待できる。

*Takanori Mochimaru[1], Mitsuo Koizumi[1], Tohn Takahashi[1], Ikuto Yamaguchi[1], Hirokuni Yamanishi[2], Genichiro Wakabayashi[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Kindai Univ.,

シリコンカーバイド(SiC)半導体を用いた飛行時間法による中性子エネルギースペクトルの計測

Measurement of neutron energy spectrum by time-of-flight method using silicon carbide (SiC) semiconductor detector

*永井　寛大[1]，島添　健次[1]，Moh Hamdan[1]，青山　敬[2]，鈴木　崇仁[2]，中村　尚司[2,3]
[1]東京大学，[2]富士電機，[3]東北大学

シリコン(Si)半導体に比べ耐熱性・耐放射線性が高く幅広い環境で使用可能なシリコンカーバイド(SiC)半導体を用いた中性子検出器の研究において、熱中性子の計測実験や検出器構造の最適化を行ってきた一方で高速中性子などのより広い中性子エネルギー帯の検出は未検討であった。そこで今回は飛行時間法を用い、大強度陽子加速器施設 (J-PARC)の BL10 にて、中性子のエネルギースペクトルを計測する実験を行った。

キーワード：放射線検出器、半導体検出器、中性子、飛行時間法、SiC

1. 緒言

シリコンカーバイド(SiC)半導体はシリコン(Si)半導体に比べ大きなバンドギャップを持つため耐熱性が高い。また、放射線耐性の高さも示されている。そのため、我々は SiC 半導体を用いた中性子検出器の研究を行っており、^{6}Li を用いた熱中性子の計測実験やシミュレーションによる構造の最適化を行ってきた。一方で、高速中性子などのより広い中性子エネルギー帯の検出は未検討であったため、今回は飛行時間法を用い、大強度陽子加速器施設 (J-PARC)の BL10 にて中性子のエネルギースペクトルを計測した。

2. 実験

図 1 のような計測体系で計測を行った。PETnet モジュール[1]に加速器のトリガ信号と検出器からの信号が入力された時間をそれぞれ記録し、トリガ信号と検出器からの信号の時間差をとることにより飛行時間を測定した。検出器からの信号はプリアンプとシェイパー、ダイナミック TOT[2]ボードにより処理されている。検出器には 3 V, 30 V, 300 V の逆バイアス電圧を印加し、ポリエチレン製の変換膜またはプラスチック板に LiF を塗布した変換膜をつけて中性子を照射した。

3. 結果

ポリエチレン変換膜使用時・LiF 変換膜使用時のそれぞれについて、計測された中性子のエネルギー分布に、中性子照射時とバックグラウンドで異なる傾向が見られた。一例として、右図 1 はバイアス電圧 30 V で LiF 変換膜を用いた場合の結果で、ビーム照射時はバックグラウンドではほとんど見られない 0.01~1 MeV のカウントが確認された。

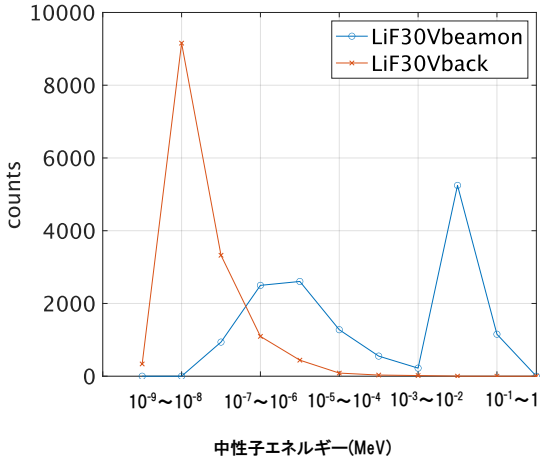


Fig.1 バイアス 30 V、LiF 変換膜使用時

参考文献

[1] Setsuo Sato et al. Development of Multichannel High Time Resolution Data Acquisition System for TOT-ASIC. IEEE TRANSACTIONS ON NUCLEAR SCIENCE, VOL. 68, NO. 8, AUGUST 2021. p1801-1806

[2] Kenji Shimazoe et al. Dynamic Time Over Threshold Method. IEEE TRANSACTIONS ON NUCLEAR SCIENCE, VOL. 59, NO. 6, DECEMBER 2012. p3213-3217

---

*Kanta Nagai[1], Kenji Shimazoe[1], Moh Hamdan[1], Kei Aoyama[2], Takahito Suzuki[2], Takashi Nakamura[2,3]
[1]UTokyo, [2]Fuji Electric, [3]Tohoku Univ.

加速器ベース BNCT 中性子ビームの中性子深度分布計測評価

Experimental Neutron Depth Distribution for Accelerator-Based BNCT

*上村 晃生[1]，原田 恭介[1]，髙田 真志[1]，中村 哲志[2]，島田 健司[3]，中村 勝[3]，藤井 亮[3]
[1]防衛大学校，[2]国立がん研究センター，[3](株)CICS

ホウ素中性子捕捉療法(BNCT)で患者への照射中性子ビームの品質保証をするために、中性子の深度分布をアルミニウム(Al)の中性子放射化法とイメージングプレートを併用した手法を用いて計測した。その結果は金放射化法で得られた深度分布と±5.5%以内で一致した。

キーワード：BNCT，熱中性子，放射化法，アルミニウム，イメージングプレート，深度分布

1. 緒言

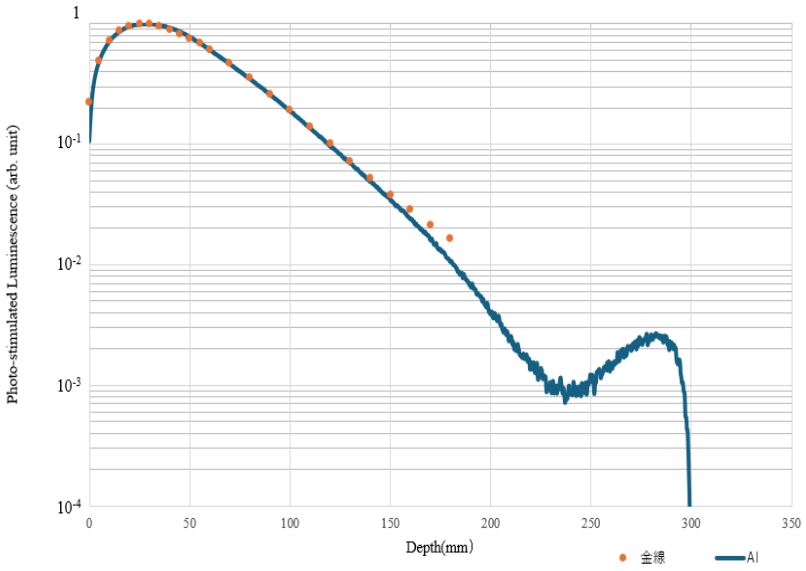
BNCT 治療において熱中性子の深度分布は治療の健全性を評価する上で重要である。現在、この中性子深度分布は金線を用いた放射化法により計測評価されているが、多大な時間を要するため医療従事者の負担が大きい。また、ある特定の深さの結果しか得られない。本研究では、この課題を克服できる Al の中性子放射化とイメージングプレート(IP)を併用した深度分布計測手法を考案した。

2. 実験手法

アクリル板(高さ 300mm、奥行き 300mm、幅 30mm)の側面に厚さ 80μm の Al テープを貼付した。このアクリル板の Al 面が中性子ビームの中心軸を通るように平行に配置し､左右をアクリル板で挟んで全体を 300mm にした。中性子ビームをアクリル板の天面側より 10 分間照射し、Al テープ中に半減期 2.8 分の^{28}Al の放射性同位体を生成した。この^{28}Al のベータマイナス崩壊により放出されるベータ線を IP で計測するために、中性子照射後アクリル板に貼付された Al テープを暗室で IP に 20 分間曝露した。生成された放射能空間分布が IP に転写された。その後 IP 読み取り機で放射能分布が得られる。この放射能分布から画像処理をすることでアルミ中の熱中性子空間分布すなわち深度分布が得られた。

3. 結果・結論

右図は Al 放射化法と標準手法である金放射化法で計測した深度分布を比較した結果である。縦軸は放射線量の相対値である PSL(Photo-Stimulated-Luminescence)値、横軸は深さを示し、橙点は金線、青線は Al をそれぞれ放射化させて計測した結果を表す。本計測手法を用いることでアクリル中の全深さ（0~300mm）に渡って熱中性子分布を連続的に計測できており､結果は深さ 30mm で 1 に規格化している。両者のアクリル中での深度分布は金放射化法で得られた結果と±5.5%の差異で一致した。本手法を用いることで容易に熱中性子の深度分布を計測でき、治療開始ごとに計測できるようになる。さらに、約 1 時間という短時間で中性子分布が得られるため、医療従事者の負担を軽減し、がん治療の安全性向上に貢献できる。



* Kosei Kamimura[1], Kyosuke Harada[1], Masashi Takada[1], Satoshi Nakamura[2], Kenji Shimada[3], Masaru Nakamura[3], Ryo Fujii[3]
[1]Nat'l Defense Acad., [2]Nat'l Cancer Center, [3]CICS

Si 基板および QST 基板上に作製した BGaN 検出器に対する長波長中性子を用いた中性子検出特性評価

Evaluation of neutron detection characteristics using long wavelength neutron for BGaN detectors grown on Si and QST substrate

*安藤 光佑[1], 西川 瞬[1], 櫻井 辰大[1], 川崎 晟也[2], 日野 正裕[3], 本田 善央[2], 天野 浩[2]
松本 倖汰[4], 伊藤 範和[4], 田中 岳利[4], 中原 健[4], 井上 翼[1], 青木 徹[1], 中野 貴之[1]
[1]静岡大学, [2]名古屋大学, [3]京都大学, [4]ローム株式会社

抄録

^{10}B 原子を構成元素に含む BGaN が新規中性子検出材料として開発されている。本研究では、イメージングセンサーの作製に向けて裏面加工プロセスが容易な Si および QST 基板上に BGaN デバイスを作製した。作製したデバイスに対して、JRR-3 の MINE-1 にて長波長中性子照射を行い、BGaN デバイスによる中性子検出エネルギースペクトルを得るに至った。

キーワード：BGaN、中性子半導体検出器、中性子イメージング、化合物半導体

1. 緒言

BGaN は大きな中性子捕獲断面積を持つ ^{10}B 原子を含むことから、新規中性子検出半導体として開発されている[1]。これまでの研究において、Al_2O_3 基板を用いた BGaN 検出器の作製が行われてきたが、中性子イメージングセンサーに向けた開発では裏面電極の作製が困難という問題点があった。そこで本研究では、基板除去及び裏面加工プロセスが容易な Si 及び QST 基板上への BGaN 中性子検出器の作製を提案し、開発を行った。各基板上に BGaN 中性子検出器の作製を行い、構造特性評価及びデバイス特性評価を実施した。中性子検出特性評価は、JRR-3 の MINE-1 にて長波長中性子ビームを用いた中性子照射実験により実施した。

2. 実験方法

本研究で使用したデバイスは、有機金属気相エピタキシー法(MOCVD)を用いて、Si および QST 基板上に 3.5 μm の BGaN 層を含む pin 構造を成長させて、デバイスプロセスにより BGaN-pin ダイオード検出器を作製した[2]。BGaN 層の構造特性評価には XRD、SEM を用いた。BGaN 中性子検出器の放射線検出特性評価として α 線照射実験(線源: ^{241}Am)および JRR-3 の MINE-1(中性子波長: ≧8 Å、中性子束: 1×10^6 n・cm^{-2}・sec^{-1})[3]にて中性子照射実験を実施した。

3. 結果および考察

図 1 に Si 基板上に作製した BGaN 検出器に対して(a)α 線及び(b)長波長中性子を照射し、得られたエネルギースペクトル及びピークフィッティング結果を示す。図 1(a)より、2.3 MeV-α 線エネルギースペクトルは BGaN 検出器の検出ゆらぎにより正規分布に似た広がりを示していることが確認された。図 1(b)より、長波長中性子照射で得たエネルギースペクトルは多重ピークプロファイルであった。ピークフィッティングにより、2 つのピークとノイズ成分により検出スペクトルを再現できた。得られた 2 つのピークは中性子捕獲反応の基底状態及び第一励起状態に由来したピークであると考えられる。QST 基板上の BGaN 検出器に対しても同様の結果を得た。さらに、測定結果から算出したピーク半値全幅(FWHM)の評価より中性子検出における結晶性の影響を評価できることが示唆された。

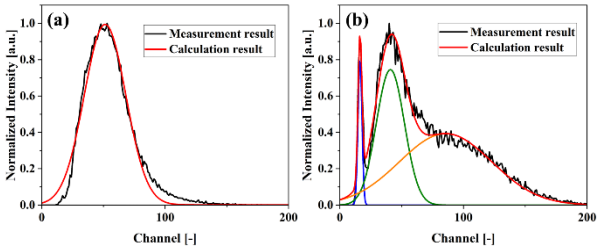


図 1 Si 基板上に作製した pin-BGaN 検出器に対して(a)α 線及び(b)長波長中性子を照射した際に得られたエネルギースペクトル

【参考文献】 **[1]** T. Nakano, *et al*, J. Appl. Phys. **130** (2021) 124501, [2] S. Nishikawa, *et al*., ICNS14 (2023) TuP-GR-26, [3] 日野正裕他, 波紋 **31**(2021) p36-37

【謝辞】 本研究の一部は、科研費補助金(19H04394、23H00099)の援助、日本原子力研究開発機構の施設共用制度、名古屋大学未来材料・システム研究所における共同利用・共同研究により実施された。実験に使用した QST 基板は信越化学株式会社より提供をいただいたものを使用している。

*Kosuke Ando[1], Shun Nishikawa[1], Tatsuhiro Sakurai[1], Seiya Kawasaki[2], Masahiro Hino[3], Yoshio Honda[2], Hiroshi Amano[2], Kota Matsumoto[4], Norikazu Ito[4], Taketoshi Tanaka[4], Ken Nakahara[4], Yoku Inoue[1], Toru Aoki[1] and Takayuki Nakano[1]
[1]Shizuoka Univ., [2]Nagoya Univ., [3]Kyoto Univ., [4]ROHM Co., Ltd.

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

Thu. Sep 12, 2024 10:20 AM - 11:10 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 1:20 AM - 2:10 AM UTC Room N(Recture RoomsB 2F B203)

[2N04-06] Decommissioning of Reprocessing Plant, and Transport Package

Chair:Kouya Ganaha(TEPSYS)

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

[2N04]

Flush-out for Tokai Reprocessing Plant decommissioning

(3) Disposal of the low-concentration Pu solution

*Futoshi Yanagibashi[1], Shinichi Nagaoka[1], Hiroyasu Isobe[1], Takeshi Yasuda[1], Yuji Yada[1], Shohei Suzuki[1], Hayate Tokoro[1], Shota Kusaka[1], Keita Shoji[1], Hirotaka Samoto[1] (1. JAEA)

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

[2N05]

Flush-out for Tokai Reprocessing Plant decommissioning

(4) Removal of the U solution

*masayuki ohuchi[1], yoshiyuki kishi[1], hiroyasu isobe[1], takeshi yasuda[1], yuji yada[1], shohei suzuki[1], hayate tokoro[1], shota kusaka[1], keita shoji[1], hirotaka samoto[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2N06]

Delay impact evaluation for wet type spent-fuel transport package

Lid bolt pull-out strength evaluation based on acceleration data

*Kenichi Hakozaki[1] (1. National Maritime Research Institute)

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

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

東海再処理施設における工程洗浄
（3）低濃度の Pu 溶液の処理

Flush-out for Tokai Reprocessing Plant decommissioning
(3) Disposal of the low-concentration Pu solution

*柳橋 太[1]，長岡 真一[1]，磯部 洋康[1]，安田 猛[1]，矢田 祐士[1]，
鈴木 翔平[1]，所 颯[1]，草加 翔太[1]，荘司 渓汰[1]，佐本 寛孝[1]
[1]日本原子力研究開発機構

東海再処理施設の工程洗浄（低濃度 Pu 溶液の取出し）では、スチームジェットによる送液時における Pu ポリマーの生成リスクを解消させるため、U 溶液を混合し U/Pu 比を使用済燃料溶解液の値以上に調製した。
キーワード：東海再処理施設、廃止措置、工程洗浄、Pu 溶液

1. 緒言

東海再処理施設の廃止措置において、工程に残存する回収可能な核燃料物質を取り出す工程洗浄のうち、低濃度 Pu 溶液の取出しでは、MOX 粉末にするための関連設備の再稼働（点検整備）に係る労力、期間（約 2 年）に有用性がなく、高放射性廃液（HAW）として廃棄することとした。HAW としての廃棄では、使用済燃料の再処理運転時には用いないスチームジェットによる低濃度 Pu 溶液の送液を行うが、蒸気との接触による低濃度 Pu 溶液の温度上昇及び酸濃度の低下により Pu ポリマーの生成による臨界のリスクを伴う（図 1）[1] [2]。このため、Pu ポリマーの生成抑制を目的とした、U 溶液混合による送液を試みた。

2. 低濃度 Pu 溶液の処理方法

文献[3] [4]では U 共存下で U が Pu ポリマーの生成を抑制することが示されているが、U/Pu 比のしきい値については明確ではなかった。そこで、使用済燃料溶解液のスチームジェット送液時の U/Pu 比 59 を基に、安全裕度を考慮し U/Pu 比 70 以上となるよう低濃度 Pu 溶液と U 溶液を混合調製後に送液した。また、Pu ポリマーが生成した場合の対策として、解重合反応により Pu ポリマーを解消できるように、事前に送液先貯槽の酸濃度（受入後約 5 mol/L）を調製した[1]。

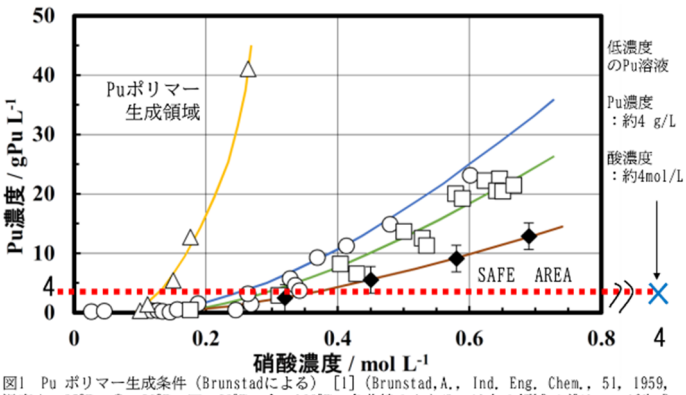


図1 Pu ポリマー生成条件（Brunstadによる）[1]（Brunstad,A., Ind. Eng. Chem., 51, 1959, 温度△：25℃，○：80℃，□：90℃，◆：100℃，各曲線の上あるいは左の領域でポリマーが生成

3. 低濃度 Pu 溶液の処理結果

低濃度 Pu 溶液と U 溶液の混合は、溶液中の U/Pu 比が 88 以上に調製され、その後のスチームジェットによる送液前後の複数回のサンプリング分析、観察において有意な Pu の減少はなく Pu ポリマーの生成は認められず、Pu ポリマー生成防止対策及び Pu ポリマー生成時の解消対策は有効であった。これらの処置対策により、臨界安全上問題なく、工程内に残留していた殆どの低濃度 Pu 溶液を HAW へ廃棄し処理を完遂させた。

参考文献

[1] 「再処理プロセス・ハンドブック第 3 版」，日本原子力研究開発機構，JAEA-Review2015-002，pp.527 - 530（2015）.
[2] Brunstad, A., Ind. Eng. Chem., 51, 1959, pp. 38 - 40.
[3] L. M. Toth, K. E. Dodson, ORNL, Annual Summer Meeting of the American Nuclear Society, Boston, Mass., (June 9-14, 1985)
[4] L. M. Toth, H. A. Friedman, and M. M. Osborne, J. inorg. nucl. Chem. Vol. 43, No. 11, pp. 2929 - 2934, (1981)

*Futoshi Yanagibashi[1], Shinichi Nagaoka[1], Hiroyasu Isobe[1], Takeshi Yasuda[1], Yuji Yada[1], Shohei Suzuki[1] and Hayate Tokoro[1], Shota Kusaka[1], Keita Shoji[1], Hirotaka Samoto[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency.

東海再処理施設における工程洗浄
（4）U 溶液の取出し

Flush-out for Tokai Reprocessing Plant decommissioning

(4) Removal of the U solution

*大内 雅之[1]，岸 義之[1]，磯部 洋康[1]，安田 猛[1]，矢田 祐士[1]，
鈴木 翔平[1]，所 颯[1]，草加 翔太[1]，荘司 渓汰[1]，佐本 寛孝[1]
[1]日本原子力研究開発機構

東海再処理施設（TRP）の廃止措置として、約 16 年間停止中のウラン脱硝施設（DN）を再稼働し、工程内から回収可能核燃料物質（U）を取出す操作（工程洗浄）を若手技術者への技術伝承を図りながら実施した。工程洗浄特有の低濃度 U 溶液の脱硝処理条件を設定して安定処理し、工程洗浄を完遂した。

キーワード：東海再処理施設，廃止措置，工程洗浄，ウラン脱硝

1. はじめに

廃止措置中の TRP では、除染・機器解体段階への移行前に、工程洗浄により回収可能核燃料物質（使用済燃料せん断粉末、Pu 溶液、U 溶液等）を取出す必要があり、段階的に工程洗浄を実施してきた。工程洗浄の最終段階として、最も残存量が多い U 溶液について DN を再稼働させ安定的に UO_3 粉末に脱硝し製品貯蔵施設に貯蔵した。また、貯槽の構造上残留する U 溶液は、廃液低減のために純水で希釈後、低濃度 U 溶液として可能な限り脱硝した。本報では、これら工程洗浄における U 脱硝処理のパラメータ設定及び脱硝結果について報告する。

2. U 溶液の取出し

U 溶液の取出しに際して、運転経験上、脱硝処理運転における運転停止要因の 6 割以上を噴霧ノズルの閉塞が占め、さらに噴霧ノズルの閉塞が発生するタイミングは U 溶液の供給開始直後が約 7 割であった。工程洗浄では、週単位での運転・停止を繰返す間欠運転を行うことから、噴霧ノズルの閉塞のリスク回避が見込める連続運転が困難であり、過去の再処理運転時のデータから脱硝塔及び蒸発缶の熱負荷バランスを評価し、ノズル閉塞を抑制するための工程洗浄特有の運転パラメータ（脱硝塔への供給 U 濃度、流量、脱硝温度、温水供給併用等）を設定した（表 1）。また、再処理運転時と同じ脱硝処理停止操作では、工程内に U 量が多く残留することから、その低減対策として、純水で希釈した低濃度 U 溶液の脱硝処理運転を行うことで、残留 U 量の低減を図った。低濃度 U 溶液の脱硝は、脱硝塔内で造粒プロセスが進行しづらく流動層高低下による安定運転の阻害要因となるため、脱硝塔への U 供給量を下げ、可能な限り脱硝処理を安定させる新たなパラメータを設定（表 1）するとともに、流動層の層高監視を強化した。

3. U 溶液の取出し結果

工程洗浄特有の運転パラメータを設定したことにより、脱硝処理停止時の残留 U 量を低減することができ、これにより低放射性液体廃棄物の発生量を約 93%削減した（表 2）。また、噴霧ノズルの閉塞を 1 回に抑えることができ、工程洗浄を計画より約 1 ヶ月短縮して完了させることができた。層高回復を目的とした、脱硝処理の進行に応じた脱硝塔の整備を計画的に実施することで、安定した脱硝処理運転を継続できた。

さらに、再処理運転経験の無い若手技術者に対して、長期停止状態の脱硝プラントの再稼働プロセスを機器の点検・整備段階から経験させることで廃止措置の次ステップである系統除染に必要な技術を伝承することができた。

表 1. 工程洗浄特有の運転パラメータ

項目		工程洗浄時	低濃度U処理時	再処理運転時
供給するU濃度	[g/L]	約700～900	約 60～100	約 900～1100
U供給流量	[L/h]	約 25～30	約 20	約 25～38
処理量	[t-U/日]	約 0.45～0.6	約 0.05	約 0.6～0.9
温水混合量	[L/h]	約 1～5	-	-
脱硝温度	[°C]	約 320～340	約 320～340	約 300～340
流動層の層高	[kPa]	約 35～68	約 40～68	約 35～68

表 2. 低減した残留 U 量及び廃液発生量

項目		工程洗浄時	再処理運転時
UNH貯槽（2基）	[kg-U]	約 6 (3/基)	約 112 (56/基)
UNH供給槽	[kg-U]	約 0.2	約 5
濃縮液受槽	[kg-U]	約 3	約 15
合計	[kg-U]	約 10	約 132
残留U廃棄時の廃液発生量	[m³]	約 18	約 260

約93%削減

*Masayuki Ouchi[1], Yoshiyuki Kishi[1], Hiroyasu Isobe[1], Takeshi Yasuda[1], Yuji Yada[1], Shohei Suzuki[1], and Hayate Tokoro[1], Shota Kusaka[1], Keita Shoji[1], Hirotaka Samoto[1],
[1]Japan Atomic Energy Agency.

湿式の使用済燃料用輸送容器の遅延衝撃評価
（1）加速度データに基づく蓋ボルト引抜力の評価

Delay impact evaluation for wet type spent-fuel transport package
(1) Lid bolt pull-out strength evaluation based on acceleration data

*箱崎 健一[1]
[1]海上技術安全研究所

使用済燃料輸送物に課せられる９m落下試験において、収納物の遅延衝撃に伴う蓋ボルトの引抜力の増加は、安全解析上の大きな課題である。湿式容器の場合、内部水の影響で遅延衝撃は生じないと考えられてきた。しかし、過去の垂直落下試験の加速度データを再検討した結果、収納物の内部落下が無い場合でも遅延衝撃が生じる可能性が見出された。この結果に基づき、蓋ボルト引抜力の簡易的な評価方法を提案する。
キーワード：遅延衝撃，放射性輸送物，9m 垂直落下試験，使用済燃料用輸送容器，蓋ボルト引抜力

1. 緒言

乾式の使用済燃料用輸送容器（SF キャスク）では、蓋板の密封評価の観点から、収納物の容器内落下に基づく遅延衝撃が国際的な関心事となっている。しかし、既存データの再評価の結果、容器内落下が無い場合でも収納物影響による蓋ボルトの引抜力増加が示唆されるため、収納物の内部落下が生じない条件（例：湿式キャスク）に基づく遅延落下の評価方法を提案する。

2. 加速度データの再検討結果に基づく蓋ボルトの引抜力の評価

2-1. 収納物のバネ的挙動による蓋ボルト引抜力への影響評価

SF キャスクの蓋下垂直落下試験では、容器内の収納物の遅延落下が無い場合でも、収納物がバネとして作用することにより蓋ボルトの引抜き力が遅延して増加する可能性を示すことができる。しかし、照射後の燃料集合体の機械的特性を輸送物毎に確認することは不可能なため、過去の研究から推定されるバネ特性に基づき、安全側の仮定に基づく蓋ボルト引抜力の評価が必要である。

2-2. 安全側の仮定に基づく蓋ボルト引抜力の評価方法

従来の安全評価では、蓋ボルトの引抜力（F_{blt}）は、落下時に本体に作用する加速度の最大値（α_{max}）に基づき、下記の様に評価されていた。

$$F_{blt} = \alpha_{max} \cdot (m_{lid} + m_{cnt})/n$$　（m_{lid}：蓋板の質量、m_{cnt}：収納物の質量、n：ボルトの本数）

しかし、既存の加速度データの再検討の結果、収納物は蓋板上でバネとして作用していることが判った。また、過去に報告されている実機大の SF キャスクの落下試験結果から推定した収納物のバネ特性から推定した結果、蓋ボルトの引抜力は、安全側の仮定を設けることで以下となる。

$$F_{blt} = \alpha_{max} \cdot (m_{lid} + 2 \cdot m_{cnt})/n$$

3. 結論

内部落下が起きない条件においても、収納物のバネ挙動により蓋ボルトの引抜力が遅延して増加するため、この効果を考慮した密封評価が必要と考える。

参考文献

[1] Kenichi Hakozaki, Hiroaki Taniuchi & Shinichi Takahashi. “Acceleration calibration method for the drop test of radioactive package based on the rebound of specimen” Nuclear Engineering and Design 406 (2023) 112266

---

*Kenichi Hakozaki[1]
[1]National Maritime Research Institute

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

Thu. Sep 12, 2024 10:35 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 1:35 AM - 2:55 AM UTC Room B(Recture RoomsA 1F A102)

[2B05-09] Advanced Fusion Material Technology

Chair:Kazunari Katayama(Kyushu Univ.)

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

[2B05]

High temperature oxidation of neutron-irradiated tungsten materials and radioisotope release by oxide sublimation

*Azusa Matsumoto[1], Yuji Hatano[1,2], Teppei Otsuka[3], Makoto Kobayashi[4], Yasuhisa Oya[5], Masashi Shimada[6] (1. Univ. of Toyama, 2. Tohoku Univ., 3. Kindai Univ., 4. NIFS, 5. Shizuoka Univ., 6. INL)

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

[2B06]

Development of Tungsten Boride Cermet for Radiation Shielding Material in Fusion Reactor

*Kaiji Yamamura[1], Yasuyuki ogino[1], Yuki Jimba[1], Hao Yu[1], Sosuke kondo[1], Ryuta Kasada[1] (1. Tohoku Univ.)

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

[2B07]

Mechanical properties and Microstructure of Gas-atomized Cu-Y-Zr and WO_3 ODS-Cu towards the Overcoming of Trade-off between Strength and Conductivity

*Zimo Gao[1], Hao YU[1], Ryuta Kasada[1] (1. Tohoku Univ.)

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

[2B08]

The effect of YSZ addition on material properties of ODS-Cu

*Toshiki Saito[1], Hao Yu[1], Zimo Gao[1], Gibum Kim[2], JongHyeon Park[2], Seongbeen Lee[2], Takuji Oda[2], Ryuta Kasada[1] (1. Tohoku Univ., 2. Seoul National Univ.)

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

[2B09]

Evaluation of strength for F82H by Micro-tensile testing

*Masami Ando[1], Takashi Nozawa[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

中性子照射タングステン材料の高温酸化挙動および放射化酸化物放出挙動

High temperature oxidation of neutron-irradiated tungsten materials and radioisotope release by oxide sublimation

*松本 あずさ[1]，波多野 雄治[1,2]，大塚 哲平[3]，小林 真[4]，大矢 恭久[5]，島田 雅[6]
[1]富山大学，[2]東北大学，[3]近畿大学，[4]核融合科学研究所，[5]静岡大学，[6]アイダホ国立研究所

熱重量測定装置および質量移行実験装置を用いて，中性子照射されたタングステン(W)の酸化速度および昇華性酸化物の飛散昇華速度，ならびにそれに伴うトリチウムと放射化物の放出速度を調べる．核変換で形成されるレニウム(Re)の影響に着目する．これらにより，核融合炉の真空喪失事故時における安全性評価に不可欠なデータベースの構築に寄与する．

キーワード：タングステン，酸化，熱重量分析

1. 緒言

核融合炉のプラズマ対向材料である W は燃料プラズマおよび高エネルギー中性子の照射を受け，トリチウムを取り込むと共に放射化する．真空喪失事故が起こると高温の W と酸素あるいは水蒸気の反応が生じるが，W や核変換生成物である Re の酸化物は高い蒸気圧を持つため，酸化に伴い放射化物およびトリチウムが飛散する懸念がある[1,2]．そこで日米協力 FRONTIER 計画では，アイダホ国立研究所に熱重量測定装置および質量移行実験装置を設置し，中性子照射 W の酸化速度および昇華性酸化物の放出速度を調べている．本発表では，設置した実験装置の概要と初期の成果を報告する．

2. 実験

熱重量測定(Thermogravimetric analysis TGA)には島津製作所製 TGA-50 を使用する．雰囲気ガスは Ar-20 %O_2 とし，一部の実験では室温程度の蒸気圧(約 3 kPa)の水蒸気を添加する．流量は 70 mL/min 程度を想定しているが，酸化が酸素および水蒸気の供給によって律速されることがないよう適宜調整する．試料には純 W および W-10 %Re 合金のディスク(φ6 mm×t0.5 mm)を使用する．純 W 試料の一部には米国オークリッジ国立研究所の研究炉 HFIR で RB-19J キャプセルを用いて中性子照射を実施している[3]．酸化温度は 873 K～1173 K とする．

質量移行実験では図 1 の装置を用い，上記と同様の純 W および W-10 %Re 合金ディスク試料を使用する．酸化温度は 873 K，1073 K とし，ガス流量は TGA 実験の結果に基づき決定する．

実験結果については発表当日報告する．

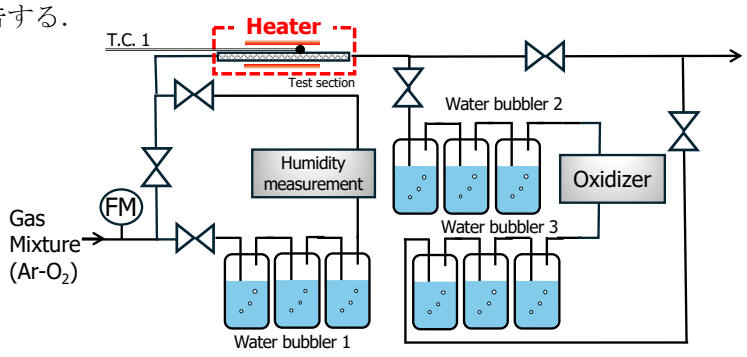


図 1 質量移行実験装置

参考文献

[1] S.C. Cifuentes et al., Corrosion Science 57 (2012) 114-121.
[2] T. Otsuka et al., Nuclear Materials and Energy 25 (2020) 100791.
[3] 上田良夫ら，プラズマ・核融合学会誌 96(2020) 129.

*Azusa Matsumoto[1], Yuji Hatano[1,2], Teppei Otsuka[3], Makoto Kobayashi[4], Yasuhisa Oya[5] and Masashi Shimada[6]
[1]Univ. of Toyama, [2]Tohoku Univ., [3]Kindai Univ., [4]NIFS, [5]Shizuoka Univ., [6]INL.

核融合炉遮蔽材適用に向けたホウ化タングステンサーメットの開発

Development of Tungsten Boride Cermet for Radiation Shielding Material in Fusion Reactor

*山村　海爾[1]、荻野　靖之[1]、陣場　優貴[1]、余　浩[1]、近藤　創介[1]、笠田　竜太[1]

[1]東北大学

抄録

核融合炉の放射線遮蔽材として期待されているホウ化タングステン（WB）は、難焼結性･低熱伝導性･低破壊靭性のため、構造材として使用しにくい問題がある。Cu を添加した WB-Cu サーメットは、遮蔽性能は低下するが、焼結性･熱伝導性･破壊靭性の改善が確認された。

キーワード：放射線遮蔽，ホウ化タングステン，炉材料

本文

球状トカマクは、中心にある超伝導コイルを放射線から防護するための遮蔽材を設置する領域が限られる問題がある[1]。ホウ化タングステン（WB）、特に W_2B_5 は既存の遮蔽材に比べ、中性子･γ線遮蔽性能が高い[2]ことから、球状トカマクの遮蔽材として期待されている。しかし、WB は高い融点と共有結合性により焼結性が悪く、緻密な焼結体を得るためには、2000 ℃以上でのホットプレスが必要になる[3]。また、WB の伝熱性･破壊靭性は低いため、構造材として使用するためには、これらの改善が必要である。本研究では、低融点、高熱伝導、延性材料である Cu を焼結助剤として添加した WB-Cu サーメットを作製し、WB の遮蔽性能、焼結性、伝熱性、破壊靭性への影響を明らかにする。

サーメットは、W_2B_5 の組成で作製した WB 粉末に Cu 粉末を添加し、パルス通電焼結（PECS）、1300 ~ 1500 ℃、15 min の焼結条件で、WB-10wt.%Cu サーメットを作製した。参照試料として Cu 助剤添加なしの WB 単相試料は、ホットプレス（HP）、1900 ℃、 50 MPa、3 h の焼結条件で作製した。得られた各焼結体の試料（φ10 mm、厚さ 2 mm）について、密度をアルキメデス法、熱拡散率を Xe フラッシュ法にて測定した。ビッカース硬さ試験で発生した試料表面の亀裂長さとナノインデンテーションによる押し込み弾性率から破壊靭性値の算出をした。放射線遮蔽性能は、粒子輸送計算コード PHITS を用いて解析した。

X 線回折（XRD）と電子プローブマイクロアナライザ（EPMA）によりサーメットには WB_2 相、Cu 相および未反応の B 相が存在することが分かった。相対密度は 92.4%、熱拡散率は 16.2 W･k/m、破壊靭性は 10.5 MPa･$m^{1/2}$ であり、Cu 助剤添加なしの試料に比べ相対密度、熱拡散率、破壊靭性はそれぞれ 1.03 倍、1.17 倍、1.46 倍に向上していた。サーメット化による特性向上は、WB 粒界に Cu 相が連続的に形成したため[5][6]であると考えられる。一方、PHITS による計算結果から、厚さを 50 cm としたとき WB-10wt.%Cu サーメットの遮蔽性能は Cu 助剤添加なしの試料に比べ、0.84 倍に低下することが分かった。Cu 添加による遮蔽性能の低下と材料特性の向上はトレードオフの関係にあるため、遮蔽性能要求を考慮した材料設計が可能となるように、Cu 添加量依存性についても今後明らかにする必要がある。

参考文献

[1] Y. Ono, et al., J. Plasma Fusion Res. 80 (11) (2004) 919-920.

[2] Y. Ogino, et al. 21th. ICFRM. (2023).

[3] M. S. Koval’chenko, et al., Poder Metall Met Ceram. 14(6)(1975) 469-473.

[4] A. Yang et al., App, Phys A. (2022).

[5] T. Maruyama, et al., Jour Nucl Sci Tech. 36(4)(1999) 380-385.

[6] H. Kitahara, et al., J. Japan Inst. Metals. 66(11)(2002) 1116-1121.

---

*Kaiji Yamamura[1], Yasuyuki Ogino[1], Yuki Jimba[1], Hao Yu[1], Sosuke Kondo[1] and Ryuta Kasada[1]

[1]Tohoku Univ.

Mechanical properties and Microstructure of Gas-atomized CuYZr-WO_3 towards the Overcoming of Trade-off between Strength and Conductivity

*Zimo Gao[1,2], Diancheng Geng[1,2], Hao Yu[1], Yasuyuki Ogino[1], Sosuke Kondo[1], Ryuta Kasada[1]

[1]Institute of Material Research, Tohoku University

[2]Department of Quantum Science and Energy Engineering, Graduate School of Engineering, Tohoku University

Abstract :

ODS-Cu was recognized as candidate of heat sink materials for divertor in fusion reactor. This research fabricated the CuYZr-WO_3 ODS-Cu alloy by mechanical alloying, showed great mechanical properties and thermal diffusivity simultaneously. The WO_3 addition for ODS-Cu dramatically enhance the production rate as a process control agent (PCA) and decomposed in MA process led to the formation of Y-Zr-O complex oxide and tungsten particles in ODS-Cu.

Keywords: Heat sink material, ODS-Cu, thermal diffusivity, oxide particles

1. Introduction

Copper alloys are good candidate for heat sink materials in fusion reactors due to their excellent thermal conductivity. Nonetheless, further improvements on mechanical properties and irradiation resistance were expected. Cu-Y_2O_3 type ODS-Cu made by mechanical alloying showed excellent mechanical properties and irradiation resistance[1]. Furthermore, Zr addition into the ODS-Cu can improved the mechanical properties by the formation of complex oxide such as $Y_2Zr_2O_7$[2] and YSZ[3]. However, the coarsening of powders in MA process due to the high ductility of Cu is a critical issue towards their mass-production. In this research, WO_3 was chosen as a PCA in the MA process of ODS-Cu powder as well as an excess oxygen supplement in order to improve the coarsening of powder and overcome the trade-off between mechanical properties and thermal conductivity in Cu alloys.

2. Experimental

In this research, gas atomized Cu-Y-Zr powder and WO_3 powder were mechanically alloyed by water-cooling ball milling machine at a rotation speed of 500 rpm in Argon atmosphere. The MAed powder was filtered by the mesh of 500μm and sintered at 880 ℃ with a load of 50 MPa.

3.Results

The WO_3 addition significantly refined the size of MAed powder, achieving an average size of 270 μm, and increase the production rate of MAed up to almost 100%. As for X-ray diffraction results, the WO_3 peaks disappear in the MAed powder and existed as pure tungsten peak and Y-Zr oxide peak in the as-sintered sample. The as-sintered CuYZr-WO_3 sample achieved the Vickers hardness of 286 HV0.1 and thermal diffusivity of 70.2 mm^2s^{-1} at room temperature. TEM observations revealed that the nanosized Y-Zr complex oxide and pure tungsten particles dispersed inside the grain and pinning on the grain boundary.

4.Conclusion

WO_3 addition into ODS-Cu can effectively refined the MAed powder and improved their production rate. WO_3 decomposed during MA process was precipitated as pure tungsten particle and gave excess oxygen in as-sintered sample, leading to the formation of Y-Zr complex oxide and contributing to the mechanical properties of ODS-Cu.

References

[1] Liu, Yuchen, et al. Nuclear Materials and Energy 26 (2021): 100903.

[2] Gao, Zimo, et al. Journal of Alloys and Compounds 899 (2022): 163328.

[3] Saito, Toshiki, et al. Journal of Alloys and Compounds 983 (2024): 173852.

ODS-Cu の材料特性に対する YSZ 添加の影響

The effect of YSZ addition on material properties of ODS-Cu

*齋藤 隼輝[1]，余 浩[1]，高 子墨[1], Kim Gibum[2], Park JongHyeon[2], Lee Seongbeen[2], Oda Takuji[2],
笠田竜太[1]
[1]東北大学，[2]Seoul National University

核融合炉ダイバータヒートシンク構造材料として、熱力学的安定性に優れる酸化物粒子を Cu 母相中に微細分散させた酸化物分散強化銅合金が注目されている。本研究では、ZrO_2 系酸化物のイットリア安定化ジルコニア (YSZ) を添加した Cu-YSZ を作製し、その添加が材料特性に及ぼす影響を評価した。

キーワード：ダイバータヒートシンク、銅合金、ODS 銅合金

1. 緒言

原型炉以降の核融合炉ダイバータヒートシンク構造材料として、熱力学的安定性に優れた酸化物粒子を微細・緻密に Cu 母相中に分散させ、Cu 由来の熱伝導性と、高温強度や耐照射性を持たせることを志向した酸化物分散強化銅合金 (ODS-Cu) が注目されている。Cu-Y_2O_3 系 ODS-Cu に Zr を添加した Cu-Y_2O_3-Zr [1]中では、他の ODS 合金では報告のなかった酸化物であるイットリア安定化ジルコニア (YSZ) の微細粒子が形成しており、YSZ が ODS-Cu の微細分散粒子として有用である可能性が示唆された [2]。そこで本研究では、YSZ 分散 ODS-Cu (Cu-YSZ) を作製し、材料特性に対する YSZ 添加の影響を解明することを目的とした。

2. 実験手法

水冷式ボールミル装置により Cu 粉末と YSZ 粉末をメカニカルアロイング (MA) し、Cu-YSZ 合金粉末を作製した。作製した合金粉末について、放電プラズマ焼結を用いて固化成形した。焼結前後の Cu-YSZ について X 線回折測定 (XRD) を行い、また焼結体の熱拡散率測定、ビッカース硬さ試験、微細組織観察を行った。比較として、ITER 用ダイバータヒートシンク構造材料の候補材とされた Glidcop® Al-15 (Glidcop) についても熱拡散率測定とビッカース硬さ試験を行った。

3. 結果と考察

Cu-YSZ では、Cu-Y_2O_3-Zr と比較して合金粉末が粗大化しにくい傾向が見られた。焼結体中では、YSZ の形成を示唆する XRD ピークが見られ、また熱拡散率は、Cu-Y_2O_3-Zr より向上した。熱拡散率向上の原因として、合金中の不純物元素が Cu-Y_2O_3-Zr と比較して減少した可能性がある。一方で、ビッカース硬さは Cu-Y_2O_3-Zr より低く Glidcop と同等であった。Cu-YSZ で強度の著しい向上がなかった理由として、焼結体の緻密化が不十分である可能性が考えられる。

4. まとめ

本研究により、Cu と YSZ の MA では、合金粉末が粗大化しにくく、均一に粉砕されると示唆された。また Cu-Y_2O_3-Zr よりも熱拡散率が改善していた。YSZ 添加が ODS-Cu の強度に与える影響については、焼結密度を改善した上で再評価を行う必要がある。

参考文献

[1] Z. Gao *et al*., J Alloys Compd 899 (2022) 163328.
[2] T. Saito *et al*., J Alloys Compd 983 (2024) 173852.

---

*Toshiki Saito[1], Hao Yu[1], Zimo Gao[1], Gibum Kim[2], JongHyeon Park[2], Seongbeen Lee[2], Takuji Oda[2], and Ryuta Kasada[1]
[1]Tohoku Univ., [2]Seoul National Univ.

超微小引張試験による F82H 鋼の強度特性評価

Evaluation of strength for F82H by Micro-tensile testing

*安堂　正己[1]，野澤　貴史[1]
[1]量子科学技術研究開発機構

照射を受けた F82H 鋼の機械的特性がどの程度変化（劣化）するのかを把握するためのツールとして、これまで模擬照射実験・微小硬さ評価を進めてきている。本報告では複合イオン照射された F82H 鋼のシングルブロック部を対象に、ノッチ付超微小引張試験から得たマイクロ破断強度評価について報告を行う。

キーワード：低放射化フェライト鋼，イオン照射実験，超微小引張試験

1. 緒言

核融合原型炉ブランケット構造材料の候補材として低放射化フェライト鋼の開発を進めている。核融合環境下では、ヘリウムによる脆化促進の懸念があるが、現状その理解は十分ではない。複数の加速器を用いたイオン照射実験では、核融合中性子照射の特徴である弾出し損傷の導入と核変換ヘリウムの生成を部分的に模擬することができる利点を有するが、評価体積が非常に小さく、これまで主に電子顕微鏡観察によるボイドスエリングの評価、微小硬さ試験（圧縮試験）による照射硬化量の評価に限られていた。本研究では、超微小引張試験法による、マイクロ領域の破断強度の評価を試みた。

2. 実験方法

F82H IEA ヒートを対象に、10.5MeV の Fe^{3+}イオンと 1.05MeV の He^{+}イオンによる照射実験を行った。デュアルイオン（Fe+He）照射では、He 量は約 15appm/dpa とした。照射温度は照射硬化が顕著な 300℃付近とし、照射量は最大 80dpa とした。照射後は、F82H 鋼のシングルブロックを対象に、集束イオンビーム（FIB）加工装置を用いて、超微小引張試験を実施した。照射領域での破断強度の評価を行えるように、図１のようなノッチ付超微小引張試験片を採用し、この破断直前の最大応力をマイクロ破断強度として定義した。

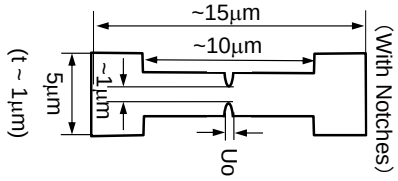


図１　ノッチ付引張試験片

3. 結果と考察

図２は、イオン照射した F82H 鋼の 300℃、80dpa までの超微小引張試験から得た破断強度の結果である。ヘリウムの有無にかかわらず、300℃で照射した F82H では、顕著な照射硬化が生じるが、マイクロ破断強度は 20dpa 付近までは、未照射材と同等の結果となった。さらに高照射量（>40dpa）では、破断強度は照射量とともに増加する傾向にあった。試験後の破面形状も、より変形量の少ない平坦な形状となる傾向にあった。総ヘリウム量は照射量の増大とともに増加するが、300℃、80dpa デュアル照射 F82H においては破断強度のばらつきもより顕著となる結果が得られた。

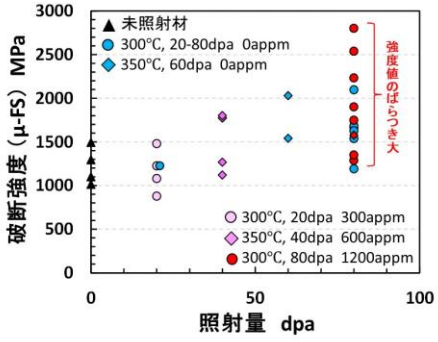


図２　破断強度と照射量との関係

4. 結論

本手法により、イオン照射材 F82H 鋼の破断強度の比較、さらに破断強度の上昇はマイクロ領域での変形しにくさを示すとも考えられることから、変形能に関する新たな指標として利用できる可能性を得た。

*Masami Ando[1] and Takashi Nozawa[1]
[1]National Institutes for Quantum Science and Technology

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

Thu. Sep 12, 2024 10:35 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 1:35 AM - 2:55 AM UTC Room E(Recture RoomsA 2F A200)

[2E05-09] FP Behavior

Chair:Kenichiro Nozaki(TEPSYS)

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

[2E05]

Development of Reactor Building and Containment Vessel Thermo-Fluid Dynamics Code, Advance/BAROC

(12) Improvement of FP aerosol deposition model and validation analysis for NSPP aerosol experiment

*Atsuo Takahashi[1], Toshiharu Mitsuhashi [1], Achihiro Hamano[1], Fumitomo Onishi[1], Hirotaka Hadachi[1], Hideaki Koike[1], Masanori Naitoh[1] (1. AdvanceSoft Corporation)

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

[2E06]

Evaluation of FP Behavior Models in SAs

(6) Construction of dataset for chemical reaction kinetics on Cs-I-Ag-In-Cd system

*Shuhei Miwa[1], Hidetoshi Karasawa[1] (1. JAEA)

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

[2E07]

Evaluation of FP Behavior Models in SAs

(7) Evaluation of chemical reactivity for Cs-I-Ag-In-Cd-H2O system

*Hidetoshi Karasawa[1], Shuhei Miwa[1], Chiaki Kino[2] (1. JAEA, 2. IAE)

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

[2E08]

Study on FPs removal effect on the containment penetrations during a severe accident

(4) Experimental study on FP removal effect at the equipment hatch during a severe accident

*Koichi Nakamura[1], Kohei Ono[1], Wei Liu[2], Koji Morita[2] (1. CRIEPI, 2. Kyushu Univ.)

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

[2E09]

Study on FPs removal effect on the containment penetrations during a severe accident

(5) Experimental study on aerosol removal effect in a parallel-plate slit channel

*Tatsuki Hozumi[1], Akihiro Kakoi[1], Koji Morita[1], Wei Liu[1], Kohei Ono[2], Koichi Nakamura[2] (1. Kyushu Univ., 2. CRIEPI)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

過酷事故時原子炉建屋・格納容器の熱流動解析コード Advance/BAROC の開発
（12）FP エアロゾル沈着モデルの改良と NSPP エアロゾル実験による検証解析

Development of Reactor Building and Containment Vessel Thermo-Fluid Dynamics Code, Advance/BAROC
(12) Improvement of FP aerosol deposition model and validation analysis for NSPP aerosol experiment

*高橋 淳郎[1], 三橋 利玄[1], 浜野 明千宏[1], 大西 史倫[1], 波田地 洋隆[1], 小池 秀耀[1], 内藤 正則[1]
[1]アドバンスソフト株式会社

Advance/BAROC コードに組み込まれている FP（核分裂生成物）エアロゾル挙動解析モデルをより高度なモデルに改良し、FP エアロゾルの再浮遊モデルを新たに組み込んだ。改良したコードの妥当性を検証するため、NSPP（Nuclear Safety Pilot Plant）エアロゾル実験を対象に解析を行った。

キーワード：BAROC、3 次元圧縮性流体解析、過酷事故、エアロゾル粒子沈着モデル、重力沈降、熱泳動、拡散泳動、トレーサー、NSPP

1. 緒言

既報[1]では BAROC コードを用い、NSPP エアロゾル試験[2][3]を対象としてエアロゾル拡散、沈着挙動解析を行い、実験結果と概ね一致することが確認できたが、重力沈降によるエアロゾル沈着モデルが簡易的なものであり、またエアロゾルの再浮遊モデルが組み込まれていなかった。今回はこれらの点を改良したうえで、NSPP エアロゾル実験を対象にエアロゾル拡散、沈着挙動解析を行った。

2. コード改良と解析方法

エアロゾル沈着モデルは、Brown 拡散、乱流拡散、重力沈降による沈着を統一的に扱え、かつ、傾斜面も考慮できる沈着モデル[4]に改良した。エアロゾルの再浮遊モデルは過酷事故解析コード MELCOR で用いられている Vainshtein の抗力による粒子の再浮遊モデル[5]を組み込んだ。

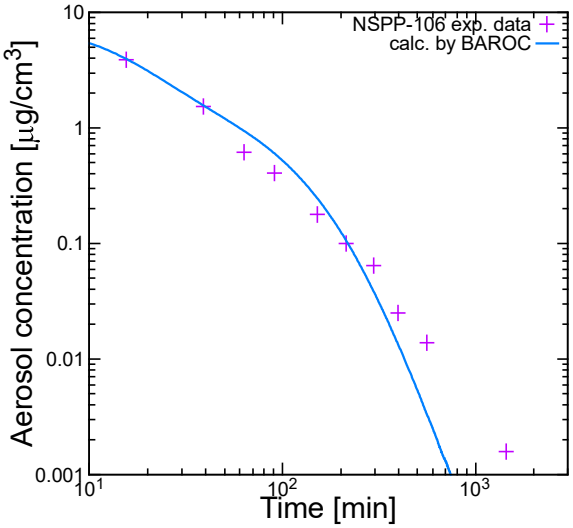


図 1 エアロゾル濃度の時間変化（点は実験値、実線は BAROC コードによる計算値

NSPP エアロゾル実験で使用された円筒形の格納容器(高さ 5.49m、直径 3.05m)の 3 次元モデルを作成し、NSPP 試験と同様の粒径分布を有する Na_2O または Fe_2O_3 エアロゾルを流入させ、格納容器内の浮遊エアロゾル濃度の時間変化を解析した。

3. 結果

解析結果の一例を図 1 に示す。BAROC コードによる解析結果は NSPP 試験結果と良好に一致する結果が得られた。今後は改良した BAROC コードを用いて福島第一原子力発電所の実機解析を進める方針である。

参考文献

[1]高橋ら，日本原子力学会 2023 年秋の大会講演要旨集, 2O18 (2023).
[2] R. E. Adams et al., NUREG/CR-1767 (1981).
[3] R. E. Adams et al., NUREG/CR-4798 (1987).
[4]島田ら，エアロゾル研究, Vol.3, No.4, (1988).
[5] P. Vainshtein et al., Phys. Rev. Lett. Vol.78, No.3, (1997)

*Atsuo Takahashi[1], Toshiharu Mitsuhashi[1], Achihiro Hamano[1], Fumitomo Onishi[1], Hirotaka Hadachi[1], Hideaki Koike[1], and Masanori Naitoh[1]
[1]AdvanceSoft Corporation

SA 時の FP 挙動モデルの評価
(6) Cs-I-Ag-In-Cd 系の化学反応データセットの整備

Evaluation of FP Behavior Models in SAs
(6) Construction of dataset for chemical reaction kinetics on Cs-I-Ag-In-Cd system

*三輪 周平，唐澤 英年
JAEA

軽水炉シビアアクシデント（SA）時における核分裂生成物挙動解析のための化学挙動データベース ECUME の開発の一環として、セシウムやヨウ素の化学挙動に与える PWR 制御材の影響を速度論的に評価できるように銀-インジウム-カドミウムを含む化学反応データセットを整備した。

キーワード：ソースターム、セシウム、ヨウ素、PWR、ECUME

1. 緒言

軽水炉シビアアクシデント（SA）時のソースタームの評価技術高度化に向けて、SA 時の放出移行時における核分裂生成物（FP）の化学挙動を解明し、化学挙動評価に必要となるデータセットやモデルをデータベース化することを目的とした基礎基盤研究を実施している。この中で PWR 制御材である銀（Ag）、インジウム（In）、カドミウム（Cd）は、SA 時の炉内や冷却配管内においてヨウ素（I）との化学反応により、揮発性の異なる蒸気種を形成し、ソースタームに影響を与える可能性が考えられる。ヨウ素に係る反応は速度論的な解析が必要であることから[1]、化学挙動を評価するためには、これらの化学反応データセットが必要となる。そこで、ヨウ素との反応に関わるセシウム（Cs）やモリブデン（Mo）も加えた Cs-I-Mo-Ag-In-Cd 系における化学反応データセットを整備することを目的に、主要な素反応の反応速度定数を求め、整理した。

2. 反応速度定数の解析手法

先ず、Cs-I-Mo-Ag-In-Cd 系化学種において様々な SA 時の温度、雰囲気条件にて化学平衡計算を行い、安定な蒸気種を選定した。この安定な蒸気種を生成物とする素反応として、すでに化学挙動データベース ECUME [2]に格納されている Cs-I-Mo-B 系の反応式 252 式に加え、新たに 122 式を選定した。量子化学計算により Nudged Elastic Band 法を用いた反応の最小エネルギー経路を決定し、遷移状態における分配関数を求めることで、これらの素反応式における化学反応速度定数を導出した[2]。

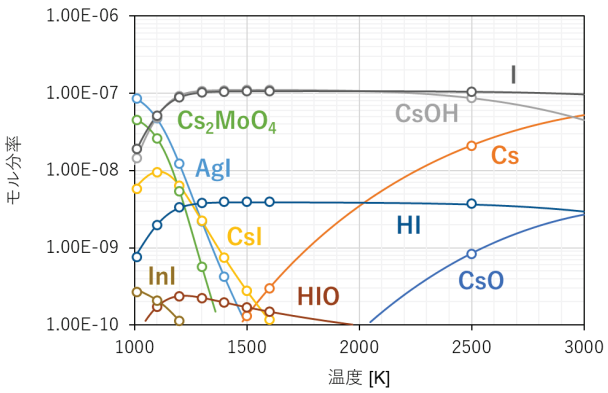


図 1　Cs-I-Mo-Ag-In-Cd 系における長時間の化学反応計算（プロット）と化学平衡計算（線）の比較

3. 検証方法及び結果

素反応から成る化学反応データセットでは、主要な化学反応式に抜けがないことが前提となる。そこで、Cs-I-Mo-Ag-In-Cd 系における所定のモル分率、温度条件において、長時間の化学反応速度計算と化学平衡計算（反応時間が∞と仮定した計算）の結果を比較した。化学反応計算、化学平衡計算はそれぞれ、Cantera、Thermo-Calc ソフトウェアを用いた。比較した結果を図 1 に示す。これより、FP である Cs、I の蒸気種は両計算において同じ値となり、主要な素反応で抜けがないことを確認した。

4. 結論

PWR の SA 時のソースターム評価技術高度化に向けて、Cs-I-Mo-Ag-In-Cd 系における化学反応データセットを整備した。今後、実験解析等を進め、本化学反応データセットの反応速度の妥当性を確認していく。

参考文献

[1] L. Cantrel, et al., Nucl. Technol., 144(1), pp.1-15 (2003)　[2] S. Miwa et al., JAEA-Data/Code 2019-017, 59 Pages, 2020/03

*Shuhei Miwa and Hidetoshi Karasawa
JAEA

SA 時の FP 挙動モデルの評価
（7）Cs-I-Ag-In-Cd-H_2O 系での化学反応性評価

Evaluation of FP Behavior Models in SAs

(7) Evaluation of chemical reactivity for Cs-I-Ag-Cd-H_2O system

*唐澤 英年[1]，三輪 周平[1]，木野 千晶[2]

[1]JAEA，[2]エネ総研

シビアアクシデント（SA）時におけるガス状ヨウ素の生成挙動の評価には化学反応計算が必要であり、ノードジャンクション法の SA 解析では温度だけでなくノードサイズの考慮も必要なことを確認した。

キーワード：SA 解析、化学反応解析、ガス状ヨウ素、ノードサイズ、ECUME、SAMPSON

1. 緒言

より現実的なソースターム評価のため、核分裂生成物（FP）挙動モデルの検討を行っている。Phebus-FP 試験から、ガス状ヨウ素の評価には化学反応解析が重要で、特に 1,100 K 以下では化学平衡計算では評価できないことが報告されている[1]。実機評価を対象にしたシビアアクシデント（SA）解析における FP 挙動評価では、ノードジャンクション法が用いられ、ノード内は一定温度・均一濃度を仮定し、以下の計算を行っている；蒸気種 FP に対しては吸着計算を行い、エアロゾルに対してはエアロゾルの生成・成長・沈着の計算を行う。今回、気相中での化学反応を SA 解析コードにて計算できるように、化学反応モジュールを組込み、ヨウ素蒸気種の化学反応挙動を調べた。

2. 化学反応解析

上記文献[1]で紹介されている Phebus-FPT1 一次系解析を対象とし、上記文献[1]の解析条件を用いて化学反応解析を行った。一次系を 12 ノードに分け、ノード(1)は模擬炉心で温度 1,800 K とし、ノード(7&8)は模擬蒸気発生器入口の hot-leg で温度 973 K とし、ノード(11&12)は蒸気発生器出口の cold-leg で温度 423 K とした。化学反応解析は、上記文献[1]と同じ 44 反応の正逆反応速度定数を用い、炉心温度 1,800 K における FP 放出速度を用い、FP は単原子で燃料から放出されたと仮定した。各ノード内での化学反応時間は、ノードサイズで決まるノード体積と体積流量から求めた。今回の解析では、ヨウ素蒸気種の化学挙動を評価するため、FP 蒸気の吸着を無視しエアロゾル生成の起きない 973 K 以上のノードを解析対象とした。

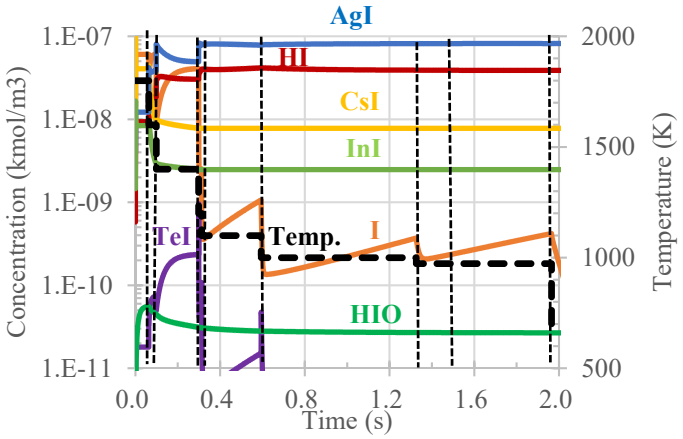


図 1　各ノードにおけるヨウ素蒸気種濃度の経時変化

3. 解析結果

ノード(n)の入口濃度はノード(n-1)の出口濃度とし、ノード(n)内のヨウ素蒸気種濃度を、温度一定で化学反応時間の間計算し、その結果をノード(n+1)の入口濃度とした。図 1 に示すように、ヨウ素蒸気種濃度はドットで示したノード境界での変化が大きくなった。特に、I の濃度変化は大きく、ノード間の温度差と化学反応時間に依存した。HIO に関しては、ノード間での変化が少なかった。

4. まとめ

SA 解析コードではノード分割を行うが、温度差と化学反応時間の考慮が必要であることが分かった。

参考文献

[1] L. Cantrel, et al., Nucl. Technol., 144(1), pp.1-15 (2003).

*Hidetoshi Karasawa[1], Shuhei Miwa[1] and Chiaki Kino[2]　　[1]JAEA, [2]IAE

シビアアクシデント時の格納容器貫通部における核分裂生成物の除去効果に関する研究
（4）シビアアクシデント時の機器ハッチにおける FP 除去効果に関する実験的研究

Study on FPs removal effect on the containment penetrations during a severe accident
(4) Experimental study on FP removal effect at the equipment hatch during a severe accident

*中村 康一[1]、大野 耕平[1]、劉 維[2]、守田 幸路[2]
[1]電力中央研究所、[2]九州大学

原子力発電所のシビアアクシデント（SA）時に核分裂生成物（FP）の漏えいが発生しうる格納容器（CV）貫通部の一つに機器ハッチ（EH）が挙げられる。EH における漏えい経路は狭く複雑であり、エアロゾル状 FP の沈着が見込まれる。本論文では実験による EH における FP 除去効果の評価結果を示す。

キーワード：シビアアクシデント、核分裂生成物挙動、格納容器貫通部、機器ハッチ、エアロゾル

1. 緒言

SA 時には CV の漏えい個所で FP 沈着効果が発生しうる。この効果を明らかにするため原子力発電技術機構は BWR の電気貫通部及びフランジガスケットに対する SA 条件下の除染係数(DF)を試験により取得した[1]。本研究では PWR 等で採用される EH に対する DF を取得した。

2. 試験方法

前報[2]で構築したタング＆グルーブ型構造の EH フランジに対するエアロゾルの DF を取得する試験装置を適用する（図 1）。エアロゾルを含む空気を試験部に流入させ、試験部前後のフィルタ捕集から得られるエアロゾル濃度により DF を得る（DF＝ 試験部上流濃度/下流濃度）。試験条件は設計漏えい（流量~5L/min）及び SA 時 CV 破損条件（流量 40~260L/min）を対象とし、FP 沈着が期待可能な条件及び保守性を考慮し、隙間高さ 0.1~1mm、流量 0.1~70L/min と設定した。FP 模擬物質には事故時 FP の粒子径（数μm）と同程度のシリカを適用した。

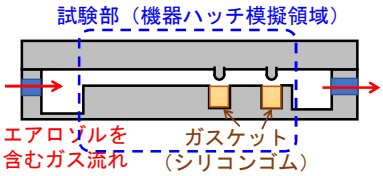


図 1　機器ハッチ試験装置
流れ方向断面

3. 試験結果

得られた DF を図 2 に示す。いずれの隙間高さでも流量増加につれ DF が低下した。特に低流量条件では、ガスケット手前の床面への大量のエアロゾル沈着が試験後に観察された。このことは、低流量では重力沈降が主要な FP の沈着要因であることを示す。なお高流量条件では、ガスケット付近で比較的濃い沈着痕が確認された。ガスケット部の流れ方向の急な変化で生じる慣性衝突が高流量では一定程度寄与する可能性を示す。

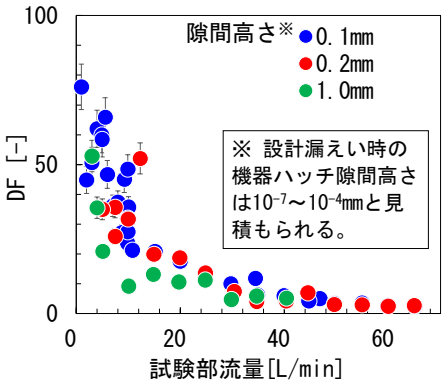


図 2　試験部流量に対する DF 測定結果

4. 結言

本試験で得られた EH からの漏えい時の DF は、試験範囲及び条件の保守性に留意しつつ、漏えい流量や破損形態を SA 解析コード等から得ることで事故時ソースタームの評価に適用することができる。

参考文献 [1] 原子力発電技術機構、重要構造物安全評価(原子炉格納容器信頼性実証事業)に関する総括報告、2003 年 3 月
[2] 中村他、2022 年春の年会、1E09

*Koichi Nakamura[1], Kohei Ono[1], Wei Liu[2] and Koji Morita[2]
[1]CRIEPI, [2]Kyushu Univ.

シビアアクシデント時の格納容器貫通部における核分裂生成物の除去効果に関する研究
（5）平行平板スリット流路におけるエアロゾル除去効果に関する実験的研究

Study on FPs removal effect on the containment penetrations during a severe accident
(5) Experimental study on aerosol removal effect in a parallel-plate slit channel

*穂積 立樹[1]、栂 明宏[1]、守田 幸路[1]、劉 維[1]、大野 耕平[2]，中村 康一[2]
[1]九大，[2]電中研

原子力発電所において重大事故が発生した場合、核分裂生成物（FP）が格納容器破損部位から原子炉建屋を経由して環境へと放出される可能性がある[1]。本研究では、格納容器破損部位からの FP 放出量について機構論的な評価手法を構築するため、軽水炉の格納容器貫通部の中でも FP の除染係数が小さいことが見込まれる「機器ハッチ」もしくは「ドライウェル（D/W）ヘッド」の「タング＆グルーブ型フランジ」の基礎形状である平行平板スリット試験体を用いて FP 沈着効果に関する模擬試験を実施している。本発表では、取得した基礎データについて報告する。

キーワード：シビアアクシデント、核分裂生成物挙動、格納容器貫通部、機器ハッチ、エアロゾル

1. 緒言

レベル 2 PRA 評価技術を高度化するため、輸送メカニズムに基づいたエアロゾル移行評価手法の構築に関する基礎研究を行っている[2][3]。本発表では、FP 放出部位を想定した基礎形状として平行平板スリット試験体を用いた FP 沈着試験の結果及び既存モデルとの比較について報告する。

2. 実験方法と結果

アトマイザにより発生させたエアロゾル状の模擬 FP 粒子（シリカ、硫酸バリウム）を窒素ガスと混合し乾燥させ、試験ライン中に設置した平行平板スリット試験体へ導入する。試験体を通過した FP 粒子はサンプリングフィルタにより回収され、窒素ガスは大気に排出される。各試験では、サンプリングフィルタを試験体の入口または出口に設置して、2 回に分けて FP 粒子の捕集を行った。捕集された粒子の質量から試験体の入口と出口の粒子濃度をそれぞれ求め、その比を除染係数（DF）とした。本試験では、スリット高さ（2 ~ 4 mm）、窒素ガス流量（3 ~ 6 L/min）、粒子径（MMD 2.03 ~ 3.78 μm）が DF に与える効果を評価した。その結果、流量、スリット高さが大きくなると DF が小さくなり、また、大きい粒子では DF が大きくなる結果が得られた。図 1 に流量効果、図 2 にスリット高さ効果の結果を示す。従来の層流領域を対象としたモデル[4]による予測値も同様の傾向を示したが、一部試験条件では、予測値と実験値の差異が比較的大きくなった。今後、試験データを拡充し、予測モデルの改良を進める。

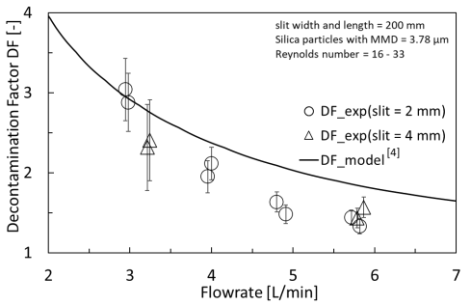


図 1　流量効果試験結果

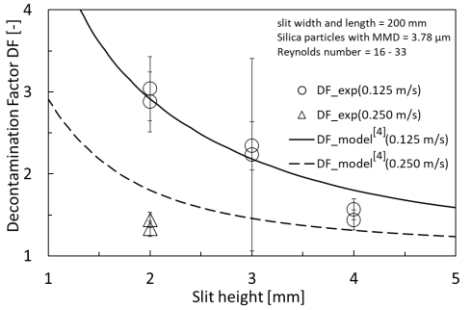


図 2　スリット高さ効果試験結果

参考文献 [1] 原子力発電技術機構, 重要構造物安全評価(原子炉格納容器信頼性実証事業)に関する総括報告, 2003 年 3 月 [2] 中村他, 2022 年春の年会, 1E09 [3] 古賀他, 2022 年春の年会, 1E10 [4] D.L. Liu, W.W. Nazaroff, Atmos. Environ., 35(6), 4451-4462 (2001).

*Tatsuki Hozumi[1], Akihiro Kakoi[1], Koji Morita[1], Wei Liu[1], Kohei Ono[2], Koichi Nakamura[2]
Kyushu Univ. [1], CRIEPI [2]

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

Thu. Sep 12, 2024 10:35 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 1:35 AM - 3:00 AM UTC Room G(Recture RoomsB 1F B101)

[2G05-09] Sodium-cooled fast reactor 2

Chair:Naoto Kasahara(UTokyo)

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

[2G05]

Conceptual design for the sodium-cooled pool-type fast reactor
(1) General plan for the conceptual design and related R&Ds

*Shigenobu Kubo[1], Yoshitaka Chikazawa[1], Atsushi Kato[1], Haruo Mochida[2], Ryo Shimizu[2], Masato Ando[3] (1. JAEA, 2. MFBR, 3. JAPC)

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

[2G06]

Conceptual design for the sodium-cooled pool-type fast reactor
(2)General plan for research and development

*Kenta Ichikawa[1], Kazuhiro Oyama[1], Shigenobu Kubo[2], Shigeki Okamura[2] (1. MFBR, 2. JAEA)

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

[2G07]

Conceptual design for the sodium-cooled pool-type fast reactor
(3) Basic concept of reactor structure

*Shinichiro MATSUBARA[1], Hisatomo Murakami[3], Masao Eto[1], Atsushi Kato[2], Tomohiko Yamamoto[2] (1. MFBR, 2. JAEA, 3. MHI)

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

[2G08]

Conceptual design for the sodium-cooled pool-type fast reactor
(4) Feasibility evaluation of self-actuated shutdown system

*Kyohei Sasa[1], Minako Tokizaki[1], Hironori Nakamura[1], Kubo Shigenobu[2], Yamano Hidemasa[2] (1. MFBR, 2. JAEA)

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

[2G09]

Conceptual design for the sodium-cooled pool-type fast reactor
(5)Feasibility of large-scaled reactors

*Masatoshi Kameyama[1], Masato Ando[1], Hiroyuki hara [2], Satoru Yokozuka[2] (1. JAPC, 2. MFBR)

11:50 AM - 12:00 PM JST | 2:50 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

ナトリウム冷却タンク型高速炉の概念設計
(1) 概念設計の全体計画

Conceptual design for the sodium-cooled pool-type fast reactor

(1) General plan for the conceptual design and related R&Ds

*久保 重信[1]，近澤 佳隆[1]，加藤 篤志[1]，持田 晴夫[2]，清水 亮[2]，安藤 将人[3]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]三菱 FBR システムズ株式会社，[3]日本原子力発電株式会社

2024 年度から 2028 年度にかけて実施するナトリウム冷却タンク型高速炉を対象とする高速炉実証炉の概念設計とこれを支える研究開発の全体計画を紹介する。

キーワード：ナトリウム冷却タンク型高速炉，概念設計，研究開発

1. 緒言

我が国の高速炉実証炉の開発については、2023 年度に実施された高速炉技術評価において MFBR が提案するナトリウム冷却タンク型高速炉が概念設計の対象として選定され、将来その製造・建設を担う中核企業として MHI が選定された。これを受けて、同炉の概念設計と関連する燃料サイクル施設検討、及びこれらを対象とした研究開発が進められることとなった。

2. 概念設計の全体計画

開発対象とするナトリウム冷却タンク型高速炉（図 1）は、国内先行炉(設計、建設、運転知見)・既往プロジェクトの技術蓄積並びに国際協力(日仏、日米)での知見取得による高い技術成熟度を実現するものであり、概念設計開始に先立ち、タンク型炉の構造や安全設計概念、実用規模の大型化に関する予備検討が実施されている。概念設計開始にあたり、それらの成果を踏まえて主なプラント仕様と設計条件を定める。定められた仕様と条件に従って炉心燃料、原子炉構造、冷却系、原子炉格納施設・建屋、BOP 等の設備ごとに設計を固めるための概念設計を実施し、技術的成立性が見込めるシステム全体として整合性のあるプラント概念を構築するとともに、安全性、経済性、放射性廃棄物減容、潜在的有害度低減、持続可能性等の開発目標適合性に関する評価結果を提示する。新たに導入した設計や評価技術に関する研究開発を進め、それらの成果を反映しながら概念設計の確度を高めるとともに技術的裏付けを整備する。また、概念設計の期間に基本設計以降の開発計画を策定する。さらに、実用規模の大型炉への外挿性についても引き続き検討する。それらの成果をもって、2028 年を想定している概念設計終了段階において、基本設計への移行を判断する材料とする。なお、燃料技術については、燃料サイクルシステムも含めた総合的な視点から酸化物燃料と金属燃料の比較検討を行い、2026 年に選択を行う計画としている。

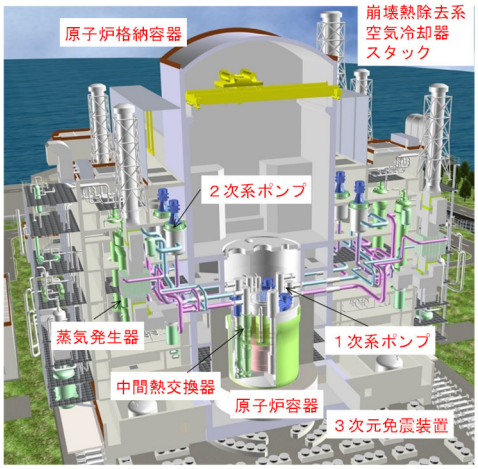


図 1　ナトリウム冷却タンク型高速炉概念

3. 結論

高速炉開発の戦略ロードマップで示されている 2026 年度頃の燃料技術の具体的な検討、2028 年度頃の基本設計への移行判断に対応したナトリウム冷却タンク型高速炉の概念設計と関連する研究開発の全体計画を策定し、この計画に沿った設計と研究開発に着手した。

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」の一環として実施した成果である。

* Shigenobu Kubo[1], Yoshitaka Chikazawa[1], Atsushi Kato[1], Haruo Mochida[2], Ryo Shimizu[2] and Masato Ando[3]
[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] Mitsubishi FBR Systems INC., [3]Japan Atomic Power Company.

ナトリウム冷却タンク型高速炉の概念設計
（2）研究開発の全体計画

Conceptual design for the sodium-cooled pool-type fast reactor

(2) General plan for research and development

*市川 健太[1]，大山 一弘[1]，岡村 茂樹[2]，久保 重信[2]

[1]三菱 FBR システムズ株式会社，[2]日本原子力研究開発機構

高速炉実証炉の概念設計においては、設計検討と並行して、主要技術の成立性確認、規格基準類や安全評価技術の整備等に関する研究開発（R&D）を推進する計画である。概念設計段階で実施する R&D 項目の整理結果と開発ロードマップの概要について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却タンク型高速炉、研究開発

1. 緒言

高速炉実証炉の概念設計の目的は、プラント基本仕様を確定するとともに、開発目標への適合性や技術的実現性を見通すことであり、「常陽」及び「もんじゅ」での設計・許認可経験と以降の研究開発（R&D）の成果を踏まえて概念設計段階で実施する R&D 項目を抽出し、開発ロードマップを纏めた。

2. 高速炉実証炉に関する R&D の全体概要

2-1. 概念設計段階で実施する R&D 項目の整理結果

R&D 課題の設定にあたり、プラントを構成する各設備が開発目標を満足するために果たすべき機能を整理し、これを実現する上で必要となる研究開発課題が摘出されていることを確認した。原子炉構造の例を図 1 に示す。安全性向上に係る要求機能としてバウンダリ機能維持や炉心損傷防止等があり、これらを達成するための技術課題としてガス巻込み防止や自己作動型炉停止機構の開発等を摘出した。

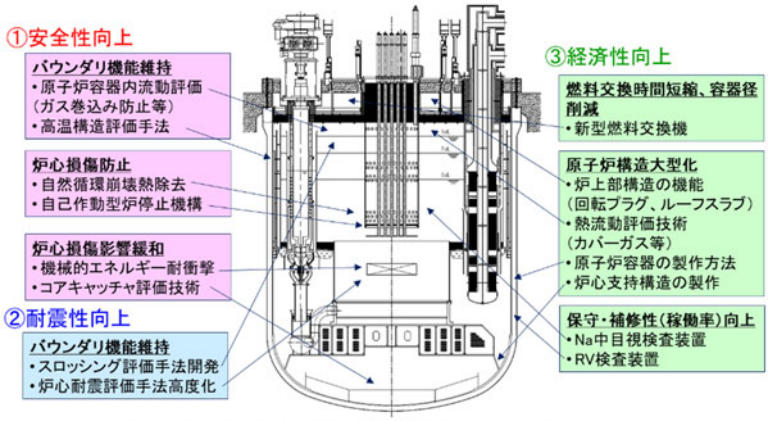


図1 原子炉構造の要求機能と技術課題の整理結果

高速炉実証炉の主要設備における技術課題について、「常陽」及び「もんじゅ」での設計・許認可経験と以降の R&D 成果を踏まえ、新技術のため開発が必要な技術課題やタンク型炉に適用する技術課題等、開発困難度別に整理した。

2-2. 開発ロードマップの概要

2029 年度の基本設計及び 2030 年代の安全審査開始を前提として、各 R&D 項目の開発ロードマップを策定した。概念設計段階では、機器単体の設計課題の解決に向け、成立性に係る R&D を進め、概念設計に適宜反映しながら、実証炉の基本仕様を設定する。基本設計段階では、安全審査に向け、運転性等のシステム性能の実証・確認を行い、実証炉の詳細仕様を設定する。これらの R&D については、JAEA 及び三菱にて分担し、その成果を設計や関連 R&D へ反映すべく、連携して推進する。

3. 結論

2024 年度からの高速炉実証炉の概念設計においては、今世紀半ば頃の運転開始を念頭に、これまでに蓄積した技術知見を活用しながら、設計検討と R&D を推進する計画である。

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」の一環として実施した成果である。

* Kenta Ichikawa[1], Kazuhiro Oyama[1], Shigeki Okamura[2] and Shigenobu Kubo[2]
[1] Mitsubishi FBR Systems INC., [2] Japan Atomic Energy Agency.

ナトリウム冷却タンク型高速炉の概念設計
（3）原子炉構造の基本概念

Conceptual design for the sodium-cooled pool-type fast reactor

(3) Basic concept of reactor structure

*松原 慎一郎[1]，村上 久友[2]，衛藤 将生[1]，加藤 篤志[3]，山本 智彦[3]

[1]三菱 FBR システムズ株式会社，[2]三菱重工業株式会社，[3]日本原子力研究開発機構

高速炉実証炉の概念設計に先立ちプラントの基本概念を設定することを目的に、600MWe 級のナトリウム冷却タンク型炉の概念検討研究を行った。本検討では、原子炉構造にかかる主要な設計評価の概要を報告する。

キーワード：ナトリウム冷却タンク型高速炉、原子炉構造、カバーガス巻き込み、炉心損傷時耐衝撃性評価、スロッシング、数値流体力学

1. 緒言

600MWe 級ナトリウム冷却炉タンク型炉の原子炉構造概念について、流動、耐震、耐衝撃性などの設計評価を実施し、構造概念を具体化した。主要な設計課題として、原子炉容器内の液面からのガス巻き込み、地震時の液面スロッシング、炉心崩壊事故（CDA）時に想定される機械的エネルギー放出に対し衝撃応答解析といった検討を行い、それぞれ成立性の見通しを得た。

2. 原子炉構造概念の構築

プラントの基本概念の構築にあたり、原子炉構造概念を設定した。図 1 に原子炉構造の概念図を、表 1 に原子炉構造の主要仕様を示す。

3. 技術課題への対応

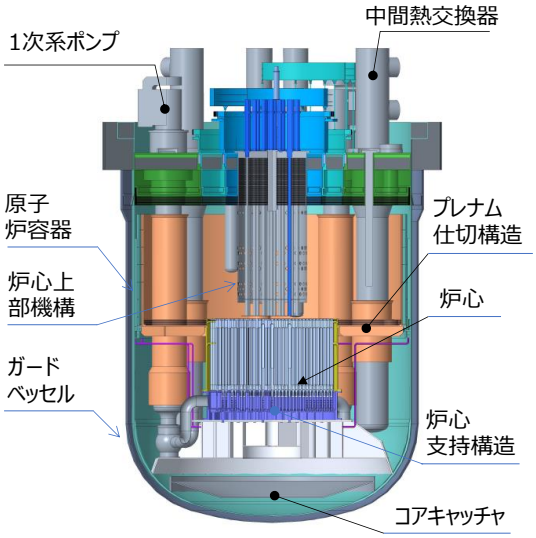
タンク型炉においては炉容器内に配置された中間熱交換器（IHX）が液面からガスを吸い込み、伝熱性能の低下や炉心反応度異常の懸念が生じる原子炉容器内ガス巻き込みの防止が、流動にかかる主要な設計課題の一つである。これについて、発生位置に関する保守性を排除するために、IHX 入口窓に接続する渦のみを評価対象とするように改良した評価手法により流動評価を行い、IHX 入口窓に到達する渦は生じず、ガス巻き込みは発生しない見通しを得た。

耐震については免震装置の採用により発生が懸念される液面スロッシングに対し、数値流体解析により液面が炉上部に衝突した際の構造健全性の成立見通しを得た。

耐衝撃性については、炉心崩壊事故時に想定される機械的エネルギー放出に対し、衝撃応答解析により原子炉容器、搭載機器のひずみ等が許容範囲に収まる見通しを得た。これらを含め、構造健全性や熱流動等の複合的な技術課題に対して設計評価を行い、成立見通しを確認した。

4. 結論

本研究にて構築した原子炉構造概念をもとに、2024 年度から開始する概念設計を効率的に進める。



原子炉容器直径：約16m、軸長約20m

図 1:原子炉構造　概念図

表 1:原子炉構造　主要仕様

炉壁保護形式	低温ナトリウム循環
主要材料	316FR鋼
運転温度	高温部:550℃　低温部:400℃
耐震条件	免震建屋条件
シビアアクシデント対応	炉心損傷時の機械的エネルギー放出を想定
中間熱交換器基数	4基
1次系ポンプ基数	3基

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。

* Shinichiro Matsubara[1], Hisatomo Murakami[2], Masao Eto[1], Atsushi Kato[3] and Tomohiko Yamamoto[3]
[1] Mitsubishi FBR Systems INC., [2] Mitsubishi Heavy Industries LTD., [3] Japan Atomic Energy Agency.

ナトリウム冷却タンク型高速炉の概念設計
(4)自己作動型炉停止機構のフィージビリティ評価

Conceptual design for the sodium-cooled pool-type fast reactor

(4) Feasibility evaluation of self-actuated shutdown system

*佐々 京平[1]，時崎 美奈子[1]，中村 博紀[1]，久保 重信[2]，山野 秀将[2]

[1] 三菱 FBR システムズ株式会社，[2] 日本原子力研究開発機構

高速炉実証炉の概念設計開始に先立ち、主要な安全設備の成立性を見通す必要がある。そこで、ナトリウム冷却タンク型高速炉を対象に自己作動型炉停止機構（SASS）の有効性評価を行い、プラント異常時において能動的炉停止の作動に失敗することを想定しても、SASS の機能により安全性を確保できる見通しを得た。

キーワード：ナトリウム冷却タンク型炉，自己作動型炉停止機構，能動的炉停止失敗事象、冷却材流量喪失事象

1. 緒言

高速炉実証炉では、燃料集合体から輸送された冷却材の温度上昇を感知し、受動的に炉停止する自己作動型炉停止機構（SASS）を後備炉停止系の制御棒切離し部に具備している[1]。タンク型炉では SASS 周辺構造が従来ループ型炉から変更となるため、燃料集合体から出た冷却材が SASS まで輸送される時間を改めて評価し、SASS の有効性を確認する。

2. SASS のフィージビリティ評価

SASS の有効性評価では、燃料集合体から出た高温冷却材が SASS に到達するまでに要する輸送遅れ時間（図 1）の把握が重要となる。タンク型炉では、ループ型炉で採用していたフローコレクタ[2]を無くし、CRDM 支持管を炉心計装取付板まで下げる（図 1）等、集合体出口部から感知合金近傍の構造を変更しているため、この構造を考慮した輸送遅れ時間を CFD 解析により評価した。これにより得られた遅れ時間を用いて、代表的な能動的炉停止失敗（ATWS）事象である冷却材流量喪失（LOF）型事象等を対象とした 1 次元プラント動特性解析コードによる過渡解析を行った（図 2）。起因事象である外部電源喪失により冷却材流量が低下し、能動的炉停止系による原子炉トリップに失敗することで、出力及び冷却材温度が上昇するが、SASS 感知合金温度が切離れ温度に到達し、制御棒が落下する。この時、冷却材最高温度は、安全性の判断基準（冷却材沸騰防止）を超えることなく、SASS の有効性を確認することができた。

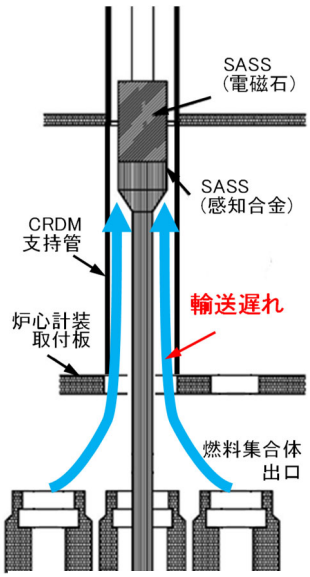


図 1　SASS 周辺構造

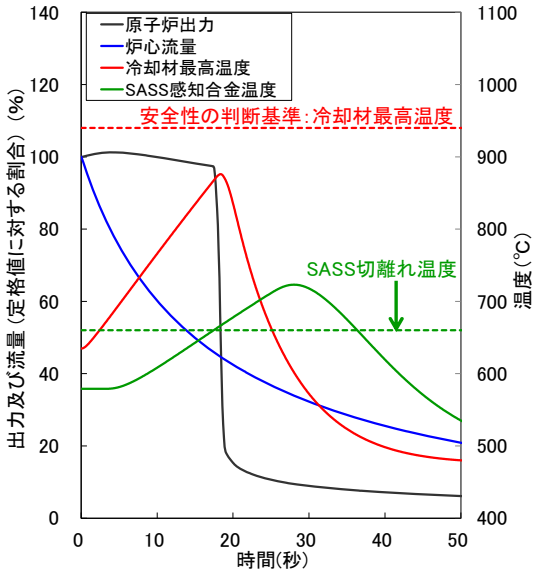


図 2　LOF 型 ATWS 事象の過渡解析結果

3. 結論

タンク型炉での SASS 周辺構造変更に伴い、LOF 型 ATWS 事象等を対象に CFD 解析による温度応答遅れ時間を踏まえた 1 次元プラント動特性解析を行い、プラント異常時において能動的炉停止に失敗することを想定しても、SASS により制御棒が落下することで安全性を確保できる見通しを得た。

参考文献

[1] 相澤他、原子力学会 2023 年秋. [2] 萩原他、原子力学会 2012 年秋.

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」の一環として実施した成果である。

* Kyohei Sasa[1], Minako Tokizaki[1], Hironori Nakamura[1], Shigenobu Kubo[2] and Hidemasa Yamano[2]
[1] Mitsubishi FBR Systems INC., [2] Japan Atomic Energy Agency.

ナトリウム冷却タンク型高速炉の概念設計
(5)大型炉への展開

Conceptual design for the sodium-cooled pool-type fast reactor
(5) Feasibility of large-scaled reactors

*亀山　正敏[1]，安藤　将人[1]，原　裕之[2]，横塚　哲[2]
[1]日本原子力発電株式会社，[2]三菱 FBR システムズ株式会社

高速炉実証炉概念の大型実用炉への外挿性を見通すことを目的に、実用規模に相当する 1000MWe 級のナトリウム冷却タンク型高速炉について、原子炉容器等の構造概念の耐震性・耐熱性評価及び３次元免震装置等を適用した原子炉建屋の検討を行い、プラント概念を構築した。

キーワード：実用炉, ナトリウム冷却タンク型高速炉, 原子炉容器, 中間熱交換器, 蒸気発生器, 原子炉建屋

1. 緒言

我が国の高速炉実証炉については、概念設計の対象とする炉型として『ナトリウム冷却タンク型高速炉』が選定されている。選定されたタンク型炉の概念は、大型にも小型にも展開可能な中型炉として提案されている。大型化した場合のプラント像を明らかにするため、実用規模に相当する 1000MWe 級ナトリウム冷却タンク型炉について、原子炉容器等の構造概念及び原子炉建屋の検討を行った。

2. 実施内容

600MWe 級のタンク型炉の概念検討の成果を基に、機器の大型化等により、1000MWe 級に出力を増加させたツインプラント仕様のプラント概念を検討した。

2-1. 原子炉容器等の構造概念の検討

原子炉容器等の主要機器の構造概念について、原子炉建屋の地震応答解析結果を基に耐震性評価を実施するとともに、実証炉に比べて機器の板厚が一部厚くなることに着目して耐熱性評価を実施した。耐震性及び耐熱性ともに成立の見通しを得た。主要機器の鳥瞰図を図１、主要機器の基数を表１に示す。

2-2. 原子炉建屋の検討

３次元免震装置を適用した原子炉建屋（ツインプラント）の解析モデルを作成し、地震応答解析を実施し、耐震成立の見通しを得た。また、原子炉建屋の配置概念及びプロットプランを検討し、原子炉建屋のプラント概念を構築した。原子炉建屋の鳥瞰図を図２に示す。

3. 結論

実用規模のナトリウム冷却タンク型高速炉について、原子炉容器等主要機器の構造概念及び原子炉建屋の検討・評価を行い、600MWe 級中型炉の 1000MWe 級大型炉への外挿性を見通すことができた。なお、本報告は、電力共通研究の成果である。

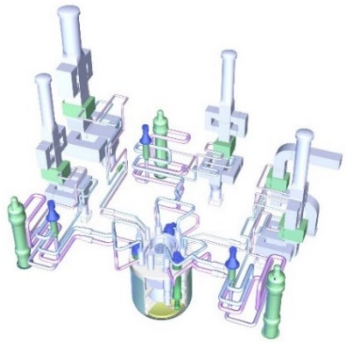


図１　主要機器の鳥瞰図

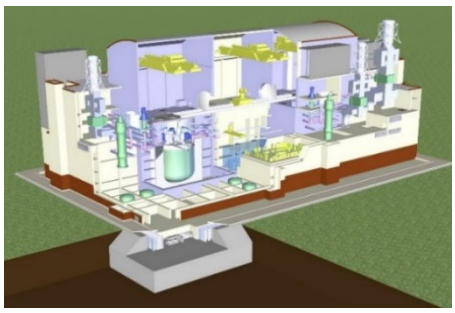


図２　原子炉建屋の鳥瞰図

表１　主要機器の基数（１プラント）

	本検討	中型炉
１次系主冷却ポンプ	3	3
中間熱交換器	6※	4
２次系主冷却ポンプ	3	4
蒸気発生器	3	4

※2 基/ループ

*Masatoshi Kameyama[1], Masato Ando[1], Hiroyuki Hara[2] and Satoru Yokozuka[2]
[1]The Japan Atomic Power Company, [2] Mitsubishi FBR Systems Inc.

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

Thu. Sep 12, 2024 10:50 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 1:50 AM - 2:55 AM UTC Room D(Recture RoomsA 1F A106)

[2D06-09] Experiment Analysis 1

Chair:Shuhei Maruyama(JAEA)

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

[2D06]

Preliminary study on searching optimal discrimination threshold of pulse height distribution using autocorrelation coefficient

*Minori Shimakura[1], Ryoga Hirota[1], Akio Yamamoto[1], Tomohiro Endo[1] (1. Nagoya Univ.)

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

[2D07]

Study on applicability of least squares inverse kinetics method to arbitrary reactivity transients

*Shogo Kumita[1], Taiyo Moribe[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya Univ.)

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

[2D08]

Power distribution estimation of Large-scale high-temperature gas-cooled reactor based on the PHOEBE method

*Rei Kimura[1], Jun Nishiyama[2] (1. Toshiba Energy Systems & Solutions Corp., 2. Tokyo City Univ.)

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

[2D09]

Study on in-core neutron flux reconstruction using proper orthogonal decomposition with Lasso estimation

*Tomoki Soga[1], Yuki Urase[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya Univ.)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

自己相関係数を用いた炉雑音解析に適した波高弁別閾値の探索に関する予備検討

Preliminary study on searching optimal discrimination threshold of pulse height distribution using autocorrelation coefficient

*嶋倉 海倫[1]， 廣田 諒我[1]， 山本 章夫[1]， 遠藤 知弘[1]
[1]名古屋大学

検出信号の波高分布形状からγ線と中性子の波高弁別が困難な炉雑音測定データに対して、自己相関係数が最大値となる波高値を調べることで、炉雑音解析に適した波高弁別の閾値探索が可能か予備検討を実施した。

キーワード：炉雑音解析、波高弁別、自己相関係数、即発中性子減衰定数

1. 緒言　現在、東京電力福島第一原子力発電所 1-3 号機内に存在する燃料デブリの取り出しが検討中である。燃料デブリ体系は現時点で未臨界と考えられているが、取り出し作業中に周囲の水量変化や燃料デブリの形状変化などに伴って体系が臨界に達する可能性がある。そこで燃料デブリを安全かつ迅速に取り出すために、未臨界度測定が必要となる。未臨界度の事前測定手法として炉雑音解析手法が注目されている。炉雑音解析手法では、核分裂連鎖反応に起因する中性子数のゆらぎを分析することで未臨界度の推定を行う。中性子検出器の測定結果にはγ線に起因するノイズと中性子に起因するカウントが混在するため、ある波高値を閾値に設定しそれ以下のカウントを除去することで比較的小さな波高値領域に存在するγ線ノイズを除去する。従来、波高弁別の閾値は波高分布形状に基づいて決定していた。しかし、検出器や炉心体系によっては測定データの波高分布形状から閾値の決定を行うことが困難な場合がある。そのため、このような炉雑音測定データに対しても自己相関係数を分析することで炉雑音解析に適した波高弁別閾値の探索が行えるか検討した。

2. 提案手法　炉雑音測定データを用意し、さまざまな閾値で波高弁別を行う。①波高弁別閾値を小さく設定しすぎるとγ線ノイズの割合が増加し、②大きく設定しすぎると中性子の検出効率が低下するため、波高弁別後の中性子相関が減少する。そこで、各閾値で波高弁別した炉雑音に対して隣接する計数間の自己相関係数を計算し、自己相関係数が最大値となる閾値を探索する。以上の手順により、中性子相関を最大限抽出できるような、炉雑音解析にとって最適な波高弁別閾値を設定できると考えた。

3. 結果　炉停止状態の近畿大学原子炉で得られた炉雑音測定データに対して、提案手法を適用した。使用した中性子検出器はBF_3検出器、光ファイバー検出器の 2 種類であり、BF_3検出器の波高分布は形状から閾値を決定しやすい一方で、光ファイバー検出器では波高分布の形状から閾値を決定することが困難であった。まず、BF_3検出器の測定データに対して提案手法を適用した場合、従来の波高分布形状に基づく閾値の決定と同程度の閾値が設定できた。次に、光ファイバー検出器の測定データに対して自己相関係数を計算した結果を図 1 に示す。図 1 より、波高分布形状から閾値の決定が困難な場合についても、自己相関係数が最大となる閾値の探索ができることを確認した。口頭発表では、各閾値で波高弁別した炉雑音に対して、即発中性子減衰定数αの分析結果も併せて報告する。

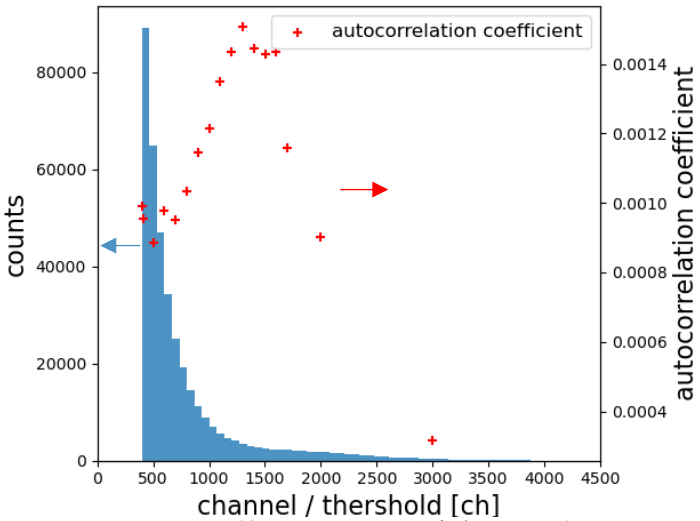


図 1　光ファイバー検出器における波高弁別閾値に対する自己相関係数の変化

*Minori Shimakura[1], Ryoga Hirota[1], Akio Yamamoto[1], Tomohiro Endo[1],
[1]Nagoya Univ.

任意の反応度過渡変化に対する最小二乗逆動特性法の適用可能性に関する検討

Study on applicability of least squares inverse kinetics method to arbitrary reactivity transients

*汲田 翔吾[1]，森部 太陽[1]，遠藤 知弘[1]，山本 章夫[1]
[1]名古屋大学

ステップ状以外の様々な反応度過渡変化条件に対して、最小二乗逆動特性法の適用可能性について検討した。結果として、反応度変化終了時刻を判定できれば、最小二乗逆動特性法によるフィッティングが可能である見込みを得た。

キーワード：最小二乗逆動特性法、反応度、過渡変化、改良型単純フィードバック法

1. 緒言　先行研究[1]において、中性子計数率の測定値のみからデータ駆動型の方法で反応度を推定できるよう、単純フィードバック法[2]を改良し、最小二乗逆動特性法[3]と組み合わせた手法が提案された。提案手法は、ステップ状の反応度変化において適用可能であることが確認された。しかし、ステップ状とみなせない反応度変化に対しての適用可能性が不明であった。そこで、本研究では、ランプ状の反応度変化に対する提案手法の適用可能性を検討した。

2. 適用手法　最小二乗逆動特性法[2]では、中性子計数率の時系列データP_nの測定値$(n = 0,1,\cdots)$から、第i群の遅発中性子の寄与$A_{i,n}$を式(1)より計算する。その後、縦軸にP_n、横軸に遅発中性子寄与$\overline{A}_m = \sum_{i=1}^{6} a_i A_{i,n}$をそれぞれプロットすることで、式(2)に基づいてフィッティングを行い、外部中性子源強度S_0の推定値を得る。

$$A_{i,n} = A_{i,n-1}\mathrm{e}^{-\lambda_i \Delta t} + \left(\frac{1-\mathrm{e}^{-\lambda_i \Delta t}}{\lambda_i \Delta t} - \mathrm{e}^{-\lambda_i \Delta t}\right) P_{n-1} + \left(1 - \frac{1-\mathrm{e}^{-\lambda_i \Delta t}}{\lambda_i \Delta t}\right) P_n \tag{1}$$

$$\left(\rho/\beta_{\mathrm{eff}}\right)_n = 1 - \frac{\left(\sum_{i=1}^{6} a_i A_{i,n} + S_0\right)}{P_n} \tag{2}$$

上式において、λ_iとa_iは主要な核分裂性核種(^{235}U)の第i群の遅発中性子先行核の崩壊定数、相対収率をそれぞれ表す。また、改良型単純フィードバック法では、最小二乗逆動特性法で得られたS_0を用いて、式(2)に基づくことで、計数率時系列データP_nからドル単位の反応度$\left(\rho/\beta_{\mathrm{eff}}\right)_n$の時間変化を逆推定できる。

3.検討結果　仮想数値実験として、本研究では、ランプ状に変化させた反応度時間変化の仮想真値$\rho_{\mathrm{ref}}(t)$を与え、一点炉動特性計算により中性子計数率P_nを推定した。ここで$\rho_{\mathrm{ref}}(t)$は、200 秒かけて、-0.35 dk/k から-0.05 dk/k までランプ状変化するとした。得られたP_nに対し、改良型単純フィードバック法および最小二乗逆動特性法を組み合わせた反応度推定法を適用し、$\rho_{\mathrm{ref}}(t)$との比較を行った。図 1 にフィッティング結果を示す。青点は反応度変化中の中性子計数率データ、赤点は反応度変化終了後からのデータを示し、それぞれの場合におけるフィッティング結果を青線、赤線で示す。また、過渡変化後の$\left(\rho/\beta_{\mathrm{eff}}\right)$と$S_0$から求められる参照解を黒破線で示す。結果から、反応度変化が終了し中性子計数率が一定となるまでのデータを選択的に使用できれば、ステップ状以外の反応度変化に対しても、提案手法が適用できる見込みを得た。

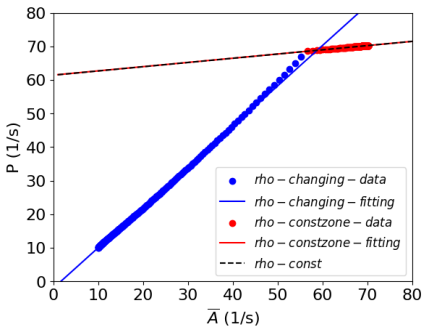


図 1　フィッティング結果(P_0 = 10 cps)

参考文献　[1] 森部太陽 他，日本原子力学会 2024 春の年会，**近畿大学**, 3L05, (2024); [2] Y. Shimazu, *Ann. Nucl. Energy*, **73**, p. 392 (2014); [3] J. E. Hoogenboom and A. R. van der Sluijs, *Ann. Nucl. Energy*, **15**, p. 553 (1988).

*Shogo Kumita[1], Taiyo Moribe[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1]
[1]Nagoya Univ.

PHOEBE 法による大型高温ガス炉の出力分布推定

Power distribution estimation of Large-scale high-temperature gas-cooled reactor based on the PHOEBE method

*木村 礼[1]，西山 潤[2]
[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社
[2]東京都市大学

これまでに燃料領域で発生した中性子に対する中性子検出器の応答に加えて燃料間の出力相関を考慮した出力分布推定手法（PHOEBE 法）はマイクロ炉に対してその有効性をシミュレーションで確認し，UTR-KINKI および KUCA を用いてその原理検証を実施してきた．本研究では PHOEBE 法を大型の高温ガス炉に適用した場合の適用性を評価し課題を抽出した．

キーワード：高温ガス炉，出力分布推定，炉外計装，中性子検出器

1. 緒言

これまでに燃料から検出器への応答係数に加えて燃料間の出力相関を考慮した出力分布推定手法（PHOEBE 法）を MoveluX™ の炉心に適用してその適用性を確認し，更に UTR-KINKI および KUCA を用いてその原理検証を行ってきた．本研究ではこれまで小型の炉心に留まっていた PHOEBE 法の適用先を大型炉心に拡張し，その適用限界等を検討することとした．また，対称の炉型を，出力分布異常を検知できる炉心として，比較的中性子飛程の長い黒鉛減速材を用いる高温ガス炉とした．

2. 対象炉心および解析条件

具体的な対象炉心は GTHTR300 とした[1]. 本炉心は図 1 に示すように 8m 程度の直径を持つ円環状炉心であり，燃料・減速材カラムの幅は約 40cm である．出力相関係数および検出器応答係数はモンテカルロ法では高速中性子の統計量が少なく計算コストが非常に高いことから SRAC-CITATION を用いた．係数の作成時には燃料濃縮度は同一としたが，出力異常を模擬するケースとして濃縮度を 20%に高めたケースを評価し，その時得られた出力分布を参照解とした．

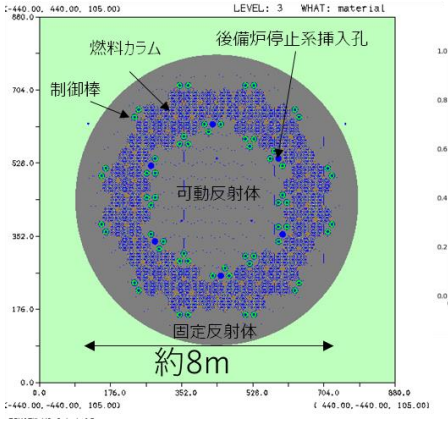


図 1 ：GTHTR300 の炉心断面図

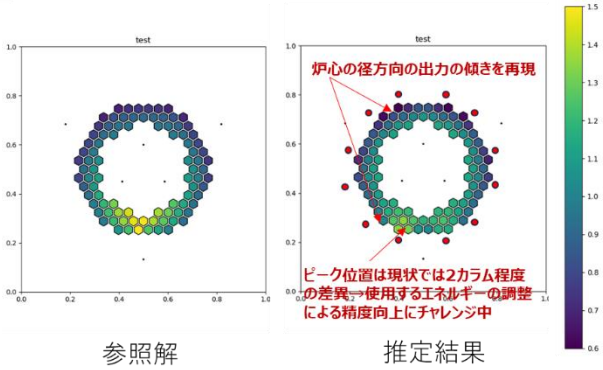


図 2：出力分布推定結果

3. 出力分布推定結果

図 2 に出力分布の推定結果を示す．参照解が SRAC-CITATION で得られた出力分布，推定結果が PHOEBE 法に基づく出力分布である．また，推定結果に示した赤い点は検出器位置を表している．参照解は図の下部に出力ピークが確認できる．PHOEBE 法による推定結果では図の上半分の出力分布が低下し下半分が増加するなど全体的な傾向を再現できている．ただし，ピーク位置は現状で 2 カラム程度の差異があり，出力分布推定に使用する中性子エネルギーを検討し，考えられ得る検出器のモデルを作成して評価を進める．

4. 結論

高温ガス炉の体系においても炉外計装により一定程度の出力分布の推定を行う事が出来た．ただし，使用する中性子エネルギーの検討や当該エネルギーの中性子を抽出するための検出器構造の検討が必要であり，今後，当該検討を進める．

参考文献

[1] 中田哲夫，他，「高温ガス炉ガスタービン発電システム（GTHTR300）の核設計」，JAERI-TECH-2002-066, JAERI (2002)

*Rei Kimura[1], Jun Nishiyama[2]
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [2]Tokyo City University

固有直交分解と Lasso 推定を組み合わせた炉内中性子束分布の再構成に関する検討

Study on in-core neutron flux reconstruction using proper orthogonal decomposition with Lasso estimation

*曽我 知生[1]，浦瀬 勇希[1]，遠藤 知弘[1]，山本 章夫[1]

[1]名古屋大学

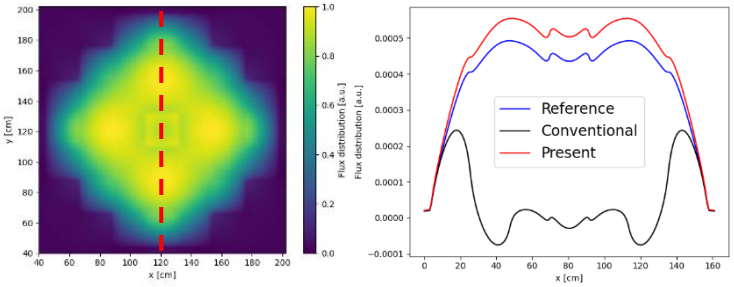
炉外検出器信号を用いた炉内中性子束分布の再構成法として、本研究では固有直交分解(POD)と Lasso 推定を組み合わせた手法を新たに考案した。小型モジュール炉を対象として、提案手法の有効性について検証した。

キーワード:固有直交分解(POD)、Lasso 推定、小型モジュール炉(SMR)、炉内中性子束分布再構成

1. 緒言 小型炉では、原子炉圧力容器に貫通孔が必要ない炉外検出器による炉内出力分布測定が望まれている。炉外検出器によって炉内中性子束(≈出力)分布を再構成する方法として、少数の基底と展開係数により解を表し、解の自由度を大幅に減少させることが可能な固有直交分解(POD)に基づく手法が提案されている。先行研究[1]では POD 展開係数を評価する手法として一般化逆行列が用いられていたが、炉心中心部で出力分布にピークが現れる条件下で再構成精度が低下するなどの課題があった。これらの問題を解決するため、本研究では Lasso 推定を用いて POD 展開係数を評価する。Lasso 推定は方程式の解の多くが 0 になると予想できる場合に有効性を持つ手法である。本研究では、POD と Lasso 推定を組み合わせることで炉内中性子束分布の再構成精度を向上させることを目的とする。

2. 計算手法 はじめに、中性子束分布を再構成するために必要となる POD 基底と展開係数を求める。POD 基底を作成するためには、計算条件の異なる複数の教師データが必要である。本検討においては、各燃料集合体を濃縮度の高い新燃料と置き換えることで複数の計算条件を設定した。この場合、教師データ数は燃料集合体の数と同数になる。得られた教師データを行列の形に並べて特異値分解することで POD 基底を得た。炉内中性子束分布$\vec{\varphi}$は、POD 基底行列$\mathbf{U}$と POD 展開係数ベクトル$\vec{f}$を用いて$\vec{\varphi} = \mathbf{U}\vec{f}$…(1)と展開できる。続いて、Lasso 推定を用いて炉外検出器計数値より POD 展開係数を求める。炉外検出器計数値ベクトル$\vec{n}$は検出器応答係数行列$\mathbf{D}$を用いて$\vec{n} = \mathbf{D}\vec{\varphi}$…(2)と表される。$\mathbf{D}$については、検出器を設置するメッシュに対応する要素の値は 1 であり、その他は 0 である。式(1)を式(2)に代入することで、$\vec{n} = \mathbf{DU}\vec{f}$…(3)と表すことができる。式(3)から Lasso 推定を用いて未知数である展開係数$\vec{f}$を求め、再び式(1)を用いることで POD 基底$\mathbf{U}$と得られた展開係数$\vec{f}$から中性子束分布$\vec{\varphi}$を再構成する。

3. 計算結果 計算体系は、NuScale Power 社製 SMR を単純化した 242 cm×242 cm の二次元体系を用いた(メッシュ数は 242×242 の 58564 メッシュ)。ここで、体系中心の直径約 150 cm の領域を炉心、それ以外の領域を真空領域とした。中性子束分布はエネルギー2 群の固有値計算によって求めた。炉心を構成する燃料集合体の数を 37 体と設定したため、教師データ数は燃料集合体と同数の 37 通りとなる。炉外検出器数は 8 として、炉外検出器の計数値から Lasso 推定を用いて展開係数を求め、炉内中性子束分布を再構成した。中性子束分布の再構成例を図 1 に示す。炉心中心線上(赤破線)において参照解と一般化逆行列を用いた再構成結果(従来手法)と Lasso 推定を用いた再構成結果(本手法)を比較した結果を図 1 に示す。Lasso 推定に基づいて展開係数を評価することで、従来手法と比較して再構成精度が向上した。



参照解　　参照解と再構成結果の比較（左図、赤破線上）

図 1 炉内中性子束分布再構成結果の例(熱群)

参考文献 **[1]** Y. Urase et al., *Proc. PHYSOR2024*, pp. 1642–1651, San Francisco, CA, April 21-24, 2024.

*Soga Tomoki[1], Yuki Urase[1], Tomohiro Endo[1] and Akio Yamamoto[1]

[1]Nagoya Univ.

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

Thu. Sep 12, 2024 10:50 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 1:50 AM - 2:55 AM UTC Room K(Recture RoomsB 2F B200)

[2K05-08] 1F Waste 4

Chair:Yoshihiro Okamoto(JAEA)

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

[2K05]

Evaluation of minor actinide dissolution behavior from simulated fuel debris by a sequential extraction technique

*Sota Sunahara[1], Daisuke Akiyama[1], Yuki Yokota[1], Akira Kirishima[1] (1. Tohoku Univ.)

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

[2K06]

Relation of Cooling Rate to Crystal Structure and Microstructure of (U, Zr)O_2

(4) Estimation of the Cooling Rate of U-Zr-Fe-Cr-O Particle

*Yoichi Endo[1], Kan Sakamoto[1], Atsushi Ouchi[1], Hiroki Yokoyama[1], Masato Mizokami[2], Mutsumi Hirai[2] (1. NFD, 2. TEPCO HD)

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

[2K07]

Cesium-rich microparticle (CsMP): A window into the damaged reactors and its environmental impacts

(11) Information on the inside of reactors provided by CsMPs and super radioactive particles.

*Satoshi Utsunomiya[1] (1. Kyushu Univ.)

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

[2K08]

Cesium-rich microparticle (CsMP): A window into the damaged reactors and its environmental impacts

(12)“Invisible” radioactive cesium atoms revealed: Pollucite inclusion in cesium-rich microparticles (CsMPs) from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*Kanako Miyazaki[1], Kenji Horie[2], Mami Takehara[2], Shinya Yamasaki[3], Takumi Saito[4], Toshihiko Ohnuki[5], Masahide Takano[6], Hiroyuki Shiotsu[6], Hajime Iwata[6], Satoshi Utsunomiya[1] (1. Kyushu Univ., 2. NIPR, 3. Univ. of Tsukuba, 4. UTokyo, 5. Tokyo Tech, 6. JAEA)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

逐次抽出法による模擬デブリからのマイナーアクチノイド溶出挙動の評価

Evaluation of minor actinide dissolution behavior from simulated fuel debris by a sequential extraction technique

*砂原 壮汰[1]，秋山 大輔[1]，横田 優貴[1]，桐島 陽[1]
[1]東北大学

抄録:燃料デブリ中のマイナーアクチノイド(MA)核種の溶出挙動を評価するために、MA トレーサー(^{237}Np, ^{241}Am）と ^{152}Eu を添加した(U, Zr)O_2 固溶体を模擬デブリとして合成し、これを対象として燃料デブリ版逐次抽出試験を実施し、各核種の溶出挙動を評価した。

キーワード：燃料デブリ，マイナーアクチノイド，逐次抽出法，溶出挙動

1. 緒言

燃料デブリ中のマイナーアクチノイド（MA）核種は放射能毒性が高く、その化学的挙動を把握することは燃料デブリの安全な保管方法や処理・処分方法を検討していくうえで重要である。そこで本研究では燃料デブリ中の MA 核種の溶出挙動を評価するために、MA トレーサー（^{237}Np, ^{241}Am）と ^{152}Eu を添加した(U, Zr)O_2 固溶体を模擬デブリとして合成した。これを対象として燃料デブリ版逐次抽出試験を実施し、各核種の溶出挙動を評価した。

2. 実験

2-1. 模擬デブリの合成

MA トレーサー（^{237}Np, ^{241}Am）と ^{152}Eu を添加した U_3O_8 粉末を、Ar + 10% H_2 気流下 1000 ℃で 4 時間加熱して MA 添加 UO_2 を調製した。この MA 添加 UO_2 粉末と ZrO_2 粉末とをモル比 U:Zr ＝ 100：0，90：10，50：50 で混合後、Ar＋10% H_2 気流下 1600 ℃で 4 時間加熱して(U, Zr)O_2 固溶体から成る模擬デブリ試料を調製し、それぞれ XRD を用いて結晶構造を評価した。

2-2. 燃料デブリ版逐次抽出試験

逐次抽出試験では小型遠心分離機とフィルターカップを使用した。模擬デブリ試料 200 mg と抽出液 400 μL をフィルターカップに入れ、1 時間浸漬後、遠心分離により固液分離した。ここでは抽出液として酢酸（10^{-2} M）、塩酸（10^{-2} M）、硝酸（3 M）を逐次的に用いた。はじめの抽出終了後、超純水で試料を洗浄後し、次により反応性の高い抽出液を用いて抽出を行った。各抽出段階で液相に溶出した ^{238}U，^{237}Np，^{241}Am，^{152}Eu の放射能を測定し、溶出率を導出した。^{238}U，^{237}Np，^{241}Am の放射能測定には Si 半導体型 α 線検出器を使用し、^{152}Eu の放射能測定には Ge 半導体型 γ 線検出器を使用した。

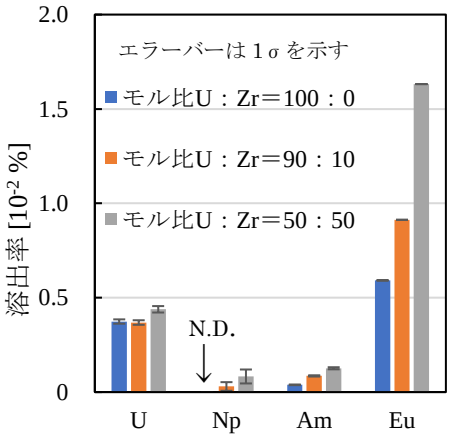


図 1　酢酸抽出時の各模擬デブリからの U，Np，Am，Eu の溶出率

3. 結果と考察

図 1 に酢酸抽出時の各模擬デブリからの U，Np，Am，Eu の溶出率を示す。Np，Am，Eu は模擬デブリ中の Zr 量の増加と共に溶出率が増加する傾向がみられた。Zr が UO_2 相に固溶する置換型の固溶体形成時に、MA や Eu の一部が UO_2 相から析出しマイナー相を形成したと見られ、酢酸のような反応性の低い抽出液においてはマイナー相からの溶出の影響が顕著となったと考えられる。 このほか、他の抽出液で抽出した際の各核種の溶出挙動についても報告を行う。

【謝辞】本研究は JSPS 科研費 JP23K26584 の助成を受けたものです。

*Sota Sunahara[1], Daisuke Akiyama[1], Yuki Yokota[1] and Akira Kirishima[1]
Tohoku Univ.

1F 炉内状況推定のための(U, Zr)O_2 の結晶構造及び微細組織への冷却速度影響試験
（4）Fe、Cr を含む U 含有粒子の冷却速度推定の試み

Relation of Cooling Rate to Crystal Structure and Microstructure of (U, Zr)O_2

(4) Estimation of the Cooling Rate of U-Zr-Fe-Cr-O Particle

*遠藤 洋一[1]，坂本 寛[1]，大内 敦[1]，横山 博紀[1]，溝上 暢人[2]，平井 睦[2]

[1]NFD，[2]東電 HD

U-Zr-Fe-Cr-O 系模擬デブリを異なる冷却速度で冷却し、冷却後の微細組織観察を行った結果、U-Zr-O 相と Cr-Fe-O 相の相分離組織の間隔を利用することで U-Zr-Fe-Cr-O 系の粒子やデブリの冷却速度が推定できる可能性を見出した。

キーワード：福島第一原子力発電所，冷却速度，U-Zr-Fe-Cr-O 系，相分離，拡散係数

1. 緒言

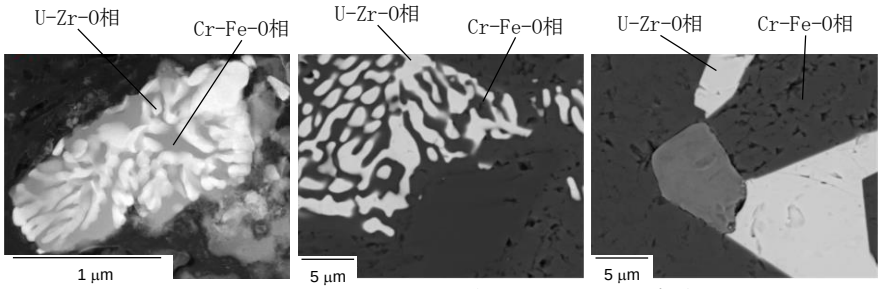
これまで冷却速度と(U, Zr)O_2 の結晶構造、微細組織の関係の把握に取り組んできたが、Fe、Cr を含む U-Zr-Fe-Cr-O の 5 元系においても、冷却時の条件の影響を受けた組織を有していると考えられる粒子が見つかっている[1]。図に示す 2 号機原子炉建屋オペレーティングフロア養生シート領域 30（以下、2u オペフロ養生シート領域 30）の粒子は、U-Zr-O 相と Cr-Fe-O 相で構成されており、U-Zr-Fe-Cr-O 系溶融体が冷却過程で相分離した粒子と考えられ、析出物サイズが冷却速度に依存する可能性が示唆される。そこで、異なる冷却速度で冷却した U-Zr-Fe-Cr-O 系模擬デブリの微細組織観察を行って、冷却速度を推定する手法を探索した。

2. 手法

2u オペフロ養生シート領域 30 の粒子の組成となるように UO_2、ZrO_2、FeO、Cr_2O_3 の混合粉末を YSZ るつぼ内、Ar（G2）気流下で完全溶融する 1900 ℃において 10 分加熱後、急冷（冷却速度：1900 から 1200 ℃までおよそ 700 ℃/分）または徐冷（冷却速度：5 ℃/分）して、断面の SEM/EDS 観察・分析を実施した。

3. 結果

図に採取粒子、模擬デブリの微細組織を比較している。いずれも U-Zr-O 相と Cr-Fe-O 相が入り組んだ相分離組織が観察されたが、その間隔には大きな差があり、2u オペフロ養生シート領域 30 の粒子が最も短く 0.1 μm 程度、急冷した模擬デブリで 1 μm 程度、徐冷した模擬デブリで 10 μm 程度であった。完全溶融している 1900 ℃から固相割合が 50%を超えると予測される 1750 ℃までに析出物が成長し、析出物の成長は構成元素の平均拡散距離に従うと仮定すると、模擬デブリの観察結果から拡散係数は 10^{-9} cm^2/s 程度と見積もられた。評価した拡散係数を用いると、2u オペフロ養生シート領域 30 の粒子の冷却速度は約 10^3 ℃/s と推定され、高温安定相の(U,Zr)O_2 粒子が観察されている結果と整合した。



2uオペフロ養生シート領域30の粒子のTEM像[1]

本試験で製作した模擬デブリのBSE像

急冷（700 ℃/min 程度）　　徐冷（5℃/min）

図　採取粒子、模擬デブリの微細組織の比較

参考文献

[1] 1～3 号機格納容器内部調査関連サンプル等の分析結果、2020 年 11 月 26 日　東京電力ホールディングス株式会社

*Yoichi Endo[1], Kan Sakamoto[1], Atsushi Ouchi[1], Hiroki Yokoyama[1], Masato Mizokami[2], and Mutsumi Hirai[2]

[1]NFD, [2]TEPCO HD

高濃度放射性セシウム含有微粒子（Cesium-rich microparticle, CsMP）の本質的解明に基づく炉内の情報と環境影響
（11）CsMP と"超"高放射性粒子が示す炉内情報

Radioactive cesium-rich microparticle (CsMP): A window into the damaged reactors and its environmental impacts
(11) Information on the inside of reactors provided by CsMPs and super radioactive particles

*宇都宮　聡
九州大学

福島第一原発由来 1 号機由来の最高 Cs 放射能粒子を検出した。^{134}Cs+^{137}Cs 放射能はそれぞれ 6.02×10^5 Bq、2.48×10^6 Bq、^{134}Cs/^{137}Cs 放射能比は 0.971、0.954 であり1号機由来であることが示唆された。粒子内部は非晶質の炭素のみからなり、粒子表面に付着している多様な微粒子に Cs が収着していた。

キーワード：福島第一原発，“超”高放射性粒子，同位体，TEM， EELS

1. 緒言

2011 年 3 月に福島原発で起きた原子力災害により 520 PBq の放射性核種が放出された。^{137}Cs は半減期が約 30 年で現在も環境中の高線量の要因となっている。環境中に放出された難水溶性 Cs の 1 つの形態として 1 号機由来の放射性粒子が存在する。粒径が数百 μm～数 mm と比較的大きく、1 粒子あたりの放射能が高い。1 号機由来粒子は原発から北北西方向の局所的な場所からのみ発見されており、この場所は 1 号機の水素爆発による放射性核種が沈着したことで、その周囲よりも特異的に線量が高くなっている。本研究でこれまでの福島の粒子中で最も放射能が高い粒子、”超”高放射性粒子の発見と精密分析に基づいて、その成因と条件を推定することを目的とした。

2. 実験

2018 年 8 月に福島県双葉郡双葉町で採取した土壌から、2 つの粒子(FTB1、FTB26)を単離した。Ge 半導体検出器を用い放射能を測定後、SEM/TEM-EDX を用いて構造・組成分析を実施した。また、より放射能の高かった FTB26 については XRF による詳細な組成分析の後、X-CT により粒子の 3 次元像の構築を行った。更に粒子表面及び粒子断面に対して SIMS による Cs 同位体分析を行った。断面の一部を FIB で加工し TEM/STEM-EDX、EELS 分析を行った。

3. 結果･考察

今回単離した FTB1 と FTB26 の ^{134}Cs+^{137}Cs 放射能はそれぞれ 6.02×10^5 Bq、2.48×10^6 Bq、^{134}Cs/^{137}Cs 放射能比は 0.971、0.954 であり、1号機由来の放射性粒子であることが示唆された。FTB26 の放射能は、これまでに報告されている福島原発由来の放射性粒子の中で最高の放射能を示した。FTB1 は粒径が 300 μm 程で主に O,Al,Si,Fe から構成されていた。FTB26 は粒径が約 3 mm と大きく、歪な形状の放射性粒子だった。組成分析の結果、主成分は C で構成され、表面には Si が主成分の微粒子や繊維状の微粒子が点在していた。XRF、X-CT から、粒子表面にのみ高密度な部分が存在し、粒子内部は低密度かつ多孔質な構造であることが分かった。更に、断面の組成分析及び EELS の結果から、FTB26 はガラス様炭素またはポリマーをコアとして、建屋内建造物由来とされる微粒子が表面に埋め込まれた構造をしていた。この組織は 1 号機メルトダウン時に建屋内で充満していた大気微粒子を捕獲したものと考えられる。また、同位体分析の結果、非晶質炭素から Cs は検出されず、表面の微粒子からのみ Cs が検出された。また、Cs が水素爆発以前に揮発し、圧力容器から原子炉建屋内部に放出された後に建屋内建造物に吸着していたことを示唆している。さらに各粒子の合計はメルトダウン時の建屋内大気中ダストの平均的な組成を示した。

---

*Satoshi Utsunomiya[1]
[1]Kyushu Univ.

高濃度放射性セシウム含有微粒子（Cesium-rich microparticle, CsMP）の本質的解明に基づく炉内の情報と環境影響
（12）福島第一原発から放出された"放射性セシウム原子"の可視化

Radioactive cesium-rich microparticle (CsMP): A window into the damaged reactors and its environmental impacts

(12) “Invisible” radioactive cesium atoms revealed: Pollucite inclusion in cesium-rich microparticles (CsMPs) from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*宮﨑　加奈子[1]，堀江 憲路[2]，竹原 真美[2]，山﨑 信哉[3]，斉藤 拓巳[4]，大貫 敏彦[5]，
高野 公秀[6]，塩津 弘之[6]，岩田 孟[6]，宇都宮 聡[1]
[1]九大，[2]国立極地研，[3]筑波大，[4]東大，[5]東工大，[6]JAEA

本研究では、環境試料から単離した高濃度放射性 Cs 含有微粒子(CsMP)に対して、γスペクトロメトリー、SEM、TEM を用いた系統的な分析に加えて HAADF-STEM とマルチスライス法像シミュレーションを行い、世界初の放射性 Cs 原子の可視化に成功した。

キーワード：高濃度放射性セシウム含有微粒子、放射性セシウム原子、ポルサイト

1. 緒言

2011 年 3 月に発生した福島第一原発の事故により～520 PBq の放射性物質が放出された。現在は ^{137}Cs による放射線量への寄与が大きく、環境中における放射性 Cs の動態の把握は重要な課題となっている。しかし、環境試料中に含まれる放射性 Cs の原子・分子スケールでの直接観察は濃度が低いために困難であった。本研究は、環境試料中の放射性セシウム原子を電子顕微鏡観察によって可視化することを目的として行った。

2. 実験

本研究では、環境試料から単離した高濃度放射性 Cs 含有微粒子(CsMP)に対して、γスペクトロメトリー、SEM、TEM を用いた系統的な分析に加えて HAADF-STEM とマルチスライス法像シミュレーションを行い、得られた像を比較、検討した。

3. 結果・考察

3 つの CsMP の中に Cs を高濃度（27-36%以上）含有する粒子が含まれ、ゼオライトの一種であるポルサイトを同定した。これらの組成式は$(Cs,K,Ba)_{2.2}(Fe_{0.84},Zn_{0.84},X_{0.5})_{2.2}Si_{4.1}O_{12}$ と$(Cs,K,Ba)_{1.5}(Fe_{0.66}Zn_{0.32}X_{0.6})_{1.6}Si_{4.6}O_{12}$ と$(Cs,K,Ba)_{1.7}(Fe_{0.60}Zn_{0.32}X_{1.0})_{1.9}Si_{4.4}O_{12}$（X には他の微量元素 Ti、Mn、Rb、Zr、Mo、Sn が含まれる）であった。[111]から観察したポルサイトの HAADF-STEM 像はポルサイト中の Cs 原子の六回対称の配列を示し、相対的な強度はシミュレーション像と一致した。Cs と比べて同サイトに位置する Ba、K の濃度が低いこと、Cs 同位体中の約 5 割が放射性 Cs 同位体であり、この像で可視化された Cs 原子の 2 分の 1 は放射性 Cs の原子を示しており、世界初の放射性 Cs 原子の可視化に成功した。ポルサイトはメルトダウンが起こった際に局所的に濃縮された Cs がシリカと反応し、熱水反応によって形成して、CsMP 中に取り込まれたと考えられる。また、これらのポルサイト中の放射性 Cs による β 線損傷エネルギーを計算したところ、非晶質化線量と比較して 2 桁以上低いため、結晶構造は長期間保持されることが予想される。これらの結果はメルトダウン時の炉内における Cs 分配挙動に関する新しい知見であり、シビアアクシデント現象の解析に有用である。

---

*Kanako Miyazaki[1], Kenji Horie[2], Mami Takehara[2], Shinya Yamasaki[3], Takumi Saito[4], Toshihiko Ohnuki[5], Masahide Takano[6], Hiroyuki Shiotsu[6], Hajime Iwata[6], Satoshi Utsunomiya[1]

[1]Kyushu Univ., [2]NIPR, [3]Univ. of Tsukuba, [4]UTokyo, [5]Tokyo Tech, [6]JAEA

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

Thu. Sep 12, 2024 10:50 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 1:50 AM - 2:55 AM UTC Room M(Recture RoomsB 2F B202)

[2M05-08] Sorption 2

Chair:Taiji Chida

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

[2M05]

Impact of organic matter on sorption of radionuclides onto sedimentary rocks
(1) Chemical properties of gamma-irradiated Horonobe humic acid

*Kohei Chono[1], Taishi Kobayashi[1], Takayuki Sasaki[1], Ayano Eguchi[2], Yuki Amano[2] (1. Kyoto Univ., 2. JAEA)

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

[2M06]

Investigation of applicability of layered double hydroxide for retardation of migration of radioactive anions in geological disposal

*Yamashita Yudai[1], Akihito Asano[1], Tsuyoshi Arai[1] (1. Shibaura Inst. of Tech.)

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

[2M07]

A study on the applicability of adsorbent materials to improve the performance of delayed migration of anionic radionuclides in geological disposal

*Akihito Asano[1], Tsuyoshi Arai[1] (1. Shibaura Inst. of Tech.)

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

[2M08]

Potential of the application of anionic adsorbents to geological disposal of TRU waste

*Hitoshi Owada[1], Hiroyoshi Ueda[1], Tsubasa Yagi[1], Hanon Saito[3], Sho Harasaki[3], Noriko Asanuma[3], Akihito Asano[2], Syougo Uchiyama[2], Tsuyoshi Arai[2] (1. RWMC, 2. Shibaura Institute of Technology, 3. Tokai University)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

核種の岩石への収着に及ぼす有機物影響
（1）ガンマ線照射した幌延フミン酸の化学的特性

Impact of organic matter on radionuclide sorption onto rocks

(1) Chemical properties of the gamma-ray irradiated Horonobe humic acid

*蝶野浩平[1]，小林大志[1]，佐々木隆之[1]，江口綾乃[2]，天野由記[2]

[1]京大, [2]JAEA

JAEA幌延深地層研究センターの地下水から抽出したフミン酸にガンマ線を照射し，全有機炭素（TOC）測定，電位差滴定,紫外可視分光等の分析手法により，フミン物質の酸解離定数や官能基当量をはじめとする化学的特性の照射線量の依存性を評価した．

キーワード：フミン酸，ガンマ線照射，酸解離定数，幌延地下研

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物（HLW）から地下水中に溶出した核種と種々の有機酸との相互作用は，核種の見かけの溶解度や人工・天然バリアとの収着反応に影響を及ぼす．化学構造が不均質な高分子である天然腐植有機物（フミン酸, HA）の酸解離定数 pK_a および核種との錯生成定数 β は，その影響評価に不可欠なパラメータである．これらの値は溶存 HA の HLW への近接による放射線暴露により変化する可能性が，Aldrich や IHSS など市販の HA を用いた研究で評価されてきた[1]．本研究では 3 価 4 価核種の堆積岩への収着挙動に及ぼす有機酸影響について検討を進めるため，JAEA 幌延深地層研究センターの地下水から抽出したフミン酸（幌延 HA）に着目し，幌延 HA の官能基当量や pK_a 値などの化学的特性の吸収線量依存性を評価した．

2. 実験

京大複合研 Co-60 ガンマ線照射施設で，地下 250 m で採取した幌延 HA の水溶液（I = 0.1 (NaCl), pH 8.6）に最大 100 kGy（線量率 0.1 kGy/h）のガンマ線を照射した．照射後，TOC 計（TOC-L, Shimadzu 製）を用いて TOC 量（g_C/dm^3）を，また UV-Vis 光度計を用いて 200～900 nm の範囲で吸収スペクトルを測定した．電位差滴定は，溶液を希塩酸で pH 4 程度に調整後，水酸化ナトリウム溶液を滴下し，滴定曲線からカルボキシル基とフェノール基の各官能基当量（meq/g）および見かけの pK_a を評価した．

3. 結果と考察

試料は，照射線量の増加に伴い茶色が濃くなる傾向が見られ，また TOC が減少し分解等の反応の進行が示唆された（**Fig.1**）．**Fig.2** に電位差滴定の結果を示す．未照射と比べて 100 kGy 照射後の試料では，解離官能基当量は減少した．解離官能基当量の pH 依存性をカルボキシル基（C_1^w）とフェノール基（C_2^w）の官能基当量として解析した結果，未照射で 4.98, 3.38 (meq/g), 100 kGy の照射後はそれぞれ 2.31, 3.65 (meq/g)となり，特にカルボキシル基の減少が顕著であった．発表では，幌延 HA の化学的特性について，既往研究における出自の異なる HA との比較を行うとともに，3 価金属イオン等との錯生成反応についても議論する．

Fig.1 照射線量による溶液の色の変化
(左から 0, 10, 50, 100 kGy)

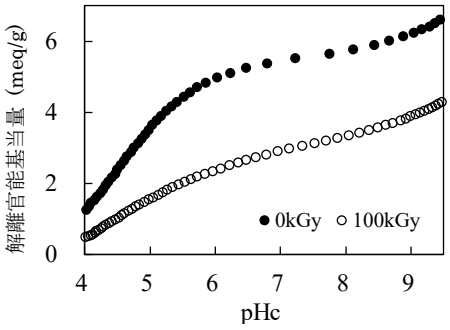


Fig.2 解離官能基当量の照射線量依存性

【謝辞】本研究には，経済産業省資源エネルギー庁受託事業「令和 5 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．

参考文献

[1] Q.Zhao ら, Chemosphere. **256** (2020) 127021.

*Kohei Chono[1], Taishi Kobayashi[1], Takayuki Sasaki[1], Ayano Eguchi[2] and Yuki Amano[2]

[1]Kyoto Univ., [2]JAEA

地層処分における放射性陰イオン核種の移行遅延に向けた層状複水酸化物の適用性検討

Investigation of the suitability of layered double hydroxides for delayed migration of anionic radionuclides in geological disposal

*山下 雄大[1]，浅野彰仁[2]，新井 剛[1]

[1] 芝浦工業大学，[2] 芝浦工業大学大学院

抄録：地層処分における放射性陰イオン核種の移行遅延性能の向上に向けて，層状複水酸化物に対する陰イオン核種の吸着特性を評価した．本試験の成果から，脱炭酸イオン法により CO_3^{2-}型層状複水酸化物の層間を ClO_4^-に置換することで吸着性能が大幅に向上することが確認された．

キーワード：TRU 廃棄物，地層処分，層状複水酸化物，炭酸イオン，過塩素酸イオン

1. 緒言

TRU 廃棄物のうち，核種濃度の高いものはセメント等で固化し，地下 300 m 以深へ地層処分に資することが検討されている．地層処分では，陰イオン核種による生物圏への影響を低減させるため，陰イオン選択性の吸着材をバリア材として用いることで移行遅延性能の向上を図ることが検討されている．既往の研究成果より，吸着材には層状複水酸化物 (Layered Double Hydroxides : LDH) が有効であることが示された[1]．本研究では，陰イオン性核種の移行遅延に優れる LDH の選定のため，種々の LDH を用いて模擬陰イオン核種の吸着挙動について評価し，選定指標となる基礎データを採取した．

2. 実験方法

地下水の pH が LDH の吸着平衡特性に及ぼす影響を評価するため，バッチ式吸着試験を行った．LDH は Mg-Fe 系，Mg-Al 系，Zn-Al 系を選定し，共沈法により合成した CO_3^{2-}型 LDH，それらを脱炭酸イオン法により層間イオンを ClO_4^-に置換した ClO_4^-型 LDH，Mg-Al 系 LDH を主成分とする IXE-700F (東亞合成株式会社製) を用いた．試験溶液は所定の pH に調整した水溶液に I^-を 100 mg･dm^{-3} となるように KI を溶解し調製した．バッチ式吸着試験は，LDH と試験溶液を丸底試験管に 1 w/v%となるように添加し，25 ℃に設定した恒温振とう槽で 1～4 日間振とうした．吸着試験前後の溶液の対象イオン濃度をイオンクロマトグラフで測定し，吸着率を算出することで LDH の吸着性能の評価指標とした．

3. 結果および考察

Fig. 1 に CO_3^{2-}型 LDH，ClO_4^-型 LDH 及び IXE-700F に対する I^-の吸着平衡試験結果を示す．Fig. 1 より，CO_3^{2-}型 LDH は I^-を吸着せず，ClO_4^-型 LDH は IXE-700F と比較して高い吸着率を示すことが確認された．LDH の層間には，一般に負の電荷密度が大きく，イオンサイズの小さいイオンが取り込まれやすいこと，また層間イオンの選択性は $CO_3^{2-} > I^-$の順となることが明らかとなっている[2]．このことから CO_3^{2-}型 LDH は層間の CO_3^{2-}と比較して価数，選択性が低い I^-とはイオン交換されず，ClO_4^-型 LDH は層間イオンを CO_3^{2-}よりも電荷密度が小さく，イオンサイズの大きい ClO_4^-に置換したことで IXE-700F より高い吸着率を示したと推察される．

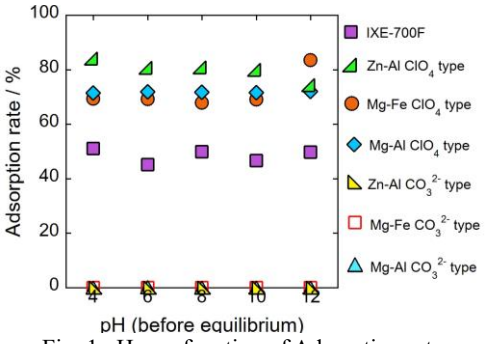


Fig. 1 pH as a function of Adsorption rate for I^- using LDHs

参考文献

[1] 浅野彰仁ら，日本原子力学会 2023 年秋の大会, 1D04

[2] 成田榮一：粘土科学, Vol. 46, No. 4, (2007), p. 210

*Yudai Yamashita[1], Akihito Asano[2], Tsuyoshi Arai[1]

[1]Shibaura Institute of Technology, Graduate school of Shibaura Institute of Technology

地層処分への実装を見据えた陰イオン核種の移行遅延性能向上に向けた吸着材の適応性検討

A study on the applicability of adsorbent materials to improve the performance of delayed migration of anionic radionuclides in geological disposal

*浅野 彰仁[1]，新井 剛[2]

[1] 芝浦工業大学大学院，[2] 芝浦工業大学

抄録：地層処分における人工バリアへの実装を見据え，無機系吸着材を緩衝材として用いられるベントナイトと混合状態で模擬陰イオン核種の基礎的な吸着特性の評価を行った．本試験の成果より，ベントナイトに吸着材を混合することで吸着性能が低下することが確認された．

キーワード：TRU 廃棄物，地層処分，ベントナイト，陰イオン吸着材

1. 緒言　TRU 廃棄物のうち核種濃度の高いものについては，セメント等で固化したうえで，地下 300 m 以深へ地層処分に資することが検討されている．安全評価において，陰イオン核種の被ばく線量は高く，地質媒体や人工バリアへの収着性に乏しいことから，陰イオン吸着材をバリア材として用いることで移行遅延性能の向上を図ることが検討されている．既往の研究成果から，地層処分環境においても吸着性能を発揮しうる吸着材が確認された[1]．本研究では人工バリアへの実装を見据え，吸着性が確認された市販の無機系吸着材を緩衝材として用いられるベントナイトへ混合した状態で模擬陰イオン核種の基礎的な吸着特性を評価し，吸着材の適応性について検討した．

2. 実験方法　緩衝材のベントナイトが吸着材の吸着速度に及ぼす影響を評価するため，吸着速度試験を行った．吸着材は IXE-500，IXE-700F (共に東亞合成株式会社製)，ベントナイトはクニゲル V1 (クニミネ工業株式会社製)とし，ベントナイトに対する吸着材混合率は 30 wt%とした．試験溶液は SeO_3^{2-}濃度が 100 ppm となるように調製したものを用いた．吸着速度試験は，吸着材混合ベントナイトと試験溶液が 2 w/v%，単体吸着材と試験溶液が 1 w/v%となるように三角フラスコに封入し，1 時間から 7 日間，所定時間振とうした．試験前後の溶液の金属イオン濃度を ICP-OES で測定し吸着分配係数を算出した．

3. 実験結果及び考察　Fig. 1 に SeO_3^{2-}の吸着速度試験結果を示す．Fig. 1 より，IXE-500，IXE-700F 混合ベントナイトは，各単体吸着材と比較して吸着分配係数が大きく低下することが確認された．これは，ベントナイトより発生する SO_4^{2-}の影響と推察される．本試験で用いたベントナイト中には，黄鉄鉱が含まれていることが報告されている[2]．このことから，ベントナイトより溶解した SO_4^{2-}が SeO_3^{2-}との競争吸着を起こすことで吸着分配係数が低下したと考えられる．また，IXE-500，IXE-700F 混合ベントナイトの吸着分配係数は平衡時に 10^2 cm^3/g 以上であることが確認された．核種移行解析結果より緩衝材中に吸着材を配合する際，吸着材単体には 10^2 cm^3/g 以上の分配係数が求められることが報告されている[1]．このことから，いずれの吸着材も地層処分に対する適応性が示唆された．

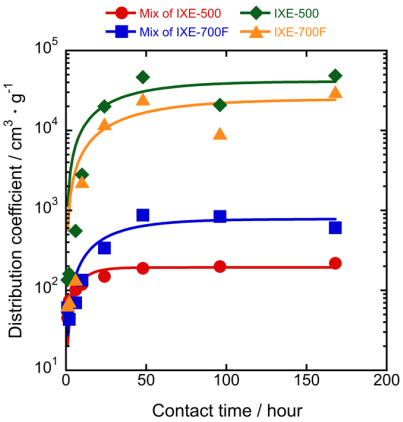


Fig. 1 Adsorption speed test results of bentonite mixed with adsorbent

参考文献

[1] 原子力環境整備促進・資金管理センター，日本原子力研究開発機構，令和 4 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　TRU 廃棄物処理・処分技術高度化開発報告書, 2023, p. 2-120

[2] 動力炉・核燃料開発事業団，緩衝材の特性試験(I), 1992，p.4

---

*Akihito Asano[1] and Tsuyoshi Arai[2]

[1]Graduate School of Shibaura Institute of Technology, [2]Shibaura Institute of Technology

TRU 廃棄物の地層処分への陰イオン吸着材の適用の可能性

Potential of the application of anionic adsorbents to geological disposal of TRU waste

*大和田仁[1]，植田 浩義[1]，八木 翼[1]，齊藤 波音[2]，原崎 翔[2]，浅沼 徳子[2]，浅野 彰仁[3]，
内山 章吾[3]，新井 剛[3]
[1]原環セ，[2]東海大学，[3]芝浦工業大学

これまでに複数の吸着材について、TRU 廃棄物の地層処分で想定されるセメントやベントナイトの間隙水中でも陰イオンを吸着しうることを示した[1,2]。本報では、吸着材の利用方法を想定した感度解析によって得た要求性能とそれらの吸着試験の結果[1,2]の比較から、適用可能性について考察した結果を報告する。

キーワード：地層処分，TRU 廃棄物，陰イオン，吸着材，要求性能

1. 緒言

TRU 廃棄物の地層処分では、I-129、Cl-36、Se-79、Mo-93 などの陰イオン核種が安全評価において大きい影響を示す。その影響低減に有効な対策として吸着材の適用が考えられる。本報告では、近年市販され始めた陰イオン吸着材を対象に、緩衝材及び充填材の分配係数をパラメータとした感度解析で求めた要求性能と吸着性（既発表[1,2]）とを比較し、地層処分への陰イオン吸着材の適用可能性について考察した結果を報告する。

2. 吸着材への要求性能

2-1.感度解析

感度解析には、汎用シミュレーションソフトウェア GoldSim を用い、蛯名らの解析体系及びパラメータ設定[3]に基づいて実施した。その際、吸着材が効果を発揮するための性能を明らかにする目的で、容器内および容器間の充填材（セメント系材料）及び緩衝材（ベントナイト系材料）のそれぞれに対する各核種の分配係数（Kd）をパラメータとして 0～10^1m^3/Mg の範囲で設定した。

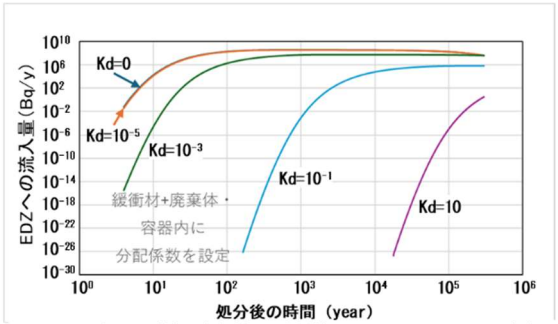


Fig.1 ヨウ素129を対象に緩衝材及び充填材のKdをパラメータとした感度解析の結果（EDZへのヨウ素129の流入量）

2-2. 感度解析の結果

Fig.1 に I-129 を対象として、緩衝材及び充填材の両方に共通に設定した Kd をパラメータとした感度解析の結果を示す。Kd に 10^{-3}m^3/Mg 以上の値を設定したケースで、吸着材の効果が見込める事が明らかになった。また、この結果は、対象とした核種に共通であり、緩衝材単独、及び充填材単独で Kd を設定した場合でも同様（Kd≧10^{-3}m^3/Mg 以上で効果が見込める）であった。

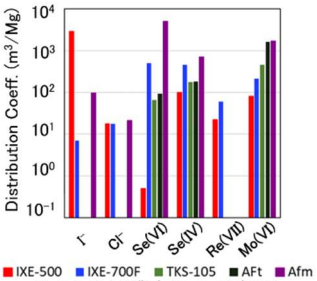


Fig.2 セメント平衡水（Region2）中での各イオンの分配係数

2-3. 吸着材の地層処分への適用可能性

吸着材が多孔質であり比表面積が大きく、吸水性が高いことを考慮して、緩衝材（ベントナイト 70%：珪砂 30%）に配合する吸着材の割合を珪砂の 5%（配合率として全体の約 1.5wt%）と仮に設定した場合に、緩衝材が 10^{-3}m^3/Mg 以上の Kd を有するために吸着材に求められる Kd は、単純計算では 10^{-1}m^3/Mg を超える値であることが分かった。同様に充填材（セメント系材料）については、吸着材の配合率を 0.1wt%とした場合の Kd は、単純計算では 10^0m^3/Mg を超える値であることが分かった。

既発表の吸着材の吸着試験の結果では、複数の吸着材において、上記各核種に対するセメント平衡水中（Fig.2）及びベントナイト平衡水中での Kd がこれらの値を上回ることが示されており[1,2]、地層処分への適用可能性のある吸着材がいくつか存在することが明らかになった。

3. 結論

吸着材への要求性能を感度解析の結果と緩衝材や充填材への吸着材の配合率の見積もりから求め、それらを吸着試験結果（既発表）と比較した結果、適用可能性のある吸着材が複数有ることが明らかになった。

本発表には経済産業省資源エネルギー庁の委託事業である「令和 4 年度高レベル放射性廃棄物の地層処分に関する技術開発事業（TRU 廃棄物処理・処分技術高度化開発）（JPJ007597）」の成果の一部を使用している。

参考文献

[1] 浅野 彰仁ほか,地層処分環境における陰イオン核種の移行遅延に適した無機陰イオン吸着材の選定,日本原子力学会 2023 年秋の大会,（2023）.
[2] 齋藤 波音ほか,含水酸化硝酸ビスマス及び Mg-Al 複合水酸化物によるヨウ化物イオンの吸着挙動,原子力学会 関東・甲越支部第 16 回学生研究発表会,（2023）.
[3] 蛯名 貴憲; 稲垣 学; 加藤 智子, GoldSim を用いた TRU 第 2 次取りまとめ解析モデルの構築,JAEA-Data/Code 2010-029,(2011).

*Hitoshi Owada[1], Hiroyoshi Ueda[1], Tsubasa Yagi[1], Hanon Saito[2], Sho Harasaki[2], Noriko Asanuma[2], Akihito Asano[3], Syougo Uchiyama[3] and Tsuyoshi Arai[3]
[1]RWMC, [2]Tokai University, [3]Shibaura Institute of Technology.

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

Thu. Sep 12, 2024 10:55 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 1:55 AM - 3:00 AM UTC Room F(Recture RoomsA 2F A202)

[2F06-09] Photonuclear Reaction

Chair:Tokio Fukahori(JAEA)

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

[2F06]

Nondestructive Quantitative Isotopic Analysis Using Nuclear Resonance Fluorescence

*Mohamed Omer[1], Toshiyuki Shizuma[1,2], Ryoichi Hajima[2], Mitsuo Koizumi[1] (1. JAEA, 2. QST)

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

[2F07]

Measurement of dipole transition strength of Pb-206 using trasmission nuclear resonance fluorescence

*Toshiyuki Shizuma[1,2], Mohamed Omer[2], Rryoichi Hajima[1], Mitsuo Koizumi[2], Heishun Zen[3], Hideaki Ohgaki[3], Toshitaka Taira[4] (1. QST, 2. JAEA, 3. Kyoto Univ., 4. IMS)

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

[2F08]

Photoneutron angular distribution for ^{181}Ta and ^{209}Bi at 13 MeV and 17 MeV photon energies

*Thuong Thi Hong Nguyen[1,2], Nobuyuki Iwamoto[2], Toshiya Sanami[3,1] (1. SOKENDAI, 2. JAEA, 3. KEK)

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

[2F09]

Investigation of model applicability for photoneutron emission in the giant dipole resonance

*Hayato Takeshita[1], Kazuaki Kosako[1], Norikazu Kinoshita[1], Takuma Noto[1], Yukinobu Watanabe[2] (1. Shimizu corporation, 2. Kyushu Univ.)

11:55 AM - 12:00 PM JST | 2:55 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

Nondestructive Quantitative Isotopic Analysis Using Nuclear Resonance Fluorescence

*M. Omer[1], T Shizuma[1,2], R. Hajima[2], M. Koizumi[1]

[1]JAEA, [2]QST

Abstract

A quantitative isotopic analysis of the natural metallic samples of hafnium (Hf) and tungsten (W) elements is presented. Hf and W targets were exposed to quasi-monochromatic γ-ray beams generated by laser Compton scattering (LCS) at the high intensity γ-ray source (HIγS) facility of Duke University. The γ-ray beams, in the 2.4-3.2 MeV energy range, excited multiple nuclides simultaneously via the nuclear resonance fluorescence (NRF). All excited transitions were employed to analyze the isotopic compositions of the targets. Particularly, the content of the even-mass naturally occurring isotopes of Hf and W was detected with high precision. The uncertainty of the measured abundances is $2.7-6.7\%$, while the deviation from the reference values ranges between $0.18-1.36\%$.

Keywords: Nondestructive analysis, NRF, Laser Compton scattering γ-rays

1. Introduction

The nondestructive analysis is of paramount significance to many fields, such as nuclear security and nuclear nonproliferation, where an accurate determination of the isotopic content (e.g., enrichment) is necessary without compromising the inspected samples. NRF is a resonant photonuclear interaction that provides a unique fingerprint of each nucleus. Therefore, NRF is anticipated to be one of the most powerful isotopic analyzers. However, studies that test this technique quantitatively are rare. Here, we measure the isotopic abundance of Hf and W elements to demonstrate the potential of NRF as a quantitative isotopic analyzer.

2. Materials and Methods

Hf target (purity of 99.9%, square 2.5 cm on a side and 4 mm thick) and W target (purity of 99.9%, disk 2.5^{ϕ} cm and 4 mm thick) were irradiated by LCS γ-ray beams at the HIγS facility of Duke University, USA. The NRF scattered photons were detected by an array of detectors consisting of 6 high purity germanium (HPGe) detectors [1]. The flux of the incident γ-ray beams was accurately estimated by a combination of measurements of incident γ-ray beam profiles and Monte Carol simulations [1]. The average flux used in the present measurement is approximately 400 γ/sec eV. In total, 21 and 30 transitions of Hf and W isotopes were observed, respectively. Knowing γ-ray beam flux and the NRF cross sections, these transitions were employed to estimate the abundance of 3 Hf and 3 W isotopes.

3. Results and Discussion

Fig. 1 shows the distributions of the measured abundances of the 6 detected isotopes. The smallest abundance measured in the present work is for ^{176}Hf, weight-averaged abundance, $\chi_{wav} = 0.0521(35)$, with a total uncertainty of 6.7%. The small amount of ^{176}Hf (1.75 g) in the sample produced the lowest counts, which led to high statistical uncertainty. For ^{182}W, $\chi_{wav} = 0.2614(71)$ with a total uncertainty of 2.7%, which is the best obtained uncertainty using NRF method so far. Furthermore, the results attained for ^{184}W and ^{186}W standing at $\chi_{wav} = 0.3033(91)$ and $\chi_{wav} = 0.2848(106)$, respectively, demonstrate that the NRF method could distinguish similar isotopic contents within one standard deviation.

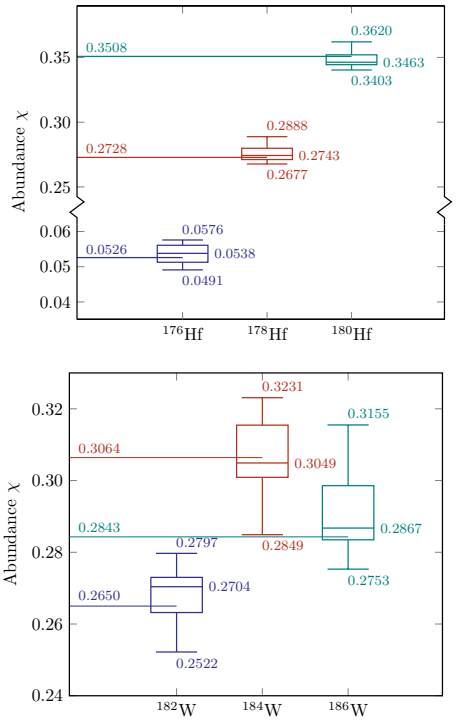


Fig. 1: Distributions of the measured abundances of Hf (top) and W (bottom) isotopes. For each isotope, the minimum, maximum, median, and reference abundances are indicated [1].

4. Summary

In summary, we demonstrated that NRF method can be used to achieve a comprehensive quantitative isotopic analysis of dense elements such as Hf and W, nondestructively. Although the uncertainties of the measured isotopic contents are still far below those provided by mass spectroscopy, the uniqueness of the signature and the nondestructive nature of the detection can be useful for nuclear security applications.

Acknowledgment: This work is a contribution of the JAEA to the International Atomic Energy Agency (IAEA) under the agreement of the coordinated research program (CRP), J02015 (Facilitation of Safe and Secure Trade Using Nuclear Detection Technology - Detection of RN and Other Contraband).

References

[1] M. Omer, T. Shizuma, R. Hajima, and M. Kiozumi, *J. Appl. Phys.*, 135, 184903 (2024).

透過型の核共鳴蛍光散乱を用いた Pb-206 の双極子遷移強度の測定

Measurements of dipole transition strength in Pb-206 using transmission nuclear resonance fluorescence

*静間　俊行[1,2]，Mohamed Omer[2]，羽島　良一[1]、小泉　光生[2]、
全　炳俊[3]、大垣　英明[3]、平　義隆[4]
[1]量研，[2]原子力機構，[3]京大，[4]分子研

レーザーコンプトン（LCS）γ線を用いて、^{206}Pb の透過型の核共鳴蛍光散乱（NRF）実験を行った。観測された ^{206}Pb の遷移に対して、共鳴吸収の大きさを求め、基底状態への崩壊幅Γ_0 と分岐比 b_0 を決定した。

キーワード：レーザーコンプトンγ線、核共鳴蛍光散乱、双極子遷移強度

1. 緒言

通常の NRF の測定では、散乱γ線の強度から崩壊幅と分岐比の積（$\Gamma_0 b_0$）が求まる。一方、透過型 NRF では、図 1 のように、吸収標的を透過したγ線ビームを吸収標的と同じ核種からなる標的（Witness Plate、WP）に照射し、WP 標的から放出される NRFγ線を測定する。この場合の NRFγ線の収量は、吸収標的における共鳴吸収の大きさに依存し、Γ_0 を求めることができる。また、通常の NRF の測定結果を基に、分岐比 b_0 を求めることも可能である。

2. 透過型 NRF 実験

^{206}Pb の透過型 NRF 実験は分子科学研究所の UVSOR-III 施設で行った。加速エネルギー746MeV の電子ビームと波長 1.896μm のレーザー（出力約 35W, CW）を正面衝突させ、最大エネルギー5.54 MeV、半値幅約 8%の LCSγ線を生成した。図 1 に、実験セットアップを示している。LCSγ線を吸収標的、WP 標的（ともに、濃縮度 99.323%、重さ 2g、直径 8mm の ^{206}Pb）に照射し、WP 標的から放出される NRFγ線を 2 台の高純度 Ge 検出器を用いて測定した。また、WP 標的のみの測定も行い、透過型 NRF 実験から得られるγ線収量との比較から共鳴吸収の大きさを評価した。

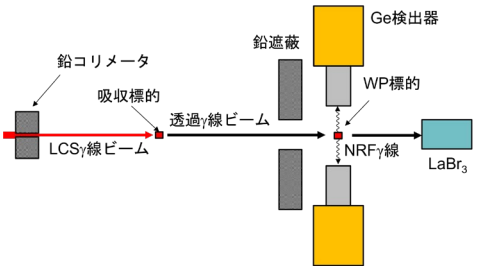


図 1. 透過型 NRF の実験セットアップ。

3. 測定結果

本実験において、^{206}Pb の 7 本の遷移が観測された。図 1 に、5037-keV 遷移に対する共鳴吸収の大きさの実験値（$R = 0.58 \pm 0.3$）と計算値を示している。これらの比較から、$\Gamma_0 = 2.43^{+0.64}_{-0.1}$ と、$b_0 = 0.96^{+0.04}_{-0.2}$が得られた。この値は、通常の NRF 実験から得られた値$\Gamma_0 = 2.33 \pm 0.16$、$b_0 = 0.92 \pm 0.05$ [1]と誤差の範囲内で一致する。その他の遷移についてもほぼ矛盾しない結果が得られている。本講演では、NRF 実験から得られるデータの特徴、透過型 NRF の実験手法、および ^{206}Pb の測定結果について報告する。

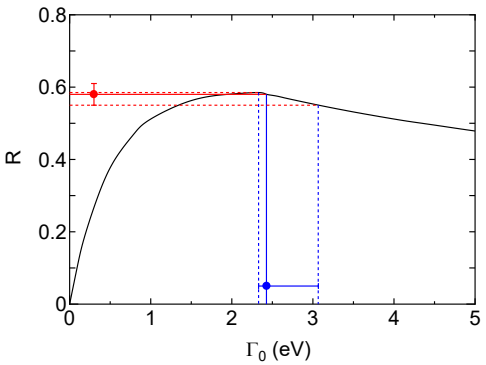


図 2. 5037-keV 遷移に対する共鳴吸収の大きさ（R）の計算値（実線）。通常の NRF 実験から得られている$\Gamma_0 b_0$=2.33eV [1]を仮定。実験値を赤丸で示している。計算値との比較から得られたΓ_0 を青丸で示している。

参考文献

[1] T.Shizuma et al., Phys. ReV. C 98, 064317 (2018).

*Toshiyuki Shizuma[1,2], Mohamed Omer[2], Ryoichi Hajima[1], Mitsuo Koizumi[2], Heishun Zen[3], Hideaki Ohgaki[3], and Yoshitaka Taira[4]
[1]QST, [2]JAEA, [3]Kyoto Univ., [4]IMS

Photoneutron angular distribution for ^{181}Ta and ^{209}Bi at 13 and 17 MeV photon energies

*T. Nguyen[1,2], N. Iwamoto[2], T. Sanami[1,3]
[1]SOKENDAI, [2]JAEA [3]KEK

The experimental and theoretical photoneutron angular distribution on ^{181}Ta and ^{209}Bi at 13 and 17 MeV photon energies are compared in this study. This presentation encompasses the angular distribution from the experimental data with linearly polarized photons and bremsstrahlung, and calculation results of the CCONE code.

Keywords: photonuclear reaction, photoneutron emission, angular distribution

1. Introduction

In the previous presentation [1], we pointed out that the evaluation for photonuclear data libraries, JENDL [2] by the CCONE code system for example, should be improved by using the data of energy and angular distributions of secondary particles. In the CCONE code, the angular distribution of emitted nucleons is obtained with an assumption of theoretical forward peak based on Kalbach systematics [3] modified by Chadwick et al [4] for photonuclear reactions. However, the systematics were benchmarked only for the Quasi-Deuteron (QD) regime ($E_\gamma > 30$ MeV). On the other hand, in the Giant Dipole Resonance (GDR) regime, several experimental data indicated the symmetry at 90° for photoneutron and photoproton angular distributions taken in the mid-1900s with bremsstrahlung photons [5-6] and recent studies with linearly polarized photons [7-8]. In this study, one of the data, the photoneutron angular distribution for ^{181}Ta and ^{209}Bi at 13 and 17 MeV photon energies, is compared with that obtained by the CCONE code calculation.

2. Results and discussion

Figure 1 shows the results of the comparison for 17 MeV incident photons in terms of polar angles θ defined as the angle between incident photon and emitted neutron directions. The experimental data are obtained as integrals of photoneutrons greater than 3 MeV, where the preequilibrium process predominates. As pointed out in ref [7], the angular dependence of $d\sigma/d\Omega$ is a function of not only θ but also the direction of incident photon polarization. The data presented here are obtained for a condition in which the polarization is parallel to the reaction plane. The condition gives the maximum angular dependence. The theoretical systematic is apparently inappropriate for interpreting the angular distribution of photoneutron emission in GDR. In addition to this, the comparison for 13 MeV photon energy will be presented in the meeting with detailed discussions.

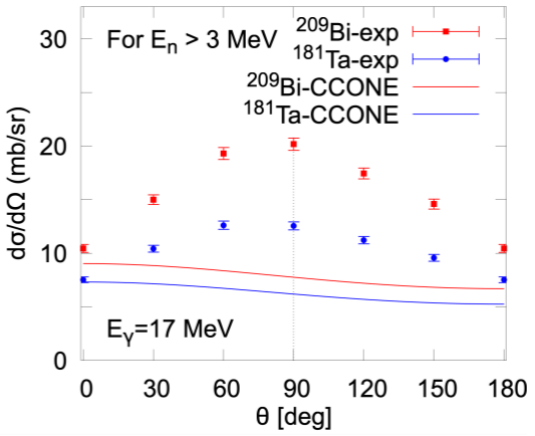


Figure 1: Angular distribution comparison for ^{181}Ta (blue) and ^{209}Bi (red) at 17 MeV photon energy.

References

[1] T. Nguyen et al., Spring AESJ Meeting, 2024, 3I01.
[2] O. Iwamoto et al., Nuclear Data Sheets, 131, 259-288 (2016).
[3] C. Kalbach, Phys. Rev. C, 37, 2350 (1988).
[4] M.B. Chadwick, et al., J Nucl. Sci. Technol., 32, 1154 (1995).
[5] F. Tagliabue and J. Goldemberg, Nucl. Phys. A, 23, 144 (1961).
[6] G.S. Mutchler, Cambridge, MIT (1966).
[7] T. Nguyen et al., J. Nucl. Sci. Technol., 61(2), 261 (2024).
[8] T. Nguyen et al., EPJ Web Conf., 292, 07004 (2024).

巨大双極子共鳴からの光中性子放出計算モデルの適用性検討

Investigation of model applicability for photoneutron emission in the giant dipole resonance

*竹下 隼人[1]，小迫 和明[1]，木下 哲一[1]，能任 琢真[1]，渡辺 幸信[2]
[1]清水建設, [2]九州大学

十数 MeV 以上の光子を利用する施設の遮蔽設計では、標的や遮蔽体などとの光核反応により発生する中性子の物理量を正しく評価する必要がある。現在利用されている光核反応の核データファイルは、巨大双極子共鳴のエネルギー領域において中性子二重微分断面積（DDX）の高エネルギー成分を過小評価することが確認されている。前回の発表では、直接過程により放出される中性子 DDX を計算するモデルを提案したが実験値再現性に課題が残ることを報告した。本発表では、改良したモデルを用いたいくつかの標的に対する実験値との比較結果を議論する。

キーワード：光核反応，中性子, TALYS，巨大双極子共鳴、DDX

1. 緒言

光核反応の核データファイルとして現在利用されている LA150 や JENDL/PD-2016.1 などは、光核反応を前平衡過程と複合核過程の二つの成分で記述しており、直接過程から放出される中性子の高エネルギー成分を過小評価している。前回の発表では、直接過程からの中性子放出に Wilkinson の resonance direct 理論[1]を適用したモデルで実験値の再現性が向上することを報告した。しかし、計算により得られた DDX のスペクトルには、実験値には無いピーク構造が見られた。今回は新たに 1 空孔状態に対する強度分布を考慮することにより実験値再現性を更に向上を図った。

2. DDX の計算

前平衡過程および複合核過程の計算には TALYS を使用し、直接過程の計算は文献[1]に基づいて計算した。resonance direct 過程の計算において、残留核の 1 空孔状態に対する強度分布から spreading 幅を考慮した DDX を求めた。ここで、spreading 幅は Mahaux らの提唱した値[2]を使用した。

3. 結果・考察

入射エネルギー16.6 MeV における ^{197}Au(γ,xn)反応の DDX の計算結果を図 1 に示す。直接過程のエネルギー幅を考慮しない計算（赤破線）は、残留核の離散準位による二つのバンプ構造が目立つ。1 空孔状態の強度分布にエネルギー依存の spreading 幅を考慮した計算（赤実線）は実験値に近い幅広のバンプ構造を持つことが示された。本発表では、前回からの理論計算方法の改良点や他の核種への適用可能性を議論する。

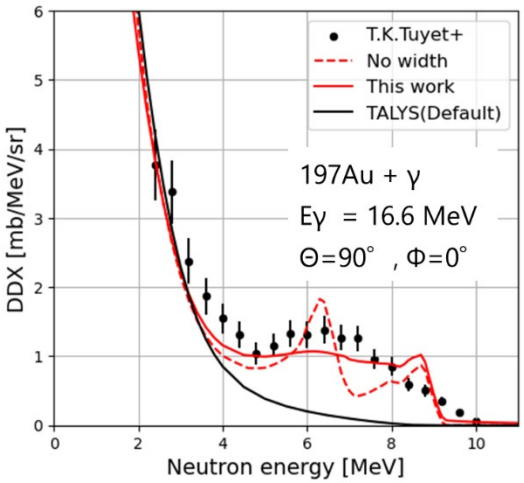


図 1. ^{197}Au(γ,xn)反応における DDX の実験値と本研究で得られた計算結果（赤の実線と実線）

参考文献

[1] D. H. Wilkinson, Physica 22, 1039 (1956)　[2] C. Mahaux, R. Sartor, Nucl. Phys. A 493 (1989) 157

*Hayato Takeshita[1], Kazuaki Kosako[1], Norikazu Kinoshita[1], Takuma Noto[1], Yukinobu Watanabe[2]
[1]Shimizu corporation, [2]Kyushu University,

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

Thu. Sep 12, 2024 11:10 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 2:10 AM - 3:00 AM UTC Room H(Recture RoomsB 1F B102)

[2H07-09] 1F Accident

Chair:Koji Nishida(INSS)

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

[2H07]

1F NPP Unit 2 Suppression Chamber Lower Part Leak Caused by Seismic Ground Motion (2)

-Estimation of suppression chamber water level based on observed pressure behabior-

*Fumiya Tanabe[1] (1. Sociotechnical systems safety research institute)

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

[2H08]

Modeling radio-nuclide behavior for estimating their amount in radioactive waste of Fukushima Daiichi NPS

(1) Major targets of the development, and procedures

*Chiaki Kino[1], Kenichi Tezuka[1], Shunsuke Uchida[2], Hidetoshi Karasawa[3], Yoshikazu Koma[4], Youko Takahatake[4] (1. IAE, 2. Former Tohoku Univ., 3. Hachinohe Inst. of Tech., 4. JAEA)

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

[2H09]

Modeling radio-nuclide behavior for estimating their amount in radioactive waste of Fukushima Daiichi NPS

(2) Effects of fuel deposits on initial core inventories of ^{60}Co

*Shunsuke Uchida, Chiaki Kino[1], Yoshikazu Koma[2], Youko Takahatake[2], Hidetoshi Karasawa [3], Kenichi Tezuka[1] (1. Institute of Applied Energy, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Hachinohe Institute of Technology)

11:55 AM - 12:00 PM JST | 2:55 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

福島第一原子力発電所２号機圧力抑制室下部からの地震動起因漏えい（2）
—観測された圧力挙動からの圧力抑制室水位推定—

1F NPP Unit 2 Suppression Chamber Lower Part Leak Caused by Seismic Ground Motion (2)
-Estimation of suppression chamber water level based on observed pressure behavior-

*田辺　文也[1]
[1]社会技術システム安全研究所

It is found that containment pressure decreasing behavior on March 14th afternoon was caused by gas above the suppression chamber (S/C) pool surface being cooled by cold water liquid droplets which were entrained from the pool surface. The S/C water level is estimated to have been at the lower end of quencher pipe at 18:15 on March 14th.

Keywords：Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant, accident, unit 2, ground motion, suppression chamber

１．緒言　前報[1)]では全交流電源喪失までのS/C水位上昇計算結果が観測とよく一致することを示した。

２．分析結果　原子炉圧力は2011/03/14 13:30頃7.5MPaを超え（Figure 1)、これ以降SRVが自動開閉を繰り返し、18:00からはSRV強制開操作が行われる。原子炉圧力容器（RPV）からS/Cに蒸気が流入するのにもかかわらず、格納容器(D/W)圧力は13:30頃から降下し始める。SRVを通してS/Cへの蒸気流入は18:40頃まで続くが格納容器圧力降下は18:15頃に止まる。これらの一見奇妙な現象は以下のように説明できる。S/C下部からの漏洩によりS/C水位は13:30時点ではT-クエンチャーアームパイプ上端(S/C底から1676.4mm)近傍にあり水温計(2900mm)よりも低くなっており、水温計が計測しているのは液相水温度ではなくてガス温度であると考えられる。RPVからクエンチャーを通じて放出される蒸気の大部分は凝縮することなくS/Cプール表面から離脱上昇する。この上昇蒸気流にプール表面の低温水が液滴として随伴される（pool entrainment)。この低温（約130℃）液滴流によって少なくとも水温計高さまでのガスは冷却されて13:30頃の約148℃(飽和温度は151℃）から低下し始めて(Figure 2)15：30には約131℃まで低下する（この時の飽和温度は約149℃)。格納容器体積を占めるガスの一部の温度が下がり収縮することにより圧力は低下する。しかしながら18:15頃にS/C水位がクエンチャーアームパイプ下端（1371.6㎜）以下にさがるとpool entrainmentは発生しなくなるので圧力低下が止まる。漏洩面積8.93cm^{2}を仮定したシミュレーション結果が上述水位挙動をよく再現する(Figure 3)。この場合原子炉隔離時冷却系（RCIC）吸い込み口高さ（ストレイナー下端）が約2000㎜であれば9:00頃に露出してRCIC機能喪失（注水停止）が発生することとなる。

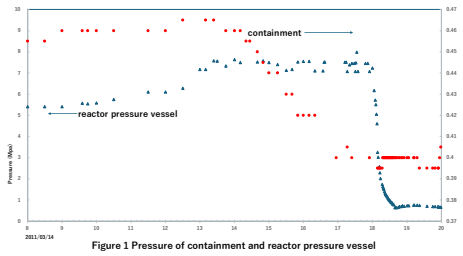


Figure 1 Pressure of containment and reactor pressure vessel

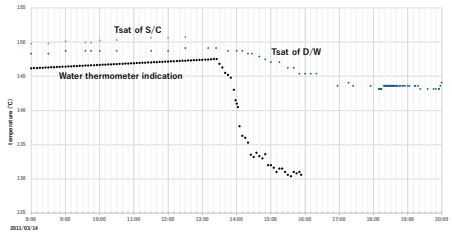


Figure 2 Water thermometer indication and saturation temperatures of containment pressure

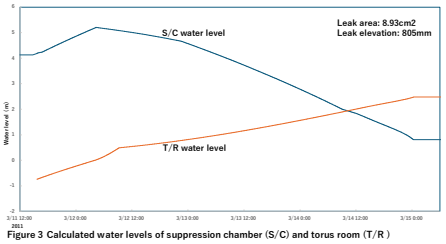


Figure 3 Calculated water levels of suppression chamber (S/C) and torus room (T/R)

参考文献

[1]田辺、日本原子力学会2022年秋の大会予稿集3L03
[2]東京電力、未解明問題に関する検討第1回進捗報告、添付資料2-6、2013年12月

*Fumiya Tanabe　/　[1]Sociotechnical Systems Safety Research Institute

福島第一原子力発電所廃棄物の放射能推算のための核種挙動モデル （1）開発の狙いとそのアプローチ

Modeling radio-nuclide behavior for estimating their amount in radioactive waste of Fukushima Daiichi NPS
(1) Major targets of the development, and procedures

*木野千晶 [1]，手塚健一 [1]，内田俊介 [2]，唐澤英年 [3]，駒義和 [4]，高畠容子 [4]
[1]エネ総研，[2]元東北大学，[3]八戸工大，[4]JAEA

福島第一原子力発電所(1F)事故廃棄物のインベントリ推算の不確実性を低減するため、1F 事故中および事故後における放射性核種(RN)による汚染メカニズムの評価が可能な核種挙動モデルを開発する。

キーワード：福島第一原子力発電所，シビアアクシデント，SAMPSON，廃棄物，放射性核種挙動

1. 緒言

1F 廃棄物のインベントリ推算では、各 RN に対するセシウムやコバルトをキー核種とした輸送比（対象 RN のインベントリに対する質量比を、同じサンプルで測定されたセシウムのインベントリに対する質量比で割ったもの）を用いた評価が検討されている。本モデルでは、シビアアクシデント (SA) 解析コードおよび中長期的補正係数を用いて、事故後 10 年以上が経過した 1F 炉内における RN 分布および輸送比を評価する。

2. 核種挙動モデルの概要

2-1. SA 解析に基づく短期的 RN 挙動評価

事故中の RN 移行・沈着挙動（汚染メカニズム）について、事故中の測定値・内部調査結果に基づく事故進展シナリオ分析を実施する。推定されたシナリオを用いて SAMPSON による SA 解析を実施し、短期的な（事故発生後 1 週間程度）RN 挙動を評価する。SA 解析では補足できない局所的な流動場に関する情報は CFD 解析などを用いて補う。解析結果は放射線モニタ測定値・内部調査結果などを用いて妥当性を確認する。

2-2. 補正係数に基づく中長期的 RN 挙動評価

事故中に壁面に付着した水溶性 RN の一部は、凝縮水などを通じて滞留水へ再移行すると考えられる。また、放射線場においてヨウ素は揮発し、環境へ放出されることが知られている。これらの現象を考慮するために、SA 解析より得られた RN 分布に対し、中長期的な移行挙動を考慮した補正係数[1]を掛け合わせることで、事故後 10 年以上が経過した現在における 1F 炉内における RN 分布および輸送比を評価する。

3. これまでの成果および今後の課題

これまでに 2 号機を対象としたインベントリ推算の試解析を実施した。短期的 RN 挙動評価については、エアロゾルの再浮遊などを考慮することで、内部調査で判明しているシールドプラグの汚染状況も再現した RN 分布を得ることができた。また、中長期的補正係数を掛け合わせることで、インベントリ推算を実施した。トーラス室内について内部調査結果と比較し、妥当な結果が得られた（表 1）。今後は、解析モデルの不確かさに起因する課題を抽出し、その不確かさを低減する。また、1F 事故進展分析および核種挙動モデルを用いて、汚染分布・メカニズム、核種濃度比・汚染に係る影響因子を評価する。

表 1 インベントリ推算結果と分析データの比較

核種	推算結果 (Bq)	分析データ (Bq)
Cs137	6.30E15	8.76E15
Sr90	1.0E14	4.98E14
I129	9.10E8	5.52E8

※本報告は経済産業省による「廃炉・汚染水・処理水対策事業（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」の成果を含みます。

参考文献

[1] 木野，手塚，唐澤，内田，日本原子力学会 2023 年春の年会 2G01 (2023).

*Chiaki Kino[1], Kenichi Tezuka[1], Shunsuke Uchida[2], Hidetoshi Karasawa[3], Yoshikazu Koma[4] and Youko Takahatake[4]
[1]IAE, [2]Atom Research Lab, [2]Former Tohoku Univ., [3]Hachinohe Inst. of Tech., [4]JAEA

福島第一原子力発電所廃棄物の放射能推算のための核種挙動モデル

Modeling radio-nuclide behavior for estimating their amount
in radioactive waste of Fukushima Daiichi NPS

(2) ^{60}Co の炉心インベントリに及ぼす燃料棒付着クラッドの影響

(2) Effects of fuel deposits on initial core inventories of ^{60}Co

*内田 俊介[1]、木野 千晶[2]、手塚 健一[2]、唐澤 英年[3]、駒 義和[4]、高畠 容子[4]

[1]元東北大、[2]エネ総研、[3]八戸工大、[4]原子力機構

プラントの運転中に燃料表面に沸騰析出していた Co、^{60}Co を、薄膜蒸発乾固モデルを用いて定量化し、燃料表面の ^{60}Co の存在量が ORIGEN2 で求められた構造材の放射化量の約 300 倍に達することが示された。

キーワード：福島第一原子力発電所、炉水、燃料被覆管、Co、^{60}Co

1. 緒言

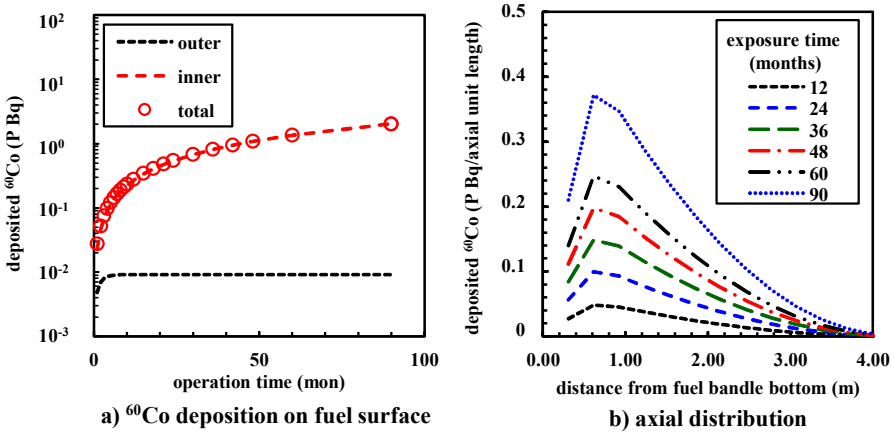
1F の放射性廃棄物の核種組成評価に当たっては、^{90}Sr、^{63}Ni、^{129}I などの長寿命非ガンマ線放出核種の評価が課題の一つである。^{137}Cs を指標とする輸送比[1]による核種組成の推算が有力であるが、低揮発性の Sr や非揮発性の Ni などの挙動評価を揮発性の Cs を指標とするには限界があり、^{60}Co の採用が検討されている。

2. 薄膜蒸発乾固モデル

BWR の水化学で採用されてきた冷却系での腐食生成物の発生、燃料表面への沸騰析出のマスバランス評価[2]に基づいた試算で、燃料表面には炉心構成材料の 100 倍近くの ^{60}Co が蓄積されることが示された。このため、沸騰析出に関する薄膜蒸発乾固モデル[3]を用いた詳細解析を実施した。本解析では蒸発濃縮のみでなく、二相流のせん断力による剥離、溶出も加えて、長期的な蓄積と放射化を評価した[4]。

3. 燃料表面付着量の評価

各号機、燃料集合体ごとに沸騰濃縮による鉄クラッド、Co、Ni などの燃料棒表面への析出、剥離・溶出による脱離を運転履歴に沿って計算し、放射化生成物である ^{60}Co、^{63}Ni の蓄積量を求めた（**図 1**）。Co の付着蓄積量は、沸騰開始点よりやや下流側をピークとして蓄積する（図 1 b)）。また、^{60}Co は燃料表面に比較的強固に付着する内層に蓄積される（図 1 a)）。同様の計算を 2, 3 号機にも実施し。各号機の原子炉停止時の Co、Ni 量及び ^{60}Co、^{63}Ni 放射能量を求めた。^{60}Co については、総放射能は ORIGEN2 の評価値の約 300 倍、評価誤差は約ファクター1.5 と評価された。



a) ^{60}Co deposition on fuel surface　　b) axial distribution

図1　燃料表面での^{60}Co付着量の経時変化および軸方向分布（ 1号機全体での計算結果）

4. 結論

燃料表面での ^{60}Co 放射能の再評価の結果、低/非揮発性核種の廃棄物含有量評価には非揮発性の ^{60}Co に基づく輸送比を用いることも有効と考えられる。

※本報告は経済産業省による「廃炉・汚染水・処理水対策事業（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」の成果を含みます。

参考文献

[1] Koma Y, et al., *Nucl. Mat. Energy*, **10**, 35-41 (2017),　[2] Uchida S, *et al.*, *Nucl. Sci. Eng.*, **69**, 78-85 (1979).,
[3] Asakura Y, *et al.*, *ibid.*, **67**, 1-7 (1978).　[4] Uchida S. *et al. J. Nucl. Sci. Technol.*, **24**, 385-392 (1987).

*Shunsuke Uchida[1], Chiaki Kino[2], Kenichi Tezuka, Hidetoshi Karasawa[3], Yoshikazu Koma[4] and Youko Takahatake[4]
[1]Tokoku University-retired, [2]IAE, [3]Hachinohe Institute of Technology, [4]JAEA,

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

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

[2N07-09] Pyroprocessing, and Scenario Evaluation

Chair:Kouichi Uozumi(CRIEPI)

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

[2N07]

Precipitation behavior of Mn(II), Fe(II), Co(II), and Ni(II) in molten chlorides

*Yuri Yamamoto[1], Yuki Yokoi[1], Kazuki Minowa[1,2], Youko Takahatake[2], Sou Watanabe[2], Masahiro Nakamura[2], Haruaki Matsuura[1] (1. TCU, 2. JAEA)

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

[2N08]

Impacts of the Introduction of Metal-Fuel Fast Reactor Cycle on the Sustainable Use of Nuclear Energy

*Kenji Takeshita[1], Tomohiro Okamura[1], Masahiko Nakase[1] (1. Tokyo Institute of Technology)

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

[2N09]

Mass balance analysis of nuclear usage scenario with recycle of beneficial elements in high level radioactive waste

*Takumi Abe[1], Takanori Sugawara[1] (1. JAEA)

11:55 AM - 12:00 PM JST | 2:55 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

溶融塩化物中における Mn(Ⅱ)、Fe(Ⅱ)、Co(Ⅱ)、Ni(Ⅱ)の沈殿挙動

Precipitation behavior of Mn(Ⅱ), Fe(Ⅱ), Co(Ⅱ), and Ni(Ⅱ) in molten chlorides

*山本 由理[1]，横井 悠輝[1]，箕輪 一希[1,2]，高畠 容子[2]，渡部 創[2]，中村 雅弘[2]，松浦 治明[1]
[1]東京都市大，[2]JAEA

LiCl-KCl 共晶塩又は NaCl-2CsCl 塩に、Mn、Fe、Co、Ni の放射化物の代わりとなる安定同位体、沈殿剤を添加し沈殿評価実験と化学平衡計算によるシミュレーションを実施した。沈殿物及び上澄み塩について XAFS 等の測定、解析を行った。放射化物の代替は酸化物として浴塩から分離した。

キーワード：乾式再処理法，溶融塩，分離，沈殿，放射化生成物，XAFS

1. 緒言

使用済み核燃料の乾式再処理法では、浴塩を繰り返し使用するが、最終的には核燃料物質等をわずかに含む使用済み塩が発生する。核物質管理上、この使用済み塩に含まれる核燃料物質は単離回収されることが望ましい。これには沈殿法と蒸留法にて核燃料物質を回収する手法を提案している。本研究では、原子炉及び燃料構造材、溶融塩電解槽等から由来する放射化物である Mn、Fe、Co、Ni の沈殿時の挙動に関して検討を行った[1]。

2. 実験

Ar 循環グローブボックス (GB) 内で石英管に LiCl-KCl 共晶塩又は NaCl-2CsCl 塩を入れた。そこに、$MnCl_2$ もしくは、$CoCl_2$、$FeCl_2$、$NiCl_2$ をそれぞれ浴塩に対し 10 wt%入れた。沈殿剤の Li_2O は、Mn(Ⅱ)、Fe(Ⅱ)、Co(Ⅱ)、Ni(Ⅱ)それぞれの物質量に対し化学量論的に 50 %、100 %、150 %、200 %にてそれぞれ投入した。石英管を GB 内の電気炉に入れ、LiCl-KCl 浴では 700 ℃、NaCl-2CsCl 浴では 800 ℃で加熱し、試料を溶融させた。石英管ごと試料を自然冷却、固化したのち、沈殿物と上澄み塩をそれぞれ採取した。沈殿物は粉砕し、BN と混合した。混合物はペレット状に成形し、XAFS 測定に供した。XAFS 測定は、KEK PF BL-27B にて行った。上澄み塩は一部を採取し純水に溶解させたものを AAS にて分析を行った。分析結果から、含有する Mn(Ⅱ)、Fe(Ⅱ)、Co(Ⅱ)、Ni(Ⅱ)それぞれの濃度を求め、沈殿率を算出した。また、実験で想定される反応については、熱力学データベース MALT と多元素化学平衡計算ソフト gem を用いた化学平衡計算による沈殿生成割合シミュレーション評価も行った。

3. 結果及び考察

塩化物の比較対照試料と沈殿物の EXAFS 動径構造関数を図 1 に示す。沈殿物の EXAFS 動径構造関数では、各元素の沈殿物において、約 2.7 Åに第一近傍構造ピークが確認された。これは塩化物の比較対照試料の第一近傍構造ピークと比較すると大きく異なっており、Li_2O を添加することで塩化物とは異なる生成物が沈殿したと考えられる。第一近傍構造ピークの類似性から、各元素における沈殿物は似た構造であることが想定される。発表では、gem による沈殿生成割合シミュレーション評価、AAS 分析結果から算出した沈殿率、XRD 測定による沈殿物と比較対照試料の XRD パターンについて説明する予定である。

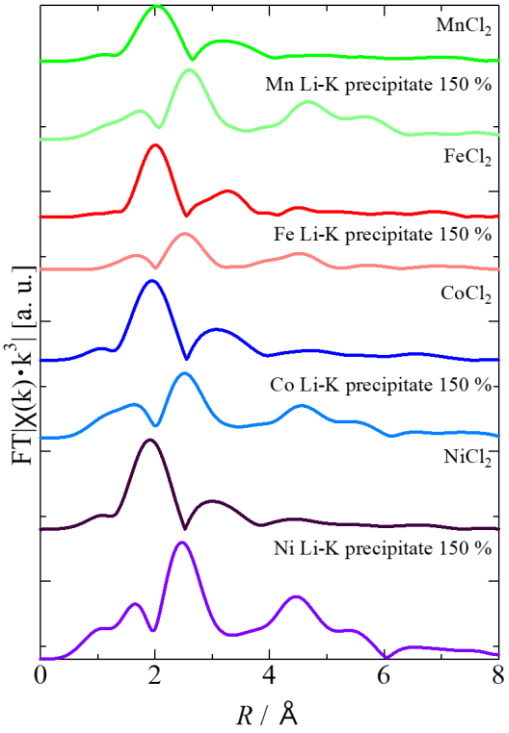


図 1; 塩化物の比較対照試料と沈殿物の EXAFS 動径構造関数

実験の結果、Mn(Ⅱ)、Fe(Ⅱ)、Co(Ⅱ)、Ni(Ⅱ)の塩化物は Li_2O を添加することにより生成物を形成することがわかった。検討中のプロセスでは核燃料物質は酸化物として回収することを望んでいるため、これらの元素は核燃料物質に同伴する可能性が高く、Mn、Fe、Co、Ni と核燃料物質を分離する工程の検討が必要であると考える。

謝辞

本研究は東京都市大学及び日本原子力研究開発機構との共同研究によって行われた成果の一部である。

参考文献

1. Y. Yamamoto, K. Minowa, Y. Takahatake, S. Watanabe, M. Nakamura, and H. Matsuura, *Electrochemistry*, **92**, 043019 (2024).

*Yuri Yamamoto[1], Yuki Yokoi[1] Kazuki Minowa[1,2], Youko Takahatake[2], Sou Watanabe[2], Masahiro Nakamura[2] and Haruaki Matsuura[1]
[1]Tokyo City Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency.

持続的原子力エネルギー利用における金属燃料高速炉サイクル導入の効果

Impacts of the Introduction of Metal-Fuel Fast Reactor Cycle on the Sustainable Use of Nuclear Energy

*竹下　健二，岡村　知拓、中瀬　正彦
東京工業大学　ゼロカーボンエネルギー研究所

金属燃料高速炉の導入を想定し、高速炉導入期における核燃料サイクルの諸量評価を行った。幾つかの高速炉サイクル導入シナリオを想定し、最終処分場面積を指標として高速炉サイクル導入の影響を評価した。
キーワード：高速炉サイクル、金属燃料、乾式再処理、核変換、最終処分場

1. 緒言

2050 年までにわが国では高速炉の実証を目指す計画であり、今後、高速炉および高速炉サイクルに関連する研究開発が加速されるものと思われる。この状況を踏まえ、動的核燃料サイクルシミュレータ NMB4.0 を用いて、将来における高速炉を含む多様な原子力利用シナリオを解析している。本研究では、金属燃料高速炉の導入を想定し、今世紀中の高速炉導入期における核燃料サイクルの諸量評価を行った。幾つかの高速炉サイクル導入シナリオを想定し、最終処分場面積を指標として高速炉サイクル導入の影響を評価した。

2. 高速炉サイクル導入シナリオ

2105 年までの原子力による発電容量の変化を図 1 に示す。全発電容量は 33GWe を想定し、2045 年に最初の金属燃料高速炉（60 万 kWe）が導入され、2065 年以降の炉のリプレースのタイミングで順次導入される。使用済み燃料の再処理については、800t/y の六ケ所再処理工場が 2025 年から運転され、40 年間操業される。2065 年からの第 2 再処理では、600t/y の軽水炉燃料再処理と 200t/y の金属高速炉燃料用の乾式再処理を想定した。プルサーマルは使用済み UO_2 燃料由来の Pu を使った MOX で実施される。将来シナリオとして、(1) 使用済み MOX 燃料と高除染 MOX を金属還元した後、高速炉サイクルに移行させる M0 シナリオ、(2) 使用済み MOX 燃料及び高レベル廃液から分離された MA を混合させた高除染 MOX を金属還元した後、高速炉サイクルに移行させる M1 シナリオ、(3)高速炉サイクルに酸化物燃料を用いた Ox0 シナリオについて検討した。

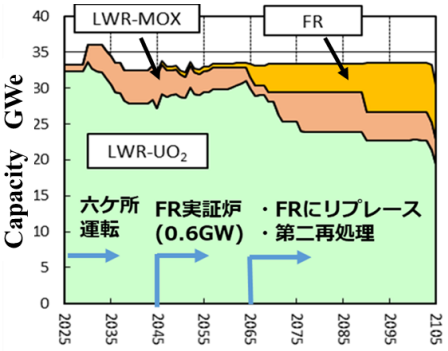


Fig.1 Electric power generation

3. 解析結果と考察

図 2 には核燃料サイクル中の MA の移行先とその蓄積量の時間変化を示す。酸化物燃料を用いた OX0 シナリオでは大部分の MA はガラス固化体に移行し、ガラス固化体への MA 移行量は時間と共に増加した。それに対して M1 シナリオでは使用済み MOX に含まれる MA が高速炉サイクルに移行して核変換されることから、MA のガラス固化体への移行量は減少した。M1 シナリオでは、ガラス固化体への MA の移行は、2065 年の MA 分離プロセス導入以前に六ケ所再処理で発生したものだけになる。

次いで、2105 年までに必要になる最終処分場面積を評価した。Ox0 シナリオでは大部分の MA がガラス固化体に入るのでガラスの発熱量が大きく、かつ六ケ所由来と二再由来のガラス固化体を処理するのに広い処分場面積（2.6km^2）が必要である。それに対して M0 シナリオでは MOX 由来の MA が高速炉で核変換されるために処分場面積は 40%以上減少する(1.5km^2)。M1 シナリオでは軽水炉サイクル由来の MA も高速炉サイクルで核変換できることから、処分地面積は 2065 年以前に六ケ所由来のガラス固化体の処分に必要な処分地面積とほぼ同等にまで低減する（0.75km^2）。

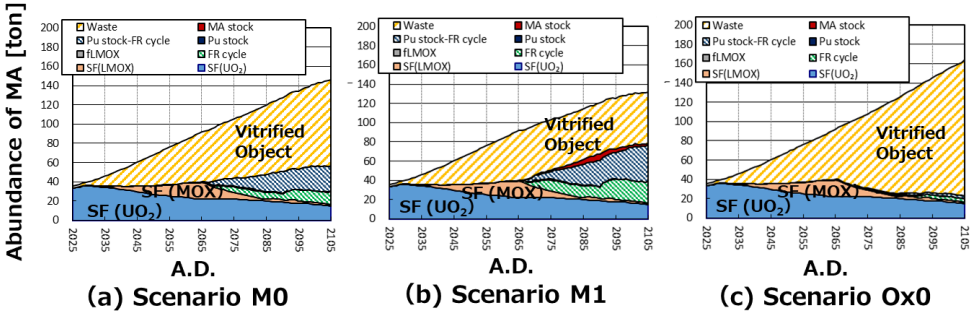


Fig.2 Destination of MA in assumed 3 nuclear fuel cycle scenarios

*Kenji Takeshita, Tomohiro Okamura and Masahiko Nakase
Tokyo Institute of Technology

高レベル放射性廃液中の有用元素を再資源化する原子力利用シナリオの諸量評価

Mass Balance Analysis of Nuclear Usage Scenario
with Recycle of Beneficial Elements in High Level Radioactive Waste

*阿部 拓海[1]，菅原 隆徳[1]
[1]JAEA

原子力機構では高レベル放射性廃液に含まれる Sr、Cs、Am といった発熱元素及び Mo、Pd、希土類元素などを有用元素として回収し、再資源化する技術の開発を行っている。本報告では核燃料サイクルシミュレータ NMB4 を用いて有用元素再資源化時の諸量評価を行い、回収元素の組成等を調査した結果を述べる。

キーワード：高レベル放射性廃棄物，再資源化，諸量評価，核燃料サイクル，NMB code

1. 緒言

使用済み燃料の再処理時に発生した高レベル放射性廃液には、有用と考えられる元素が含まれている。例えば Sr や Cs、Am は発熱量が高いため処分場負担を増加させる原因となる一方、原子力電池のように長期的に使用可能な熱源・線源として活用できる。また、白金族元素や希土類元素は産業界で価値が高い。再処理事業はこのような有用元素の新たな供給源となる可能性を秘めており、原子力機構では核種分離をはじめとした放射性廃棄物を再資源化する技術の開発を進めている。そこで、核燃料サイクルシミュレータ NMB4[1]を用いた諸量評価によって、核種分離・再資源化技術の導入による処分場負担の軽減量や回収元素の量・組成を調査した。

2. シナリオ設定

第 6 次エネ基をもとに、原子力発電容量が将来に渡って 30 GWe 程度に維持されるとした。軽水炉、六ヶ所再処理工場については既存の実績・稼働計画を反映させ、第二再処理工場は 2064 年度から稼働し、U・Pu・MA に加えて有用元素の回収を行うとした。また、2070 年度から高速炉が本格導入されるとした。

3. 諸量評価結果

諸量評価結果の一例として、第二再処理工場稼働年における Sr、Cs、白金族元素の回収量を表 1 に示す。Sr、Cs は需要量よりも回収量がはるかに多く、医療・産業利用とは別で熱源利用に十分な量が供給できる。加えて、Co-60 の年間需要は 1×10^{11}MBq 程度[2]であるため、Cs は Co-60 の代替線源としての活用も期待できる。白金族は年間需要の 3%~12%程度の量が回収できるとわかった。これは 2024 年 5 月の平均相場[4]をもとに計算すると、260 億円に相当する。また、本発表では、これら元素のクリアランスレベルを満たす貯蔵年などに関しても述べる。

表 1. 第二再処理工場稼働年の有用元素回収量

元素	Sr [MBq]	Cs [MBq]	Ru [t]	Rh [t]	Pd(偶) [t]
回収量	1.4×10^{12}	4.7×10^{12}	2.6	0.61	1.0
国内年間需要量	1.0×10^{4}[2]	1.1×10^{6}[2]	19.8[3]	8.4[3]	33
回収量/需要量 (二再開始時)	1.4×10^{8}	4.2×10^{6}	0.12	0.07	0.03

参考文献

[1] T. Okamura, et al., EPJ Nuclear Sci. Technol., 7, 19, (2021).
[2]アイソトープ等流通統計 2023
[3] 鉱物資源マテリアルフロー 2022 5.白金族 (PGM) [4]田中貴金属グループ産業用相場情報(2024 年 5 月)

*Takumi Abe[1], Takanori Sugawara[1]
[1]JAEA

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

Thu. Sep 12, 2024 11:10 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 2:10 AM - 3:00 AM UTC Room O(Recture RoomsB 2F B204)

[2O06-08] Reactor Pressure Vessel Steels 2

Chair:Takumi Terachi(INSS)

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

[2O06]

Development on processing and testing techniques for neutron-irradiated reactor pressure vessel steels in hot cells

*Masaya Watanabe[1], Yoosung Ha[1], Naoya Matsumoto[2], Kazutoyo Hoshino[2], Naruto Sano[1], Susumu Tagami[1], Koji Usami[1], Hata Kuniki[1], Yasuhiro Chimi[1] (1. JAEA, 2. NECO)

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

[2O07]

Improvement of master curve fracture toughness test techniques using Mini-C(T) specimens

*Seiji Sakuraya[1], Yuji Kitsunai[1], Yasuo Morishima[2], Kohei Otomo[2], Shuhei Matsunaga[3], Takahiro Ishizaki[4] (1. NFD, 2. TOSHIBA ESS, 3. HGNE, 4. Hitachi)

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

[2O08]

Prediction and Extension of Lifetime of Reactor Pressure Vessel

(2) Status and Challenges of Phase Diagrams Related to Ni-Si-Mn Precipitates

*Yoshitaka Matsukawa[1], Hideki Yuya[5], Minako Endou[5], Hiroaki Muta[2], Fumihiro Nakamori[2], Ryuta Kasada[3], Kenta Yoshida[3], Mitsutaka Sato[3], Kiyohiro Yabuuchi[4], Masatake Yamaguchi[6] (1. Kumamoto University, 2. Osaka University, 3. Tohoku University, 4. Kyoto University, 5. Chubu Electric Power Inc., 6. Japan Atomic Energy Agency)

11:55 AM - 12:00 PM JST | 2:55 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

ホットセルにおける中性子照射された原子炉圧力容器鋼の加工及び試験技術開発

Development on processing and testing techniques for neutron-irradiated reactor pressure vessel steels in hot cells

*渡邊　勝哉[1]，河　侑成[1]，松本　直弥[2]，星野　一豊[2]，佐野　成人[1]
田上　進[1]，宇佐美　浩二[1]，端　邦樹[1]，知見　康弘[1]
[1]JAEA，[2]原子力エンジニアリング

原子炉圧力容器（RPV）鋼の中性子照射後の破壊靭性等の機械的特性を調べるため、廃棄物安全試験施設（WASTEF）に加工機械及び試験装置を整備し、照射後試験の技術開発を行っている。非照射材料を使ったモックアップ試験により試験技術を検証するとともに、照射材を用いた各種試験片の加工、試験及び試験後評価までの実績を積み上げている。

キーワード： WASTEF，材料照射試験，照射後試験，原子炉圧力容器鋼，照射脆化

1. 緒言

RPV 鋼は長期間の中性子照射を受けて徐々に脆化する。RPV 鋼の機械的特性、照射条件等の種々のパラメータにより脆化の傾向が異なるため、脆化量を適切に把握するにあたっては照射材のデータの蓄積が不可欠である。JAEA では WASTEF のホットセルに照射後機械試験を行うための試験設備を整備し、試験技術の確立を進めている。

2. WASTEF での設備構築

WASTEF では、近年原子力材料の機械試験や腐食試験等による研究成果を創出している。今般、ホットセル内に切断機、数値制御フライス盤、放電加工機等の試験片加工機器及び機械的特性を取得するための万能試験機等を整備し、試験片製作から機械試験までを一貫して実施できる体制を構築した。照射材はマスタースレーブマニプレータを用いた遠隔操作により取扱うため、上述の装置類に加え様々な治具を駆使し、試験技術の向上や作業員の被ばく低減を図っている。

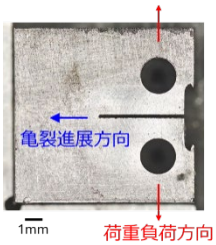


図 1　製作した試験片

3. 機械試験の実施

RPV 鋼材は破壊靭性試験片（図 1）や SS-3 引張試験片等として加工し、デジタルマイクロスコープを用いて試験片の寸法が試験規格の許容範囲であることを確認してから試験に着手する。非照射材料を用いたモックアップ試験（試験片製作から破壊靭性試験までをホットセル内で実施）を行い、一般区域で実施した試験結果と同等の結果が得られたことから、試験技術が検証された。照射材の試験片加工及び破壊靭性試験を行った結果（図 2）、得られた破壊靭性参照温度 T_0 が同じ照射材のシャルピー遷移温度 T_{41J} と相関が良く、既往知見と一致することを確認した。これまでに多数の実績により照射脆化評価に貢献している。

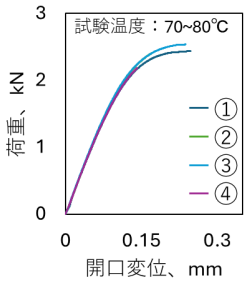


図 2　照射材を用いた試験結果の例

謝辞

本研究は、原子力規制庁からの受託事業、平成 29～31 年度「軽水炉照射材料健全性評価研究」及び令和 2 年度～4 年度「実機材料等を活用した経年劣化評価・検証（原子炉圧力容器の健全性評価研究）」の成果の一部である。

---

*Masaya Watanabe[1], Yoosung Ha[1], Naoya Matsumoto[2], Kazutoyo Hoshino[2], Naruto Sano[1], Susumu Tagami[1], Koji Usami[1], Kuniki Hata[1], Yasuhiro Chimi[1]

[1]JAEA, [2]NECO

Mini-C(T)試験片を用いた MC 法破壊靭性試験技術の高度化

Improvement of master curve fracture toughness test techniques using Mini-C(T) specimens

*櫻谷誠司[1]，橘内裕寿[1]，大友康平[2]，森島康雄[2]，松永修平[3]，石嵜貴大[4]
[1]日本核燃料開発株式会社，[2]東芝エネルギーシステムズ株式会社，
[3]日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社，[4]株式会社日立製作所

Mini-C(T)試験片を用いたマスターカーブ(MC)法破壊靭性試験において、限られた試験片数で参照温度(T_0)を取得するための試験要領について検討した成果を報告する。

キーワード：監視試験、圧力容器、RPV、Mini-C(T)試験片

1. 緒言

原子力発電プラントの運転期間延長による監視試験の追加実施に向けて、十分な監視試験片数を確保するため、JEAC4216[1]に規定されているマスターカーブ(MC)法の適用が検討されており、試験の歩留まり向上を目的として、試験治具の改良[2]や合理的な試験温度決定法の開発[3]等が報告されている。JEAC4216[1]では、破壊開始点の J 積分より導かれる弾塑性等価応力拡大係数(K_{Jc})が K_{Jc} の許容最大値($K_{Jc(limit)}$)を超過した場合、K_{Jc} は無効データとして扱われる。その際、延性亀裂長さが閾値(約 0.2 mm)以上の場合は K_{Jc} が他の試験片から得られた有効データの K_{Jc} 最大値に置き換えられ、それが試験初期に生じた場合は結果として参照温度(T_0)評価が困難となり、試験歩留まりが低下する懸念がある。一方、文献[3]の手法では合理的な試験温度決定により歩留まりを向上できるが、延性亀裂長さに関わらず無効データが全て $K_{Jc(limit)}$に置き換えられることとなっている。つまり文献[3]の試験温度決定法では、延性亀裂長さが閾値以上の無効データ取得が考慮されていない。

上記から、$K_{Jc} > K_{Jc(limit)}$の場合、Mini-C(T)試験片の延性亀裂長さが閾値に達する前に試験を終了することができれば、JEAC4216[1]の規定と整合しつつ無効データの K_{Jc} を全て $K_{Jc(limit)}$に置き換えることができ試験歩留まりの向上に繋がると考えられるが、設定すべき試験終了条件が不明である。本研究では、設定すべき試験終了条件として開口変位に着目し、Mini-C(T)試験片の開口変位と K_{Jc} の関係について調査した。

2. 試験方法

圧力容器鋼(低合金鋼)溶接金属部の破壊靭性試験データから、J 積分より導かれる弾塑性等価応力拡大係数(K_J)-開口変位関係を整理した結果を図 1 に示す。K_J-開口変位関係は試験温度に依らずほぼ一つの曲線で近似され、開口変位 0.32～0.34mm にて K_J は $K_{Jc(limit)}$に到達した。このため、0.34mm 以上の開口変位が無効データ($K_{Jc} > K_{Jc(limit)}$)となる試験終了の目安となると考えた。そこで、開口変位 0.4mm を試験終了条件とし破壊靭性試験を行い、$K_{Jc} > K_{Jc(limit)}$となること、延性亀裂長さが閾値以下であることを確認した。

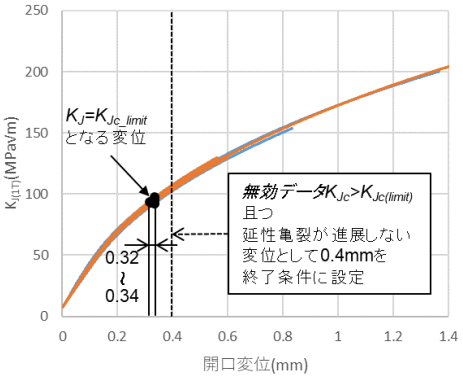


図 1　K_J-開口変位関係

3. 結果

いずれの試験片においても $K_{Jc} > K_{Jc(limit)}$であり、破面に閾値を超える延性亀裂は観察されなかった。K_J-開口変位関係から適切な破壊靭性試験の終了条件を設定することにより、試験温度設定法に基づいて限られた試験片数で T_0 を評価できる見込みを得た。

参考文献

[1] “フェライト鋼の破壊靭性参照温度 T_0 決定のための試験法”　JEAC4216-2015、日本電気協会(2015)
[2] “Proposal of stiff fixture for better fatigue-pre-cracking of Mini-C(T) fracture toughness specimens”,S.Sakuraya, et.al, Fontevraud10,(2022)
[3] “PRACTICAL PROCEDURE OF TEST TEMPERATURE SELECTION FOR MINI-C(T) MASTER CURVE EVALUATION”,　M.Yamamoto, et.al, Pressure Vessels & Piping(PVP) Conference 2022,(2022)

*Seiji Sakuraya[1], Yuji Kitsunai[1], Kohei Otomo[2], Yasuo Morishima[2], Shuhei Matsunaga[3], and Takahiro Ishizaki[4]
[1]Nippon Nuclear Fuel Development Co., Ltd., [2]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [3]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd. and [4]Hitachi, Ltd.

軽水炉圧力容器の寿命予測と延命処理ついて
（2）Ni-Si-Mn 析出物に関する状態図の現状と課題

Prediction and Extension of Lifetime of Reactor Pressure Vessel
(2) Status and Challenges of Phase Diagrams Related to Ni-Si-Mn Precipitates

*松川 義孝[1], 藤枝 秀斗[1], 寺尾 公志[1], 連川 貞弘[1], 牟田 浩明[2], 中森 文博[2], 笠田 竜太[3], 吉田 健太[3], 佐藤 充孝[3], 藪内 聖皓[4], 山口 正剛[5], 遠藤 美奈子[6], 熊野 秀樹[6]
[1]熊本大学, [2]大阪大学, [3]東北大学, [4]京都大学, [5]原子力機構, [6]中部電力

Validity of existing phase diagrams related to Ni-Si-Mn precipitates in the RPV steel has been examined in depth using experimental data obtained from single-phase ingots of Ni-Si-Mn intermetallic compounds fabricated by means of arc-melting.

キーワード： 軽水炉, 圧力容器, 脆化, 析出, 状態図, 予測式, 化合物, 再固溶, 延命, アニーリング

圧力容器鋼の照射脆化の要因である析出物の内訳は、不純物濃度が規制される前は Cu であったが、規制後は合金元素（Ni, Si, Mn）である。合金元素が析出するようになった理由は、不純物を減らしたことによって低下した材料強度を補う目的で合金元素の添加量を増やしたためであるが、増やした元素が 1 種類の場合でも三元素が揃って析出するという特徴がある。しかもその組成比は G 相 $Ni_{16}Si_7Mn_6$ や Γ_2 相 Ni_3SiMn_2 といった金属間化合物の化学量論組成と一致する場合が多い。照射下の析出のモデリングでは、非平衡状態における析出という観点から熱力学の影響を考慮しない場合が多いが、圧力容器鋼では析出の駆動力として三元系化合物の熱力学が関与していると考えるのが自然である。

そのようなシナリオを念頭に置きつつ、我々は数年前から Ni-Si-Mn 三元系状態図あるいはそれに Fe を加えた四元系状態図に関連する基礎研究を行ってきた。具体的な研究内容は、三元系化合物の単相インゴットをアーク溶解で作製し、それを純鉄のインゴットと組み合わせることで、析出物とマトリックスの界面を模擬した拡散対とし、析出物が分解してマトリックスに再固溶する際の拡散挙動について調査するというものである。これは必ずしも状態図を作製することを意図した研究ではないが、既存の状態図の問題点についてかなり多くの知見が蓄積された。断片的な情報はこれまでにも何度か報告しているが、状態図の問題点という観点で包括的な議論をするのは本報告が初である。

既往研究の実験状態図は、三元系が一つあるだけで四元系は皆無である。三元系の化合物は全部で 10 種類あるが、物性データは皆無である。Thermo-calc を用いて三元系と四元系の計算状態図を作成し、上述の単相インゴットから得られた実験データと比較した。これらの状態図は（1）化合物の融点、（2）化合物の組成範囲、（3）化合物の熱力学が拡散に及ぼす影響に関して実験データと合わないことが判明した。（1）に関しては Thermo-calc のデータベースが更新される度に改善されているが、（2）に関しては 50 年以上前に出版された実験状態図よりもむしろ、最新のデータベースを用いた計算状態図の方が不正確であることが判明した。

This work has been supported by the MEXT Grant-in-Aid (24K08306, 23H01152G1), the ZE Research Program, IAE, Kyoto Univ. (ZE2024A-21) and the GIMRT Program, IMR, Tohoku Univ. (202312-CRKKE-0019, 202312-RDKGE-0023, 202312-IRKMA-0006).

---

*Yoshitaka Matsukawa[1], Hideto Fujieda[1], Masashi Terao[1], Sadahiro Tsurekawa[1], Hiroaki Muta[2], Fumihiro Nakamori[2], Ryuta Kasada[3], Kenta Yoshida[3], Mitsutaka Sato[3], Kiyohiro Yabuuchi[4], Masatake Yamaguchi[5], Minako Endou[6] and Hideki Yuya[6]
[1]Kumamoto Univ., [2]Osaka Univ., [3]Tohoku Univ., [4]Kyoto Univ., [5]JAEA, [6]Chubu Electric Power Inc.

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

Thu. Sep 12, 2024 2:45 PM - 3:00 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 5:45 AM - 6:00 AM UTC Room I(Recture RoomsB 1F B103)

[2I10-10] Nuclear Plant Component

Chair:Chiaki Kino(IAE)

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

[2I10]

Lightweight design of BWR control rod velocity limiters by additive manufacturing

*yasuaki hadame[1], Masashi Aizawa[1], Mitsuharu Nakamura[2], Kenjiro Katayama[2], Tomonori Abe[2], Yoshinori Yoshinori[2], Keiji Matsunaga[2] (1. TOSHIBA, 2. TOSHIBA ESS)

©Atomic Energy Society of Japan

Additive Manufacturing による BWR 制御棒 落下速度リミタの軽量設計

Lightweight design of BWR control rod velocity limiters by additive manufacturing

*甚目 靖明[1]，相澤 政史[1]，中村 光晴[2]，片山 健二郎[2]，阿部 友紀[2]，片山 義紀[2]，松永 圭司[2]
[1](株)東芝 生産技術センター，[2]東芝エネルギーシステムズ(株)

Additive Manufacturing(AM)は 3D プリント技術として広く知られ、従来手法では不可能であった中空形状の造形を可能とする。この AM 技術適用を前提として BWR 制御棒 落下速度リミタの軽量設計を行った。

キーワード：AM，Additive Manufacturing，Type316L，トポロジー最適化，BWR 制御棒

1. 緒言

BWR 制御棒の制御能力の向上および寿命を延長させる方法の一つとして、中性子吸収材の装填量を増加させることが挙げられるが、制御棒全体の質量には上限があることから、並行して構成部品の軽量化が必要となる。軽量化の余地が大きいと考えられる部品として、ステンレス鋳鋼製の落下速度リミタがある。落下速度リミタの性能を損なわないように外形状を維持しながら軽量化するためには、肉厚の中実部の中空化が効果的であり、このような中空構造物の造形には AM 技術の活用が有効と考えられる。そこで、AM による造形性を考慮しつつ、中実部を中空化することで落下速度リミタの軽量設計を行った。

2. 軽量設計方法

密度法に基づくトポロジー最適化[1]により落下速度リミタの軽量設計を行った。材料は Type316L とし、荷重条件は国内プラントのノーバッファスクラム条件と地震時スクラム条件とした。また、落下速度やスクラム速度といった流体特性を維持するため、落下速度リミタの外形状を維持する制約条件を追加した。トポロジー最適化により落下速度リミタの内部構造を適正化するとともに、AM による造形性や後工程を考慮した形状修正を行った。

3. 結果

図１に BWR 制御棒落下速度リミタの初期形状、トポロジー最適化後の形状、及び軽量化形状を示す。トポロジー最適化により得られた骨格構造(図中黄色部)をベースに、AM による造形性や後工程を考慮した形状修正を行った(図中青色部)。落下速度リミタ上半部の薄板部分は、内部に筋交い構造を残すことで強度を担保しつつ、大幅な軽量化を実現した。また、落下速度リミタ下半部の傘部は、上半部の筋交い部分から下方外周部に繋がる経路を残す形で大幅な軽量化を実現した。これら軽量化により、中実の初期形状から約 50%質量を削減できる見込みを得た。

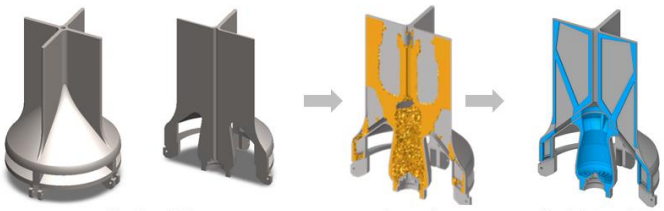


図１ 制御棒落下速度リミタの初期形状と軽量化形状

4. 結論

従来の BWR 制御棒 落下速度リミタの外形状を維持しつつ、トポロジー最適化による中空化及び AM 造形性を考慮した形状検討を行うことにより、落下速度リミタの性能を損なわず約 50%の軽量化の見込みを得た。

参考文献

[1] Gebisa, A, W. and Lemu, H. G. (2017), IOP Conf. Ser.: Mater. Sci. Eng., 276 012026

---

*Yasuaki Hadame[1], Masashi Aizawa[1], Mitsuharu Nakamura[2], Kenjiro Katayama[2], Tomonori Abe[2], Yoshinori Katayama[2] and Keiji Matsunaga[2]

[1]Toshiba Corporate Manufacturing Engineering Center, [2]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

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

Thu. Sep 12, 2024 2:45 PM - 3:35 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 5:45 AM - 6:35 AM UTC Room D(Recture RoomsA 1F A106)

[2D10-12] Experiment Analysis 2

Chair:Rei Kimura(TOSHIBA ESS)

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

[2D10]

Neutronic Analysis of the Burnability of Geo-Reactor in the Proto-Earth Period

*Yuma Okawa[1], Naoyuki Takaki[1] (1. Tokyo City Univ.)

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

[2D11]

Study on distortion of power distribution using Gelbard's problem

*Keita Yoshikawa[1], Go Chiba[1], Kosuke Tsujita[2], Shuhei Miwa[2] (1. Hokkaido University, 2. Nuclear Engineering, Ltd)

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

[2D12]

Kinetics analysis based on reactivity change mechanism obtained by Monte Carlo and CFD calculation for Windscale Works criticality accident

*Kodai Fukuda[1] (1. JAEA)

3:30 PM - 3:35 PM JST | 6:30 AM - 6:35 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

原始地球における Geo-Reactor の燃焼可能性に関する中性子工学的解析

Neutronic Analysis of the Burnability of Geo-Reactor in the Proto-Earth Period

*大川 友悠馬[1]，高木 直行[1]

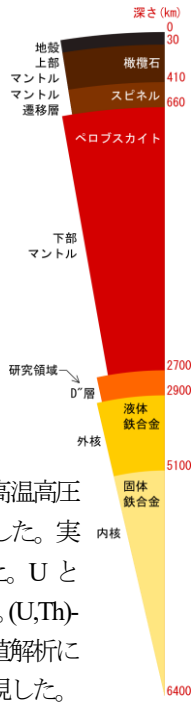
[1]東京都市大学

本研究では、惑星分化直後の 45 億年前に下部マントル最下部の D”層で核分裂連鎖反応が生じ、地球原子炉 Geo-Reactor が成立した可能性を臨界解析により調べると共に、燃焼計算によって臨界の持続性を検討する。

キーワード：ジオリアクター、原始地球、MVP、臨界性、燃焼

1. 緒言

地球深部で生じる天然原子炉 Geo-Reactor は 1993 年に J.M. Herndon により提案された[1]。このモデルでは重力によってコアの中心に重元素が集まると仮定している。対して、これは殆どの地球科学モデルと矛盾し、さらに R.J. Meijer は Geo-Reactor がコア-マントル境界(CMB)に形成される可能性を指摘した[2]。近年では、U が下部マントルの主要鉱物であるペロブスカイトと非相溶性であることや[3]、Al に富む Ca ペロブスカイト(Al-CaPv)が最大で 35 wt%の UO_2 を含有できることが実験で示された[4]。これらは、原始地球の D”層で U-235 同位体比の高い U が Al-CaPv に選択的に濃縮され、Geo-Reactor を形成する可能性を示唆する。しかし、U を含んだ領域の臨界性は、M. Ravnik らによってコアやマントルの平均的な物質でしか検討されてこなかった[5]。そこで本研究では最新の高温高圧科学に基づいて、Al-CaPv と U,Th の混合相(U,Th)-Al-CaPv の臨界・燃焼解析を行い、D”層で Geo-Reactor が長期間燃焼した可能性を検討した。



2. 解析手法

分化終了は地球誕生から 0.5 億年以内とし、U-235 同位体比は 45 億年前時点の 23.287%とした。D”層の高温高圧条件における不明な鉱物相は、54 GPa での MAP 実験の結果[4]から変化せず、(U,Th)-Al-CaPv であると仮定した。実験で用いられた初期の混合相と、圧縮後に変化した鉱物相の両方を満たすモル濃度を化学量論的に設定した。U と同様の特性で Al-CaPv に取り込まれる Th の割合も考慮した。密度は常圧から 25%圧縮を受けると仮定した。(U,Th)-Al-CaPv 中の UO_2+ThO_2 割合と、UO_2+ThO_2 に占める ThO_2 の割合(Th 率)をパラメータとし解析した。数値解析には輸送計算コード MVP[6]を、核データには JENDL-4[7]を用いた。また、無限体系を用いて体系のサイズを無視した。

3. 結果と考察

Th 率 0%では 16 wt%以上の UO_2 割合で臨界となり、Al-CaPv の UO_2 含有限界である 35 wt%では、Th 率 23%以下が臨界条件である（図 1）。また現在の地球の発熱量から、原始地球 D”層の総熱出力を 200TW と仮定し算出した出力密度 1 mW/kg では、7000 万年間燃焼が可能である（図 2）。U-235 の中性子捕獲でできる U-236 が崩壊して Th-232 が生成され臨界性は低下する。Pu-239 は生成後すぐ燃焼・崩壊し平衡に達している。

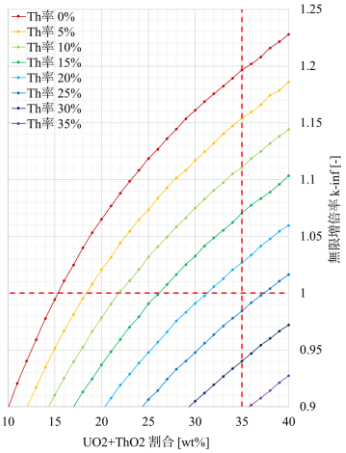


図1 UO_2+ThO_2 割合と無限増倍率の関係
(Th 率0～35%, 温度3000 K)

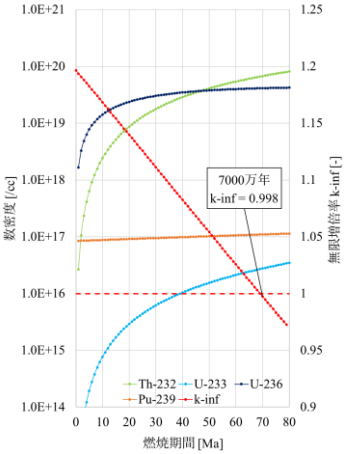


図2 燃焼期間と数密度および無限増倍率の関係
(Th 率0%, 出力密度1 mW/kg, 温度3000 K)

4. 結論

Th の含有をほとんど許さない条件に限り、原始地球の D”層で Geo-Reactor が成立することを示した。燃焼計算では、長期間に渡って臨界が持続できることを導いた。

参考文献

[1] J. Marvin Herndon, 1993, “Feasibility of a Nuclear Fission Reactor at the Center of the Earth as the Energy Source for the Geomagnetic Field”, Journal of geomagnetism and geoelectricity, Volume 45, Issue 5, p. 423-437.
[2] R.J. Meijer, 2008, “The feasibility and implications of nuclear georeactors in Earth’s core–mantle boundary region”, South African Journal of Science, Volume 104, p. 111-118.
[3] Elise Knittle, 1998, “The Solid/Liquid Partitioning of Major and Radiogenic Elements at Lower Mantle Pressures: Implications for the Core-Mantle Boundary Region”, Geodynamics Series, The Core - Mantle Boundary Region, Volume 28, p. 119-130.
[4] Steeve Gréaux, et al., 2009, “Experimental high pressure and high temperature study of the incorporation of uranium in Al-rich CaSiO3 perovskite”, Physics of the Earth and Planetary Interiors, Volume 174, Issue 1-4, p. 254-263.
[5] M. Ravnik and R. Jeraj, 2005, "Criticality analyses of regions containing uranium in the Earth history." Kerntechnik 70, p. 146-152
[6] Y. Nagaya, K. Okumura, T. Sakurai, T. Mori, 2017, "MVP/GMVP Version 3: General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations Based on Continuous Energy and Multigroup Methods" JAEA-Data/Code 2016-018.
[7] K. Shibata, et al., 2011, "JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering", Journal of Nuclear Science and Technology, Volume 48(1), p. 1-30.

*Yuma Okawa[1], Naoyuki Takaki[1]

[1]Tokyo City Univ.

Gelbard の問題を用いた出力分布の歪みに関する検討

Study on distortion of power distribution using Gelbard's problem

*吉川　敬太[1]，千葉　豪[1]，辻田　浩介[2]，三輪　周平[2]
[1]北大，[2]原子力エンジ

Gelbard の問題を基に、より実際の軽水炉に近い炉心体系を構築し、1 次元炉心と 2 次元炉心において出力チルトが発生する条件を考察することで、軽水炉実機で見られる出力チルトの発生メカニズムについて検討を行った。

キーワード：軽水炉、出力チルト、Gelbard の問題

1. 背景・目的　軽水炉を運転する際には、炉心水平方向の出力チルト（歪み）が一定の範囲内に収まるように制御が行われている。出力チルトの発生要因は様々なものが考えられており、本研究はその発生メカニズムについて、Gelbard の問題[1]を用いて検討することを目的とする。Gelbard の問題は、燃料、吸収材、減速材からなる非対称な単位セルが複数配置された特殊な炉心において、出力分布に大きなチルトが発生するというものである。本研究では Gelbard の問題を基に、より実際の原子炉に近い炉心体系を構築し、一次元炉心と二次元炉心において出力チルトが発生する条件について考察し、軽水炉実機で見られる出力チルトの発生メカニズムについて検討を行った。

2. 一次元平板体系における検討　全長 1.0cm の単位セルを想定し、この単位セルを 40 個並べた炉心を設定した。単位セルの構造は、中心に燃料を、その左右両側に同一長さの減速材を配置したものとし、燃料領域右側の減速材の一部における高速中性子吸収断面積Σ_fと熱中性子吸収断面積Σ_tを変化させ、発生する出力チルトの大きさについて評価した。出力チルトの大きさは、炉心中心より左半分の出力の合計値を P1、右半分の出力の合計値を P2 としたときの(P1-P2)/(P1+P2)として定義した出力分布のオフセット(PO)を用いて定量的に評価した。図 1 に、Σ_f、Σ_t、PO の関係を示す。Σ_fが 10[/cm]であるとき、Σ_tが増加してある値を超えたときに PO の符号が反転した。これは、単位セル内におけるΣ_fの偏りが大きい場合には、燃料領域から減速材領域に移動する高速中性子の量が減少し、Σ_tの偏りが大きい場合には、減速材領域から燃料領域に移動する熱中性子の量が減少することで、燃料領域に移動する熱中性子の量が燃料領域左側境界と右側境界とで不均等になるためであると考えられる。

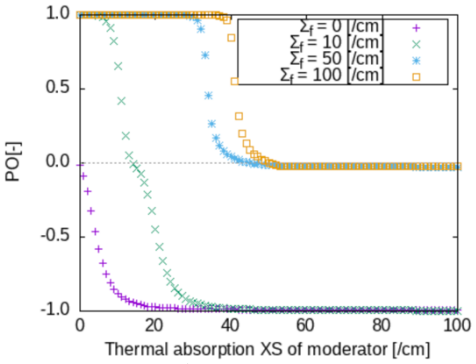


図 1:一次元平板体系でのΣ_f、Σ_t、PO の関係

3. 二次元体系における検討　一次元体系での検討結果を基に、0.2cm 四方の領域を 5×5 に配置した単位セルを 40×40 個並べた炉心を設定した。単位セルの構造は、5×5 領域の中心の 1 領域に燃料を、それ以外の領域に減速材を配置したものとし、そのうち一部の減速材におけるΣ_tを変化させるものとした。それぞれの単位セル構造、Σ_tにおける PO を算出し、発生する出力チルトの大きさについて評価した。図 2 に、ある体系における熱中性子束分布を示すが、体系内で熱中性子束分布に偏りが発生していることが分かる。さらに、出力チルトは一次元平板体系同様、Σ_tの増加に伴って大きくなった。以上の結果より、二次元体系においても、中性子吸収断面積が単位セル内で偏ることにより出力チルトが発生する可能性があると考えられる。

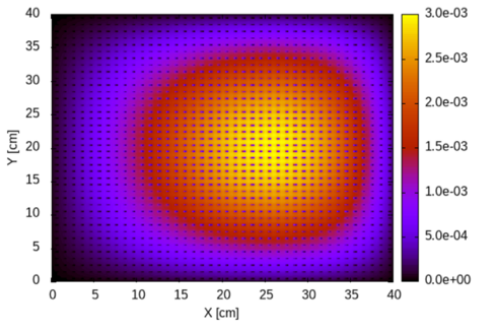


図 2:二次元炉心体系での熱中性子束分布の例

参考文献　[1] Ely M. Gelbard, Richard Lell, NUCLEAR SCIENCE AND ENGINEERING: 63, 9-23 (1977)

---

*Keita Yoshikawa[1], Go Chiba[1], Kosuke Tsujita[2], Shuhei Miwa[2]
[1]Hokkaido Univ., [2]NEL

CFD-MC 計算結果に基づく反応度変化傾向を考慮した Windscale Works 臨界事故を対象とする動特性解析

Kinetics analysis based on reactivity change mechanism obtained by Monte Carlo and CFD calculation for Windscale Works criticality accident

*福田 航大
JAEA

Windscale Works 臨界事故における臨界シナリオを明らかにすることを目的として、混相流 CFD 計算、モンテカルロ中性子輸送計算、一点炉動特性計算を順に実施した。その結果、過去に報告されている核分裂数と一致する条件が存在することが示され、臨界シナリオ特定に重要な知見が得られた。

キーワード：臨界事故解析, CFD 計算, モンテカルロ計算, 動特性解析, マルチフィジックス

1. 緒言

過去に起きた臨界事故のシナリオ（反応度変化の機構や生じた核分裂数）を特定することは核燃料プロセス施設の臨界安全性向上のために重要である。Windscale Works 臨界事故（英国、1970 年）は、プルトニウム濃度や密度が異なる水溶液と有機溶媒が混合したことで発生した[1]。先行研究[2][3]によって臨界シナリオ特定に資する知見が着実に蓄積されてはいるものの、流体力学的な不確かさの大きさが障壁となり、正確な臨界シナリオの特定には至っていない。本研究では、多相 CFD 計算やモンテカルロ中性子輸送計算を活用し、当事故の臨界シナリオ、特に反応度変化の機構を明らかにすることを目的とする。

2. 方法

公開文献の記述に基づき、事故当時の状況を可能な限り模擬する CFD 計算を、VOF 法に基づく多相ソルバ multiphaseInterFoam（OpenFOAM）を用いて実施した。乱流モデルには LES、k 方程式モデルを用いた。体系は 5 度の 3 次元楔形であり、メッシュ依存性解析に基づきメッシュ数は 2,470,500 とした。次に、CFD 計算で得られる時間・空間依存の物質分布（有機溶媒、水溶液、空気の体積存在比分布）を用いたモンテカルロ中性子輸送計算を Serpent2 にて実施した。断面積ライブラリには JENDL5 を用いたが、計算メモリの制限から TSL は考慮されていない。得られた反応度変化の傾向を溶液系臨界事故解析コード AGNES2 の入力とし、一点炉動特性計算を実施して核分裂数を求めた。

3. 結果

図 1 に CFD 計算で得られた物質分布の例を示す。白色が有機溶媒、青色が水溶液、赤色が空気に概ね相当する。水溶液流入前にはそれぞれが分離しているが、流入中には複雑な物質分布となっている。続いて、図 2 には実効増倍率が臨界近傍にて約 1.6 秒の周期で波状に変化（振動）している様子を示している。これは流体の周期的な空間分布変化に起因している。この結果を基に、反応度が正弦関数的に変化すると仮定して実施した動特性計算の結果得られた核分裂数を図 3 に示す。ここでは最大過剰反応度、反応度が印加される周期数をパラメーターとしている。過去のレポート[1]では当事故で約 10^{15} の核分裂数が生じたとされているが、図 3 より核分裂数がその程度となっている条件が存在することが示されている。以上より、Windscale Works 臨界事故が流体の分布変化に起因する波状の反応度変化に支配された可能性があることが示唆され、臨界シナリオの特定に重要な知見が得られた。

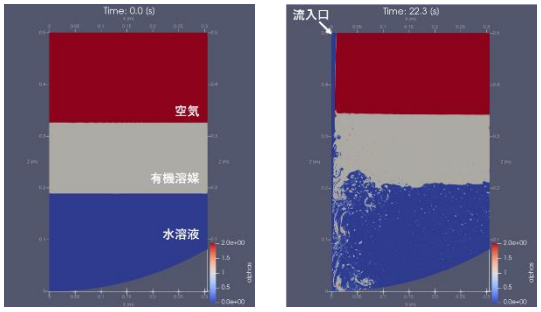


図 1　有機溶媒・水溶液・空気の分布
（左：水溶液流入前、右：流入中）

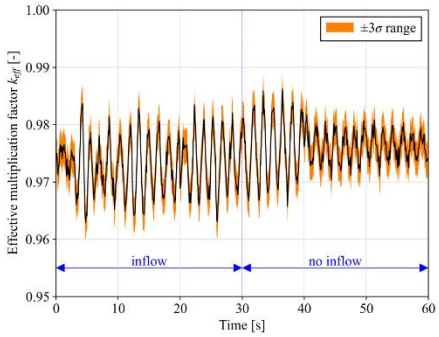


図 2　実効増倍率の時間変化

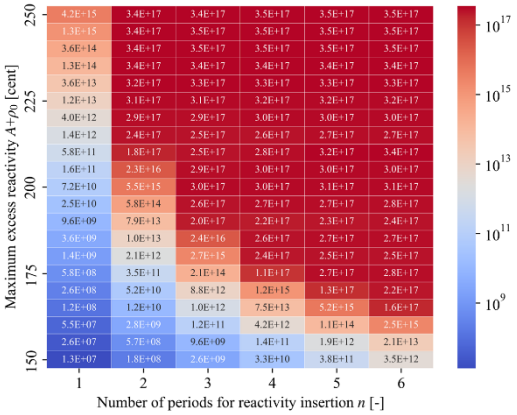


図 3　波状反応度変化時の核分裂数

参考文献

[1] T. P. McLaughlin et al., LA-13638 (2000). [2] E. Sayce et al., ICNC2023 (2023).
[3] J. T. Daniels et al., *Prog. Nucl. Energy*, 169, 105046 (2024).

*Kodai Fukuda
Nuclear Safety Research Center, Japan Atomic Energy Agency

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

Thu. Sep 12, 2024 2:45 PM - 3:35 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 5:45 AM - 6:35 AM UTC Room K(Recture RoomsB 2F B200)

[2K09-11] 1F Waste 5

Chair:Akira Tsutsumiguchi(Hitachi)

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

[2K09]

Thermal analysis of ferrocyanide compound in the presence of water vapor and evaluation of various migration behaviors

*KOKI Nakahara[1], Yuki Oiwa[1], Isamu Sato[1], Yasutomo Tajiri[2], Tosiro oniki[2], Haruaki Matsuura[1] (1. tokyo city univercity, 2. IHI Corporation)

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

[2K10]

Behavior of crystalline silicotitanate (CST) sorbent through long time flow

*Tetsuya Kato[1], Takatoshi Hijikata[1], Masafumi Kubota[2], Yasuhiro Suzuki[2] (1. CRIEPI, 2. TEPCO HD)

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

[2K11]

Neodymium adsorption characteristics on crystalline silicotitanate (CST) sorbent

*Takatoshi Hijikata[1], Kenta Inagaki[1], Masafumi Kubota[2], Yasuhiro Suzuki[2] (1. CRIEPI, 2. TEPCO)

3:30 PM - 3:35 PM JST | 6:30 AM - 6:35 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

フェロシアン化合物の水蒸気共存下熱分析及び核種移行挙動の評価

Thermal analysis of ferrocyanide compound in the presence of steam and evaluation of migration behavior of cesium

*中原滉基[1]、大岩祐毅[1]、佐藤勇[1]、田尻康智[2]、鬼木俊郎[2]、松浦治明[1]
[1]東京都市大学、[2]株式会社 IHI

抄録　福島第一原子力発電所より発生する水処理二次廃棄物に対し、その構成成分等をもとに各雰囲気下（Ar, 水蒸気）における熱分解処理時の基礎的な分解挙動と核種の移行挙動を推定した。

キーワード：中間処理技術、水蒸気共存、ガス分析、広域 X 線吸収微細構造、セシウム（Cs）

1. 緒言

中間処理技術は、放射性廃棄物を固化体形状とすることなく、保管時の潜在的リスク低減と保管量の減容化を目的としており、今後決定される処分方法に対して柔軟に対応することが可能と考えられる。そのため、放射性廃棄物を安全に保管しておくために、中間処理を行っておくことも一つの方策であり、処理技術の技術オプションの拡大に繋がるものといえる。そこで、福島第一原子力発電所の滞留水中のセシウム（Cs）吸着に用いられているフェロシアン化合物[1]を対象に、水蒸気共存させた条件下での熱分解技術の適用性を確認するため、熱力学的な基礎データを取得した後の残渣に対して XAFS 評価を行った。

2. 実験内容

フェロシアン化合物は不溶性フェロシアン化コバルト（$K_2Co[Fe(CN)_6]$）である。$K_4[Fe(CN)_6]$溶液と $CoCl_2$ を混合して $K_2Co[Fe(CN)_6]$の沈殿を作製し用いた。模擬核種の Cs は CsCl 溶液に $K_2Co[Fe(CN)_6]$を浸漬させ K と Cs をイオン交換することで吸着させた。作製試料をあいちシンクロトロン光センター BL5S1 にて Cs-L3 吸収端について蛍光法で XAFS 測定した。TG-DSC を用いて Ar 雰囲気と水蒸気雰囲気、昇温温度 10℃/min、1000℃の条件で加熱を行い、加熱後試料の XAFS 測定を行った。

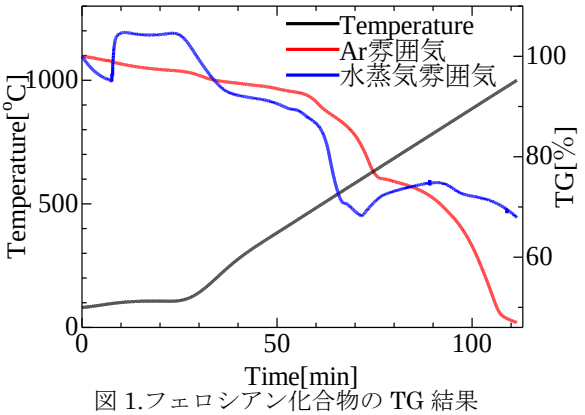


図 1.フェロシアン化合物の TG 結果

3. 結果及び考察

図 1 にフェロシアン化合物の TG 結果を示す。500℃付近では Ar 雰囲気より水蒸気共存下の方が減重率は約 5%高いことが確認できた。また、図 2 に加熱前後（1000℃）の規格化していない XANES スペクトル（Cs 近傍）を示す。水蒸気雰囲気、Ar 雰囲気共に加熱前よりエッジジャンプが小さくなっていることが確認できる。しかし水蒸気雰囲気の方が Ar 雰囲気よりエッジジャンプが大きいことから水蒸気を添加すると Cs の揮発が抑制されていると考えられる。

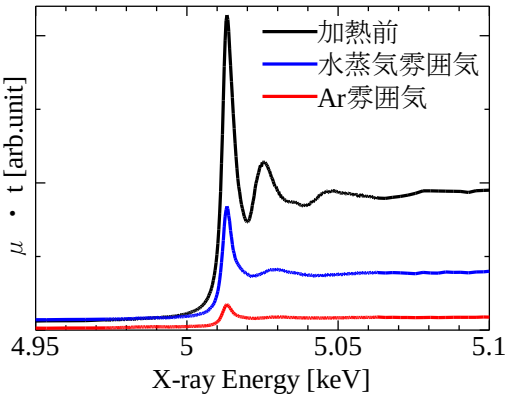


図 2.加熱前後（1000℃）の XANES スペクトル（Cs 近傍）

謝辞　本研究は，経済産業省資源エネルギー庁「廃炉・汚染水・処理水対策事業（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」の成果の一部である。

参考文献

[1] 山岸功、三村均、出光一哉　日本原子力学会誌　Vol.54,No.3(2012)

*Koki Nakahara[1]、Yuki Oiwa[1]、Isamu Sato[1]、Yasutomo Taziri[2]、Toshiro Oniki[2]、Haruaki Matsuura[1]
[1] Tokyo City University、[2] IHI Corporation

ケイチタン酸（CST）吸着材の長期通水挙動

Behavior of crystalline silicotitanate (CST) sorbent through long time flow

*加藤　徹也[1]，土方　孝敏[1]，久保田　将史[2]，鈴木　康浩[2]
[1]電中研，[2]東電 HD

福島第一原子力発電所の水処理設備で Cs と Sr を除去するために用いる CST を充填したカラムの長期通水試験を行い、通水前後の CST を SEM などで分析し、カラム差圧の上昇の要因を調べた。

キーワード：福島第一原子力発電所、吸着材、ケイチタン酸、長期通水、カラム差圧

1. 緒言

福島第一原子力発電所の SARRY-IIなどの水処理設備では、吸着材に CST を用いて Cs と Sr を同時に除去している。用いる吸着材の除去性能の向上により吸着塔の長期運転が可能となったが、破過到達前に吸着塔の差圧が上昇する場合がある。そこで、CST を充填したカラム試験装置を用いて長期通水試験を実施し、カラム出入口の差圧の変化を計測するとともに、通水前後の CST の状態を観察した。

2. 長期通水試験の方法

CST を充填した高さ 10 cm、内径 2 cm のカラムに、純水あるいは汚染水中の陽イオン濃度を模擬した試験水を、約 40 cm･min^{-1} の線流速で 50~60 日間通水した。通水後の CST をカラムの上部と下部に分けて取出して 110 ℃で乾燥した後、ふるいで分級して粒子径の分布を調べた。通水前後の CST を、光学顕微鏡および SEM-EDX で分析し、CST の状態を比較した。

3. 試験結果

純水あるいは模擬試験水を通水した試験におけるカラムの単位長さ当たりの差圧を通水時間に対して、図 1 に示す。純水および模擬試験水によらず、差圧は上昇した後、一旦低下する傾向が見られた。さらに通水を継続すると、差圧は再び上昇したが、再度低下することはなかった。図 2 に、通水前後の CST の粒子径の分布を重量割合で示す。通水後の粒子径の分布は上部と下部で差がなかった。通水前では 1000 μm 以上の粒子はほとんどないが、通水後では 6~34 wt%の粒子が 1000 μm 以上となり、粒子の凝集（アグロメレーション）が起きたと考えらえる。SEM の観察では、純水を通水した後の粒子の間隙に CST の微粒子が詰まって流路を閉塞した様子がみられた。これに加えて、模擬試験水では、装置配管から溶出した鉄イオンやアクチニド模擬のネオジム（Nd）イオンが、それぞれ鉄化合物や Nd 化合物として析出した様子がみられた。さらに、海水の模擬成分である Ca イオンは溶存する炭酸イオンと反応して $CaCO_3$ などとして析出した。これらの微粒子による間隙の閉塞が差圧上昇の要因と考えられる。

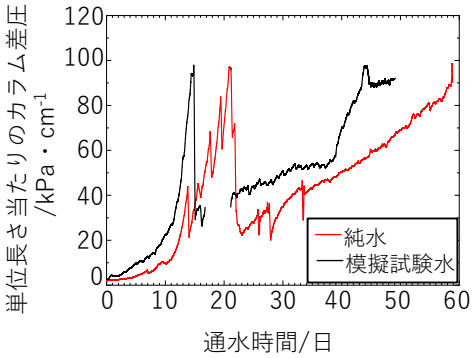


図 1　長期通水試験でのカラムの単位長さ当たりの差圧の変化

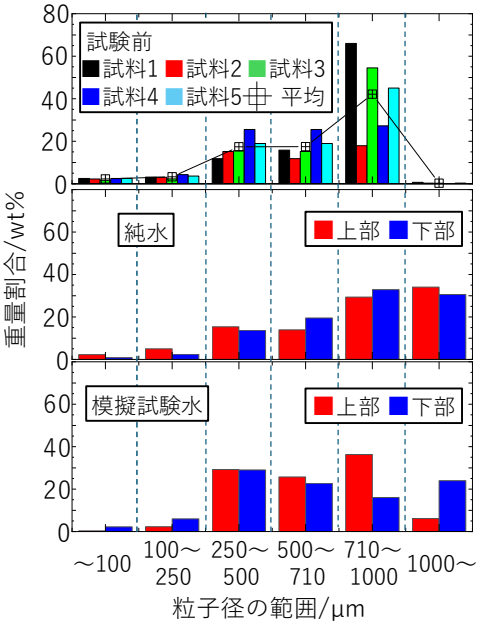


図 2　通水前後の粒子径の分布

*Tetsuya Kato[1], Takatoshi Hijikata [1], Masafumi Kubota[2], and Yasuhiro Suzuki[2]
[1]CRIEPI., [2]TEPCO HD

ケイチタン酸（CST）吸着材のネオジムの吸着特性

Neodymium adsorption characteristics on crystalline silicotitanate (CST) sorbent

*土方　孝敏[1]，稲垣　健太[1]，久保田　将史[2]，鈴木　康浩[2]
[1]電中研，[2]東電 HD

福島第一原子力発電所の汚染水は、SARRY などで Cs と Sr を除去しているが、今後、アクチニドイオンの濃度の上昇が予想される。そこで、アクチニド（3 価）の模擬物質としてネオジムのケイチタン酸吸着材の吸着挙動を把握した。

キーワード：福島第一原子力発電所、アクチニド、ネオジム、吸着材、ケイチタン酸

1. 緒言

福島第一原子力発電所では、ケイチタン酸系吸着材（CST）を用いて Cs と Sr を同時に除去しているが、今後、アクチニドイオンの上昇が予想される。そこで、SARRY などで用いられている CST のアクチニド（Am などの 3 価）の模擬物質として、ネオジム(Nd)の吸着挙動を把握した。

2. 平衡吸着試験

Ca、Mg、K、Na イオンを模擬した模擬汚染水に CsCl、$SrCl_2$、$NdCl_3$ を混合した（Nd、Cs、Sr 濃度:約 2 ～2000 ppm）溶液を用いた。試験方法は前報 [1]と同様な方法を用いた。CST の平衡吸着等温線を求め、汚染水中の ^{241}Am の濃度を 3.3×10^{-14} mmol･cm^{-3} と想定し、その濃度で等温線から Nd、Cs、Sr の分配係数:K_d＝$\frac{Nd\cdot Cs\cdot Sr吸着量}{Nd\cdot Cs\cdot Srの溶液濃度}$ (cm^3･g^{-1})を求めて図 1 に示す。:K_d は、Nd＞Cs=Sr の順になった。

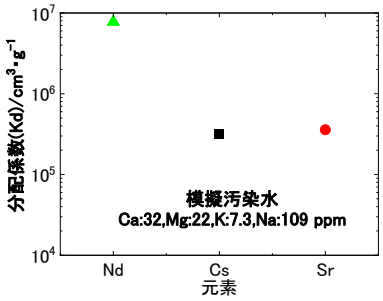


図 1　Nd、Cs、Sr の分配係数

3. カラム試験

試験方法は前報 [1]と同様なカラム試験方法を用いた。模擬汚染水に Nd、Cs および Sr を約 2 ppm 添加した溶液を内径 2 cm 充填高さ 10 cm に CST を充填したカラムに流速：約 40 cm･min^{-1} で流した。Nd、Cs、Sr の破過曲線を図 2 に示す。Bed volume は、通液容量をカラム体積で割ったものと定義した。カラム試験では、Sr、Cs、Nd の順に立ちあがった。Sr は、Cs や Nd より吸着速度の影響を受けて破過曲線が早く立ち上がったと考えられた。また、100~1000 Bed volume で Nd の相対濃度が変動しているが、初期に Na が多く溶出しており、模擬汚染水より Na 濃度が高くなったことから、カラムの出口水は pH が高くなったと考えられ、$Nd(OH)_3$ などの沈殿物が生じたと推定された。

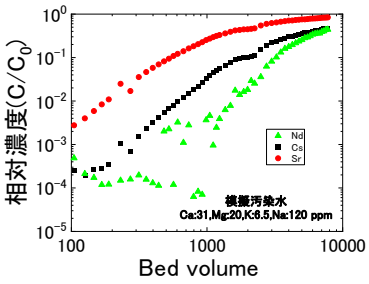


図 2　Nd、Sr、Cs の破過曲線

参考文献

[1] 土方孝敏他、「ケイチタン酸吸着剤（CST）のセシウムとストロンチウムの吸着特性」, 2B15, 日本原子力学会 2019 秋の大会

---

*Takatoshi Hijikata[1], Kenta Inagaki[1], Masafumi Kubota[2], and Yasuhiro Suzuki[2]
[1]CRIEPI., [2]TEPCO HD

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

Thu. Sep 12, 2024 2:45 PM - 3:35 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 5:45 AM - 6:35 AM UTC Room M(Recture RoomsB 2F B202)

[2M09-11] Numerical Simulation 1

Chair:Taishi Kobayashi(Kyoto Univ.)

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

[2M09]

A study on the model validation of groundwater flow and mass transport for fractured rock masses

(1) Effects of the modeling uncertainty on the groundwater flow characteristics

*Masayuki Ishibashi[1], Hironori O[2], Taichi Esaki[1], Yoichi Tagawa[1], Tadashi Namikawa[1], Koji Hane[1], Hiromitsu Saegusa[2], Kesuke Ishida[2], Atsushi Sawada[3] (1. KAJIMA, 2. NUMO, 3. JAEA)

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

[2M10]

A study on the model validation of groundwater flow and mass transport for fractured rock masses

(2)A methodology of model validation based on the results of the case study

*Hironori Onoe[1], Hiromitsu Saegusa[1], Keisuke Ishida[1], Atsushi Sawada[2] (1. NUMO, 2. JAEA)

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

[2M11]

Sophistication of Technology for Assessment of the Influence of Topographical Changes due to River Denudations on Underground and Surface Environments

*Makoto KAWAMURA[1], Nariaki NISHIYAMA[1], Tetsuya KOMATSU[1], Hua JIA[2], Yukiko KOIZUMI[2], Satsuki KABASAWA[1], Koji UMEDA[3] (1. JAEA, 2. MMTEC, 3. Hirosaki Univ.)

3:30 PM - 3:35 PM JST | 6:30 AM - 6:35 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

亀裂性岩盤を対象とした地下水流動・物質移行モデルの妥当性確認に係る検討
(1) モデル化手法の不確実性が地下水の移行特性値の評価結果に及ぼす影響

A study on the model validation of groundwater flow and mass transport for fractured rock masses
(1) Effects of the modeling uncertainty on the groundwater flow characteristics

*石橋 正祐紀[1]，尾上 博則[2]，江崎 太一[1]，田川 陽一[1]，並川 正[1]，羽根 幸司[1]，
三枝 博光[2]，石田 圭輔[2]，澤田 淳[3]
[1]鹿島建設，[2]NUMO，[3]JAEA

坑道部からの地下水移行時間を推定することを目的とした地下水流動モデルの構築にあたっては，坑道に遭遇する割れ目位置のデータの有無や活用方法が重要な不確実性因子となることを示した。

キーワード：亀裂性岩盤，不均質性，モデル化手法の不確実性，地下水の移行特性，粒子追跡線解析

1. 緒言

地層処分事業における地質環境のモデル化に係る技術開発課題として，亀裂性岩盤を対象とした地下水流動・物質移行モデルの妥当性を確認するための方法論の整備が挙げられる[1][2]。構築したモデルの妥当性確認を行う上では，そのモデル化手法の不確実性の評価が重要になる。本検討では，その不確実性のうち，原位置で取得されたデータに基づくモデルの調整（以下，コンディショニング）の有無及び割れ目のモデル化手法の違いに着目し，それらが粒子追跡線解析結果に与える影響を検討した。具体的には，瑞浪超深地層研究所で取得されたデータに基づき構築した複数の水理地質構造モデルを用いて粒子追跡線解析を実施し，地下水の移行時間などの地下水の移行特性値について比較した。

2. 実施内容及び実施結果

本検討は，中央に冠水坑道と斜坑を設けた 100m×150m×100m の領域で実施した（図-1）。構築したモデルは，①確率論的に割れ目を発生させた DFN モデル，②DFN モデルを坑道で遭遇した割れ目位置にコンディショニングした修正 DFN モデル，③DFN モデルを 1m 立方のメッシュ毎に等価な多孔質媒体に変換した ECPM モデル，④修正 DFN モデルを③と同様に変換した修正 ECPM モデルである[2][3]。各モデルは，50 リアライゼーションを構築した。粒子追跡線解析では，廃棄体定置間隔に相当する区間長からの地下水の移行特性値を算出するために，冠水坑道部を 5m 程度で 9 区間に区分し，各区間から流量配分法で 10,000 個の粒子を投入した。解析結果の一例として，DFN モデルと修正 DFN モデルにおける区間 1 からの地下水移行時間として，各リアライゼーションの粒子移行時間の 50 パーセンタイルを箱ひげ図で整理したものを示す（図-2）。解析の結果，DFN モデル，修正 DFN モデルともに，リアライゼーション間のばらつきが大きいが，割れ目位置のコンディショニングの有無で地下水移行時間に一桁以上の違いが示された（図-2）。この違いは，坑道に交差する割れ目位置のモデル化手法の不確実性が地下水移行時間に大きな影響を及ぼすことを表している。より確からしい水理地質構造モデルの構築には坑道壁面で観察される割れ目位置のデータの活用が有効であると考えられる。さらに，それらの割れ目の透水性や連続性に係る情報も重要と考えられる。

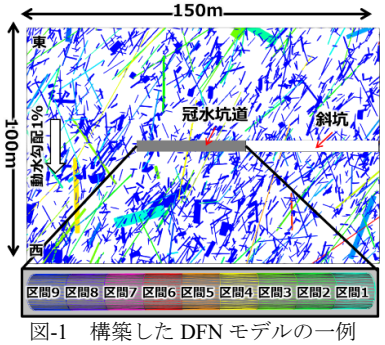


図-1　構築した DFN モデルの一例（水平断面図：標高-300m 付近，1 つのリアライゼーションの割れ目分布（割れ目の色は透水量係数を表示（暖色系：高透水性，寒色系：低透水性））

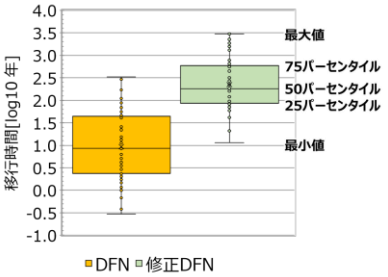


図-2　各モデルの粒子移行時間（区間 1）（50 リアライゼーションの 50 パーセンタイルの移行時間を箱ひげ図で表示）

3. 結論

これらの検討から，モデル化手法の不確実性のうち，坑道で遭遇した割れ目位置のデータによるコンディショニングの有無が地下水移行時間に及ぼす影響が大きく，坑道部からの地下水移行時間を推定するにあたっては，坑道に遭遇する割れ目位置のデータの有無や活用方法が，モデルを構築する際に考慮すべき重要な不確実性因子であると考えられる。

参考文献

[1] 尾上ほか：日本原子力学会 2022 年秋の大会，C000228，2022.，[2] 尾上ほか：日本原子力学会 2023 年秋の大会，1D09，2023.，[3]田川ほか：日本原子力学会 2023 年秋の大会，1D12，2023.

* Masayuki Ishibashi[1], Hironori Onoe[2], Taichi Esaki[1], Youichi Tagawa[1], Tadashi Namikawa[1], Koji Hane[1], Hiromitsu Saegusa[2], Keisuke Ishida[2] and Atsushi Sawada[3]
[1]Kajima Corp., [2]NUMO, [3]JAEA

亀裂性岩盤を対象とした地下水流動・物質移行モデルの妥当性確認に係る検討
（2）事例検討結果に基づくモデルの妥当性確認の考え方

A study on the model validation of groundwater flow and mass transport for fractured rock masses

(2) A methodology of model validation based on the results of the case study

*尾上　博則[1]，三枝　博光[1]，石田　圭輔[1]，澤田　淳[2]

[1]NUMO，[2]JAEA

地下水の移行時間や移行距離を推定することを目的とした地下水流動モデルの妥当性確認においては，坑道への湧水量が有効な指標のひとつとなり得ることを示した。

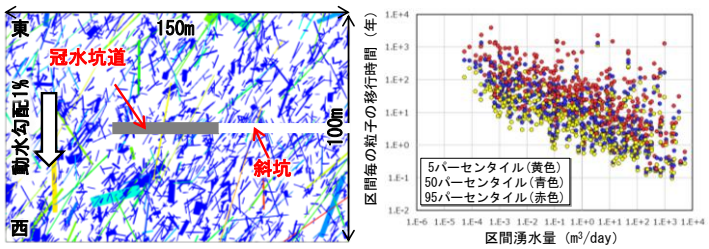
キーワード：亀裂性岩盤，モデルの妥当性確認，不確実性，地下水移行時間，湧水量

1. 緒言

原子力発電環境整備機構では，地層処分事業における地質環境のモデル化に係る技術開発として，亀裂性岩盤を対象とした地下水流動・物質移行モデルの妥当性を確認するための方法論の整備に向けた検討を進めている[1], [2]。処分場閉鎖後の，放射性核種の移行が生じてから現在の地質環境の特性が大きく変化しないと考えられるまでの期間を対象とした地下水の移行時間や移行距離などの特性値は，長期安全性を評価する重要なデータとなる。しかし，それらのデータの取得は不可能なため，地下水流動・物質移行モデルを用いた解析により算出するが，それらの値の妥当性を直接的に確認することができない。そのため，原位置で取得できる実測データを活用して，構築したモデルで推定した地下水の移行特性値の妥当性をどのように示すかが課題となっている。

2. 実施内容及び実施結果

本稿では，原位置で測定が可能な湧水量に着目して検討を進めた。既報[2]で報告した，瑞浪超深地層研究所の深度 500 m 坑道周辺岩盤を対象として構築した複数種類の地下水流動モデルのなかから，冠水坑道を複数の区間に分割した区間毎の湧水量の再現性が最も高いモデルを選定し（図-1(a)），湧水量の解析結果と地下水移行時間の解析結果（前報(1)[3]参照）との関係を整理した。



(a) 割れ目ネットワークモデル（水平断面図：標高-300m付近）　(b) 9区間の湧水量と粒子の移行時間との関係

図-1 粒子追跡線解析結果の一例

(a) 1 リアライゼーションの割れ目分布（割れ目の色は透水量係数を表示（暖色系：高透水性，寒色系：低透水性）。冠水坑道部を約 5m で 9 区間に分割して，それぞれの区間から流量配分法で 10,000 個の粒子を投入。(b) 50 リアライゼーションの解析結果として，9 区間の湧水量と粒子投入後下流側（西側）のモデル境界面までの移行時間の 5 パーセンタイル（黄色），50 パーセンタイル（青色），95 パーセンタイル（赤色）をプロット。

その結果，ばらつきはあるが，坑道への湧水量が多い区間ほど，その区間からモデル境界面までの地下水移行時間が短い傾向を有するという一定の相関関係が認められた（図-1(b)）。湧水量と地下水移行時間で解析に適用する境界条件は異なるが，両者の値は坑道と交差する割れ目ネットワーク構造の透水性の影響を受ける。したがって，区間湧水量を指標とした実測値と解析結果の比較により，坑道と交差する割れ目ネットワーク構造の透水性の確からしさを示すことができる。そのモデルを用いて求められる湧水量と地下水移行時間の相関を示すことで，そのモデルで推定した地下水移行時間の妥当性を示すことにつながると考えられる。エスポ岩盤研究所で取得されたデータを用いた既往検討においても，ボーリング孔内への湧水量の実測値との比較がボーリング孔からの地下水移行時間を推定するためのモデルの妥当性確認に有効である可能性が示唆されている[1]。

3. 結論

これらの検討から，坑道への湧水量は，処分坑道周辺を対象とした地下水流動モデルの確からしさの確認に有効な実測データで，その地下水流動モデルを用いた解析により得られた，坑道からの地下水移行時間の妥当性の提示には，坑道への湧水量との相関性の確認が有効と考えられる。

今後は，実測値に対するモデルの信頼度の定量的評価と，その信頼度から湧水量と地下水移行時間との相関性と関連付けた地下水移行時間の算出結果の信頼性などを定量的に示すための方法について検討を進める。

参考文献　[1] 尾上ほか：日本原子力学会 2022 年秋の大会，C000228，2022.，[2] 尾上ほか：日本原子力学会 2023 年秋の大会，1D09，2023.，[3] 石橋ほか：日本原子力学会 2024 年秋の大会，2024.（投稿中）

*Hironori Onoe[1], Hiromitsu Saegusa[1], Keisuke Ishida[1] and Atsushi Sawada[2]

[1]NUMO, [2]JAEA

河川下刻による地形変化が地下環境及び地表環境に与える影響評価技術の高度化

Sophistication of Technology for Assessment of the Influence of Topographical Changes due to River Denudations on Underground and Surface Environments

*川村 淳[1]，西山 成哲[1]，小松 哲也[1]，賈 華[2]，小泉 由起子[2]，樺沢 さつき[1]，梅田 浩司[3]
[1]JAEA，[2]三菱マテリアルテクノ，[3]弘前大学

河川下刻による地表起伏の変化が地下環境及び地表環境に与える影響評価技術の高度化の一環として、実際の河川を対象とした実際の地形と地形変化シミュレーションによる仮想地形を用いた地形解析の比較・検討結果について報告する。

キーワード：地層処分，隆起・侵食，河川下刻，生活圏評価，地形変化シミュレーション，地形解析，河川横断面，流出指標

1. 背景・目的

高レベル放射性廃棄物の地層処分における安全評価では、評価期間が数十万年を超えることから、隆起・侵食等による長期的な地形を含む地表環境の変遷の影響が重要となる。隆起・侵食による核種移行評価への影響のひとつとして、河川下刻などの地形起伏の変化による地下水の流出域・涵養域の位置の変化があり、これらは生活圏評価プロセスに影響を与える可能性がある。地形起伏の変化を検討するために種々の地形変化シミュレーションツールが開発されているが、それらのツールで求められる仮想地形に基づき生活圏評価などを実施する場合には、実地形と仮想地形の起伏など形状を比較し、差異を把握しておく必要がある。そこで、実地形と仮想地形について地形解析を実施し、地形形状などを比較・検討した。

2. 実施内容

地形形状の比較・検討については、地盤の隆起と河川下刻による地形起伏の形状を定量的に評価可能な、①河川下刻の結果である河川横断面形状、②地盤の隆起を示唆する河床及び尾根の縦断形形状、及び③10 項目ある地形計測項目（地形特徴量）を統計解析し地表起伏の複雑さや流出域・涵養域を可視化した流出指標[1, 2]に着目した。①及び②については、我が国の 11 河川について河口から上流に 3km 毎に片側 2km（両岸 4km）の横断面と河床と両岸のピーク標高のデータを取得し、③については 3 河川を選定し[1]の手法に基づき河川本流と支流を定義したうえで計測流域を区分し地形特徴量を計測しデータ化した[3]。一方、仮想地形の作成については「地形・処分場深度変遷解析ツール」[4]を使用し、その地形を用いて①～③のデータを取得した。その結果、実地形と仮想地形の①～③の結果を比較・検討したところ、概ね整合的な結果となった。

3. 今後の展開

今後は比較・検討事例を増やすとともに、ツールの改良や入力パラメータ設定にフィードバックする。また、ツールを用いてタイムステップ毎の地形解析を実施し、地形の時間的変化について検討する。

謝辞：本報告には経済産業省資源エネルギー庁委託事業「令和 5 年度及び令和 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）（地質環境長期安定性総合評価技術開発）」の成果の一部を使用している。

参考文献：[1] 景山ほか；水文・水資源学会誌, vol. 23, 2010, pp. 301-311. [2] 竹内ほか；JAEA Research 2011-008, 2011, 77p. [3] 原子力機構・電中研；令和 5 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（地質環境長期安定性総合評価技術開発）報告書, 2024. [4] 山口ほか；原子力バックエンド研究, vol.27, 2020, pp.72-82.

---

*Makoto Kawamura[1], Nariaki Nishiyama[1], Tetsuya Komatsu[1], Hua Jia[2], Yukiko Koizumi[2], Satsuki Kabasawa[1] and Koji Umeda[3]
[1]JAEA, [2]Mitsubishi Materials Techno Corp., [3]Hirosaki Univ.

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

Thu. Sep 12, 2024 2:45 PM - 3:35 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 5:45 AM - 6:35 AM UTC Room N(Recture RoomsB 2F B203)

[2N10-12] Analysis Technology for Fuel Debris

Chair:Tomoomi Segawa(JAEA)

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

[2N10]

Challenge for screening of nuclear fuel debris by innovative spectral imaging and its verification by LIBS mapping

(1) Preparation and evaluation of simulated nuclear fuel debris

*Chisato Sakaguchi[1], Kan Sakamoto[1], Atsushi Ohuchi[1], Hiroaki Muta[2], Ikuo Wakaida[3], Paul Murray[4] (1. NFD, 2. Osaka Univ., 3. JAEA, 4. Univ. of Strathclyde)

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

[2N11]

Challenge for screening of nuclear fuel debris by innovative spectral imaging and its verification by LIBS mapping

(2) Preparation and evaluation of metallic debris simulants

*Hiroaki Muta[1], Yukiya Sato[1], Yuji Ohishi[1], Takafumi Okita[1], Kan Sakamoto[2], Chisato Sakaguchi[2], Ikuo Wakaida[3], Hironori Ohba[3], Murray Paul[4] (1. Osaka Univ., 2. NFD, 3. JAEA, 4. Univ. of Strathclyde)

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

[2N12]

Challenge for screening of nuclear fuel debris by innovative spectral imaging and its verification by LIBS mapping

(3) Elemental mapping by remotely operated LIBS

*Hironori Ohba[1], Munkhbat Batsaikhan[1], Katsuaki Akaoka[1], Takahiro Karino[1], Yoshihiro Iwata[1], Ikuo Wakaida[1], Chisato Sakaguchi[2], Kan Sakamoto[2], Hiroaki Muta[3] (1. JAEA, 2. NFD, 3. Osaka Univ.)

3:30 PM - 3:35 PM JST | 6:30 AM - 6:35 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

革新的分光画像解析による燃料デブリの可視化への挑戦と LIBS による検証
(1) 模擬燃料デブリ試料の作製と評価

Challenge for screening of nuclear fuel debris by innovative spectral imaging
and its verification by LIBS mapping
(1) Preparation and evaluation of simulated nuclear fuel debris

*坂口　知聡[1]，坂本　寛[1]，大内　敦[1]，牟田　浩明[2]，若井田　育夫[3]，Paul Murray[4]
[1]NFD，[2]阪大，[3]JAEA，[4]ストラスクライド大学

福島第一原子力発電所 1 号機（1F）の燃料デブリの分析手法として、ハイパースペクトルイメージング(HSI)とレーザー誘起ブレークダウン分光(LIBS)を組み合わせた手法を提案し、それぞれの技術の適用性を検証している。本発表では核燃料として UO_2 を含む模擬燃料デブリ試料を作製し、HSI 測定および解析を行った結果について報告する。

キーワード：ハイパースペクトルイメージング、燃料デブリ

1. 緒言

1F 内部状況の調査において、調査装置の付着物や格納容器内の堆積物等から得られた微粒子の分析[1]は進められているが、ペデスタル周辺で確認された塊状や棚状の堆積物等[2]においては、物質の組成や結晶構造に関する情報はほとんど得られていない。今後、大規模な燃料デブリの取り出しや分別作業を効率的に行うためには、燃料デブリの識別技術が不可欠である。そこで、近年、様々な分野に適用されつつある[3,4] HSI に着目した。HSI では物質の反射光から得た分光スペクトルを基に物質を識別するが、教師データを基に物質を判別するため組成の推定しかできない。よって、局所領域の組成を直接評価が可能な LIBS と組み合わせることで、正確かつ広範囲な模擬デブリの可視化が期待される。本発表では、核燃料として UO_2 を含む模擬燃料デブリ試料に対して HSI 測定した結果について報告する。

2. 試験方法

表 1 に示す組成で UO_2 粉末を金属や酸化物粉末と混合・焼結し、模擬燃料デブリ試料を作製した。各試料の結晶構造と元素分布を XRD 測定および SEM/EDX 観察により確認後、ハイパースペクトルカメラ(エバ・ジャパン製 NH-5H-1.7)で撮影し、波長 350 ~1100 nm までの分光スペクトルを得た。得られたスペクトルにスペクトル角マッパー(SAM)解析を適用し、試料組成に基づく試料の分類が可能か検証を行った。

表1　試料組成

試料番号	組成
Z104F1SE01	1%UO_2-49.5%ZrO_2-49.5%Fe_3O_4
Z104F1SE02	5%UO_2-47.5%ZrO_2-47.5%Fe_3O_4
Z104F1SE03	10%UO_2-45%ZrO_2-45%Fe_3O_4
Z104F1SE04	50%UO_2-25%ZrO_2-25%Fe_3O_4
Z104F1SE05	95%UO_2-5%Gd_2O_3
Z104F1SE06	1%UO_2-99%コンクリート
Z104F1SE07	5%UO_2-95%コンクリート
Z104F2SE01	1%UO_2-49.5%Zr-49.5%SUS316L
Z104F2SE02	5%UO_2-47.5%Zr-47.5%SUS316L
Z104F2SE03	10%UO_2-45%Zr-45%SUS316L

3. 試験結果及びまとめ

図 1 に示す様に、一部を除き組成に応じて強度の異なるスペクトルが得られ、図 2 に示す様にある程度試料を分類することができた。しかし、Z104F1SE01 と Z104F1SE05 のように組成が大きく異なる試料においてもほぼ同じスペクトルが得られていた他、参照試料として加えた ZrO_2 と白板の区別できておらず、分類が正確にできていない試料も存在した。これは、試料組成に固有の明確なピークや落ち込み等は確認できなかったためであると考えられる。今後、より精度よく試料の分類するためには、SAM 解析におけるパラメータの調整やその他の解析手法により、スペクトルから試料組成に固有の特徴量を評価する必要がある。

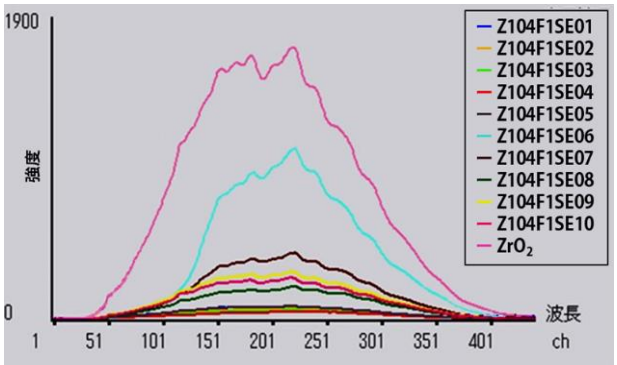


図 1　各試料の分光スペクトルグラフ

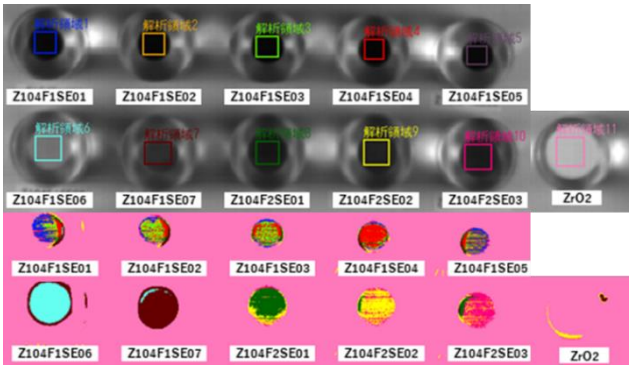


図 2　分光スペクトルの SAM 解析結果

4. 謝辞

本研究は JAEA 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業 JPJA23F23830470 の助成を受けた。

参考文献

[1] 仲吉彬, 三次岳志, 佐々木新治, 前田宏治. 平成 29, 30 年度福島第一原子力発電所の炉内付着物の分析; 平成 28 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」(燃料デブリの性状把握・分析技術の開発), JAEA-Data/Code 2021-011, 日本原子力研究開発機構, 2022.
[2] 廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合/事務局会議(第 113 回, 2023/4/27) 資料 3-3,「1 号機 PCV 内部調査(後半)について」
[3] M. J. Kahn *et al.*, IEEE Access, **6** (2018) 14118.
[4] J. Zabalza, P. Murray *et al.*, IEEE Sensors Journal, **23** (2023) 25607.

*Chisato Sakaguchi[1], Kan Sakamoto[1], Atsushi Ohuchi[1], Hiroaki Muta[2], Ikuo Wakaida[3], Paul Murray[4]
[1]NFD, [2]Osaka Univ., [3]JAEA, [4]Univ. of Strathclyde

革新的分光画像解析による燃料デブリの可視化への挑戦と LIBS による検証
(2) 金属系試料の作製と評価

Challenge for screening of nuclear fuel debris by innovative spectral imaging
and its verification by LIBS mapping
(2) Preparation and evaluation of metallic debris simulants

*牟田 浩明[1]，佐藤 亨哉[1]，大石 佑治[1]，沖田 隆文[1]，坂本 寛[2]，坂口 知聡[2]，若井田 育夫[3]，
大場 弘則[3]，Paul Murray[4]
[1]大阪大学，[2]NFD，[3]原子力機構，[4]Univ. of Strathclyde

1F 炉内物質を遠隔分析する手法として、ハイパースペクトルカメラによる画像解析（HSI）とレーザー誘起ブレークダウン分光（LIBS）を組み合わせることに着目した共同研究を英国と実施している。本研究では金属系炉内模擬物質として SUS、Fe-Ni 合金、鉛等の試料を作製し、HSI による評価を試みた。

キーワード：ハイパースペクトルイメージング，金属デブリ

1. 緒言

1F 炉内では溶融炉心がコンクリート等と反応し、多様な物質が形成されている。HSI による炉内物質識別のためには、適切な標準物質の作製とそのデータ取得が必要となる。これまでの模擬溶融試験[1]および熱力学計算[2]では、構成材である Fe-Cr-Ni 合金（SUS）を主として、SUS のうち Cr が優先的に酸化されることによる Fe-Ni 合金、被覆管由来の Zr 化合物が金属系炉内物質として報告されている。また ROV による炉内調査では、鉛毛マット由来と思われる金属光沢を示す付着物が確認されている[3]。このため本研究では金属系標準物質として SUS、Fe-Ni 合金、鉛、Fe-Zr 合金を作製し画像データを取得した。

2. 試験方法

SUS、鉛は購入した板材を用いた。Fe-Ni 合金はアーク溶解により作製したインゴットを真空封入し、1273 K で 72 時間熱処理を施した。Fe-Zr 試料はアーク溶解後のインゴットを粉砕し、放電プラズマ焼結を施すことで固化した。これら試料について NFD に設置されたエバ・ジャパン製ハイパースペクトルカメラ NH-5H-1.7 を用いて、350 nm から 1100 nm までの画像データを取得した。

3. 結果とまとめ

図 1 に SUS、$Fe_{0.8}Ni_{0.2}$ 合金、鉛および昨年度作製した鉄酸化物試料に対して線形判別分析を用いた分類結果を示す。肉眼ではこれら金属試料はいずれも銀白色であり判別は難しいが、HSI によってよく分類できているといえる。スペクトルの違い等については当日報告する。

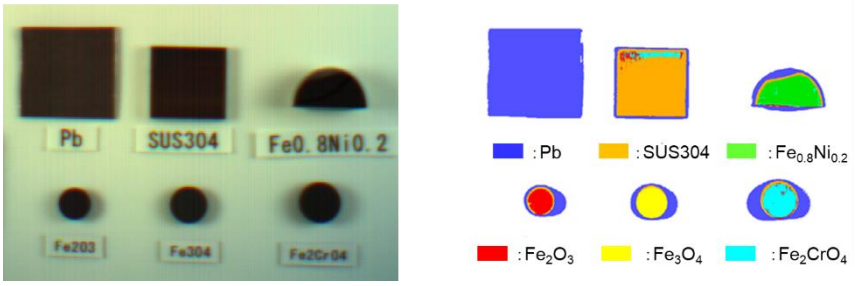


図 1　作製試料の（左）RGB 画像と（右）線形判別分析による分類結果

本研究は JAEA 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業 JPJA23F23830470 の助成を受けたものです。

参考文献

[1] L. Brissonneau et al., *J. Nucl. Mater*., **528** (2020) 151860., M. Takano et al., *J. Nucl. Sci. Technol*., **51** (2014) 859.など
[2] T. Kitagaki et al., *J. Nucl. Mater.*, **486** (2017) 206.など
[3] 福島第一原子力発電所廃炉・事故調査に係る連絡・調整会議第会合資料など

---

*Hiroaki Muta[1], Yukiya Sato[1], Yuji Ohishi[1], Takafumi Okita[1], Kan Sakamoto[2], Chisato Sakaguchi[2], Ikuo Wakaida[3], Hironori Ohba[3], Paul Murray[4]
[1]Osaka Univ., [2]NFD, [3]JAEA, [4]Univ. of Strathclyde

革新的分光画像解析による燃料デブリの可視化への挑戦と LIBS による検証
（3）遠隔操作 LIBS による元素マッピング

Challenge for screening of nuclear fuel debris by innovative spectral imaging
and its verification by LIBS mapping
(3) Elemental mapping by remotely operated LIBS

*大場 弘則[1]，Batsaikhan Munkhbat[1]，赤岡 克昭[1]，狩野 貴宏[1]，岩田 圭弘[1]，若井田 育夫[1]，
坂口 知聡[2]，坂本 寛[2]，牟田 浩明[3]
[1]原子力機構（JAEA），[2]NFD, [3]大阪大学

1F 炉内物質の分析手法として、ハイパースペクトルイメージング（HSI）とレーザー誘起ブレークダウン分光（LIBS）を組み合わせることを提案し，それぞれの技術の適用性を検証している。今回はマイクロチップ LIBS 測定系を整備して模擬燃料デブリ試料の 2 次元元素分布計測を試みた結果を報告する。
キーワード：燃料デブリ，LIBS，2 次元元素分布，レーザー誘起音響波，形状認識

東京電力福島第一原子力発電所の廃炉措置における燃料デブリ取出しに向けた位置・性状把握のための手段の一つとして，ファイバーLIBS による遠隔その場分析が期待されている[1]．しかしながら、LIBS 技術において、対象物試料の元素分析を正しく行うためには、試料に対してパルスレーザー光を複数回照射して、プラズマ発光したときの信号強度を確認しながらレーザー光の焦点位置を調整する必要がある。そのため、焦点位置の調整の度に試料の表面が破壊されることや、本測定に至るまでの時間を要することなどが懸念される。今回、レーザー誘起音響波を利用して LIBS 焦点位置の最適化を行い、同時に試料の 2 次元元素分布測定を試みた結果を報告する。

LIBS 測定ではマイクロチップを適用したファイバー伝送方式とした[2]。測定体系の概略図を図 1 に示す。測定系は、発光分光分析が可能なマイクロチップ LIBS プローブ（L）、音響波センサ（M）から構成される。L から出射されたレーザー光が XYZ ステージ上の試料に照射され、レーザー照射により生じた音響波をコンデンサ型マイクロフォンにより取得し、オシロスコープ上に波形信号を表示させた。集光レンズから試料までの距離（LTSD）に対して波形振幅およびプラズマ発光強度の関係を調べることにより、焦点位置合わせを行う。分析に係る焦点位置合わせが完了した後に、パルスレーザーを試料に再照射し、生じたプラズマ発光を L 内でレーザー光と分離して分光分析することで、当該試料の元素組成が分析可能となる。なお、XY ステージにより試料を移動することで２次元元素分布が取得できる。

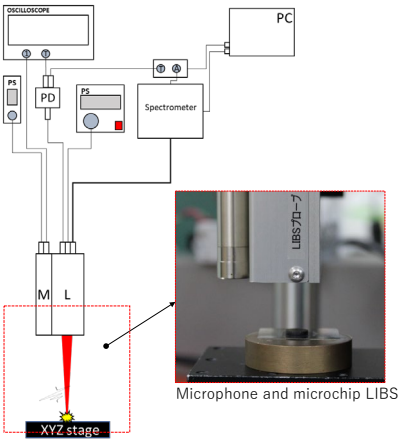


図1 測定体系の概略

図２は試料に Al を使用し、縦軸左に M で取得した時間に対する音響波形（振幅）を、縦軸右に波長（Al(I):394 nm）に対する発光スペクトル強度を示している。それぞれに対して LTSD で表現した。M の音波振幅値は LTSD：20mm または 21mm において、LIBS 強度もまた LTSD：20mm または 21mm において値が高いという関係性にあり、分析に最適な LTSD がこの間にあることを指している。この結果に基づいて２次元元素分布測定を行った。講演では、模擬燃料デブリとして調製した Ce-Zr-Fe-Gd の多元素混合酸化物試料の測定結果や音響波を利用した表面形状認識について議論する。

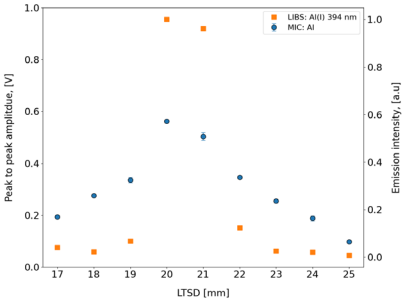


図2 音波振幅強度及び LIBS 強度と LTSD の関係

参考文献

[1] M. Saeki, *et al.*, J. Nucl. Sci. Technol. **51** (2014) 930,
[2] 大場ら，日本原子力学会2023 年秋の大会，1B14
本研究は、JAEA 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業 JPJA23F23830470 の成果の一部です。

*Hironori Ohba[1], Batsaikhan Munkhbat[1], Katsuaki Akaoka[1], Takahiro Karino[1], Yoshihiro Iwata[1], Ikuo Wakaida[1], Chisato Sakaguchi[2], Kan Sakamoto[2], Hiroaki Muta[3], [1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA), [2]NFD, [3]Osaka Univ.

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

Thu. Sep 12, 2024 2:45 PM - 3:50 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 5:45 AM - 6:50 AM UTC Room A(Recture RoomsA 1F A101)

[2A07-10] Radiation Shielding and Radiation Behavior 1

Chair:Hidenori Kawano(Atox)

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

[2A07]

Development of a numerical method to optimize measures against radioactive sources estimated by a machine learning technique

*Naoya Furutachi[1], Hideaki Yanagi[1], Toru Yoshida[1], Susumu Yamada[2], Yukihiro Hasegawa[1], Masahiko Machida[2] (1. RIST, 2. JAEA)

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

[2A08]

Investigation of additional shielding for beam transport line at NanoTerasu 2

Comparison of measured and calculated values

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

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

[2A09]

Validation of PHITS code at the high-energy white-neutron irradiation field of RCNP

*Daiki Satoh[1], Shinichiro Abe[1], Hiroki Kanda[2], Keiichi Nagayama[2], Mitsuhiro Fukuda[2], Tetsuhiko Yorita[2], Hang Zhao[2], Shotaro Matsui[2], Nobuyuki Kobayashi[2] (1. JAEA, 2. Osaka Univ.)

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

[2A10]

Calculation of the Skyshine Radiation Measurement Experiment in Baikal-1 RA Research Reactor by PHITS Code

*Yusuke Yasuno[1], Shigeaki Aoki[1] (1. MNF)

3:45 PM - 3:50 PM JST | 6:45 AM - 6:50 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

機械学習技術により推定された放射線源に対する線源対策最適化手法の開発

Development of a numerical method to optimize measures against radioactive sources estimated by a machine learning technique

*古立　直也[1]，柳　秀明[1]，吉田　亨[1]，山田　進[2]，長谷川　幸弘[1]，町田　昌彦[2]

[1]RIST，[2]JAEA

本講演では、機械学習技術により推定された放射性物質による汚染源に対し、効果的な除染・遮蔽等の対策を提案するための数値計算手法の開発について報告する。

キーワード：最適化問題，放射線防護，機械学習技術，線源逆推定

1. 緒言

福島第一原子力発電所建屋内には、原子炉内から漏洩した放射性物質の汚染により高い放射線量を示す地点が多数存在し、廃炉作業を円滑に進める上での大きな障害の一つとなっている。この課題の解決に資するため、JAEA では機械学習手法である LASSO を用いた線源逆推定技術の開発を進めてきた[1]。JAEA の開発する逆推定技術では、汚染源の位置と強度が推定結果として得られるため、これらの情報を利用した効果的な除染・遮蔽等対策の立案が期待される。そこで、推定された線源に対する除染・遮蔽等対策の効果を表す線源倍率をパラメータとし、指定空間の線量率を目標値以下とすることを制約条件とした数値最適化問題を解くことで、効果的な除染・遮蔽を提案する手法を開発した。本手法は JAEA の開発する線源・線量率解析ソフトウェア 3D-ADRES-Indoor に組み込まれ、線源対策立案への利用が検討されている。

2. 数値最適化手法

本手法では、以下の評価関数 L を用いた数値最適化問題を解く[2]。

$$L = f_{\mathrm{cost}}(\boldsymbol{u}) + \frac{C_{\mathrm{c}}}{M}\sum_{r=1}^{M}\left[max\left(\log\frac{D_r(\boldsymbol{u})}{D_{\mathrm{tag}}},0\right)\right]^2$$

ここで、$\boldsymbol{u}$ は逆推定された線源の強度に対する倍率であり、除染及び遮蔽の効果を表す最適化対象となるパラメータである。$f_{\mathrm{cost}}(\boldsymbol{u})$は除染・遮蔽の経済的コストを表し、この関数を制約条件の下で最小化することで効果的な除染率・遮蔽厚みが得られる。右辺 2 項目が指定空間内の線量率を目標値 D_{tag} 以下とするための制約条件となるペナルティ関数であり、C_{c} はペナルティの大きさを表す定数である。$D_r(\boldsymbol{u})$は空間メッシュ r における汚染源に起因する線量率であり、簡易計算法や放射線輸送コード PHITS を用いて計算される各線源の線量率寄与に線源倍率 $\boldsymbol{u}$ を乗じることで算出する。M は指定空間内に存在する空間メッシュの総数である。線源ごとの空間メッシュ r における線量率寄与は最適化計算前に一度計算して数値テーブル化しておけば良く、最適化の各ステップで線量率計算をやり直す必要はないため、最適化計算は高速に実行することができる。

謝辞：本研究開発は、経済産業省の令和 5 年度開始の廃炉・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）」の一部として実施したものです。

参考文献

[1] 町田昌彦他、「1F 廃炉に向けた放射線源逆推定及び線源対策に係るデジタル技術の研究開発－3D-ADRES-Indoor：デジタル技術を集約するプラットフォームの現状紹介－」、RIST ニュース No.69 (2023)

[2] Furutachi, N., et al., “Development of a PHITS simulation technique and a numerical method to optimize measures against radioactive sources”, JAEA-Conf, to be published

---

*Naoya Furutachi[1], Hideaki Yanagi[1], Toru Yoshida[1], Susumu Yamada[2], Yukihiro Hasegawa[1] and Masahiko Machida[2]

[1]RIST, [2]JAEA

NanoTerasu 蓄積リング入射部付近における追加遮蔽の検討２ 実測値と PHITS シミュレーション結果との比較

Investigation of additional shielding for beam transport line at NanoTerasu 2
Comparison of measured and calculated values

*松田　洋樹[1]，萩原　雅之[1]，竹内　章博[1]，糸賀　俊朗[2]，小西　啓之[1]
[1]QST，[2] JASRI

3 GeV 高輝度放射光施設 NanoTerasu は 2024 年度からユーザー運転を開始している。蓄積リング入射部付近のビーム診断時に発生する二次放射線の追加遮蔽を検討するため、実験とシミュレーションを行った。得られた実測値と PHITS によるシミュレーション結果との比較について報告する。

キーワード：ナノテラス，放射線遮蔽，電子ビーム

1. 緒言

東北大学青葉山新キャンパスに位置する 3 GeV 高輝度放射光施設 NanoTerasu [1]は日本初の第 4 世代放射光施設であり、2024 年 4 月からユーザー利用運転を開始している。NanoTerasu では線型加速器から蓄積リングへの電子ビームの入射効率として 95%を想定しているが、電子ビームのコミッショニングの際には、スクリーンモニタを挿入して電子ビーム形状を計測することがある。図 1 に示すように、スクリーンモニタでは電子ビームが蛍光板を通過した際発生する蛍光をビーム前方の金属ミラーで反射させ CCD カメラでビーム形状を撮像する。

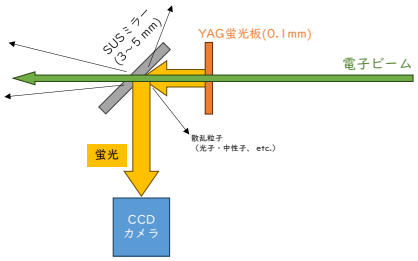


図 1 スクリーンモニタ概念図

電子ビームがステンレス製の厚さ 3～6 mm の金属ミラーを通過する際に、制動放射線や光中性子が発生する。また、ステンレス板で発生した制動放射線や散乱された電子ビームが電磁石のヨークなどと相互作用し、光中性子が発生する。コミッショニング時のビーム損失時間として 10 分間を想定して遮蔽設計を行ったが、実際のコミッショニング運転ではその時間を超えてビーム調整を行う場合があり、ビーム量を絞る事で対応している。

2. 計算方法

PHITS[2]を用いた計算方法の詳細は、2024 年春の大会における講演 [3]を参照されたい。

3. 実測及び比較方法

電子式個人線量計（ミリオンテクノロジーズキャンベラ製 DMC3000N、DIS-1）、NaI サーベイメータ（富士電機製 NHC6）、及びレムカウンター（富士電機製 NSN2）を用いて加速器トンネル内部・外部の空間線量を測定する。ビーム輸送部には複数のスクリーンモニタが設置されており、挿入するモニタを切り替えて測定を行う。入射する電子ビームは 0.1 nC/pulse とした。実測した場所と同じ場所でタリーし線量率に換算後、実測値と比較する。本講演では結果及び考察を報告する。

参考文献

[1] QST, ナノテラス, www.nanoterasu.jp, 2024 年 7 月 1 日参照
[2] T. Sato, et al., J. Nucl. Sci. Technol., 2023, doi: 10.1080/00223131.2023.2275736
[3] 松田 他, NanoTerasu 蓄積リング入射部付近における追加遮蔽の検討，日本原子力学会 2024 年春の大会，大阪, 2024

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

RCNP 高エネルギー白色中性子照射場における PHITS コードの妥当性検証

Validation of PHITS code at the high-energy white-neutron irradiation field of RCNP

*佐藤 大樹[1]，安部 晋一郎[1]，神田 浩樹[2]，永山 啓一[2]，福田 光宏[2]，
依田 哲彦[2]，Zhao Hang[2]，松井 昇大郎[2]，小林 信之[2]
[1]JAEA，[2]阪大

放射線挙動解析コード PHITS を用いて、大強度化に向けて改修した大阪大学核物理研究センター（RCNP）高エネルギー白色中性子照射場の体系を構築し、線量率分布等を解析した。また、実施設の複数地点において実施した放射線測定の結果と PHITS の計算値を比較することで、PHITS 計算の妥当性について検証した。

キーワード：PHITS，JENDL-5，RCNP，陽子ビーム，白色中性子照射場，ガンマ線，遮蔽，線量率

1. 緒言　大阪大学 RCNP において、宇宙線由来の中性子による半導体ソフトエラー評価に利用できる高エネルギー白色中性子照射場の大強度化を進めている。これまでに、PHITS を活用して、従来の 10 倍の強度（約 10μA）を持つ 392MeV 陽子ビームに対応した中性子生成ターゲット、ビームダンプ、コリメータ等を設計・導入した。本研究では、実施設で取得した測定値に基づき、PHITS 計算の妥当性を検証する。

2. 手法　PHITS ver.3.34 において、CAD 図面をもとに施設の詳細計算体系を構築した。放射線輸送は、陽子ビームのタングステンターゲットへの入射から開始し、PHITS のデフォルトである INCL 模型と JENDL-5 を用いて計算した。測定では、高エネルギー中性子対応減速型線量率モニタ Wendi-2 とガンマ線にも有感な有機シンチレータベースの DARWIN を用いて、中性子とガンマ線の線量率を複数地点で取得した。

3. 結果・考察　図 1 に半導体照射位置における中性子フルエンス率の測定値[1]と PHITS の計算値を示す。PHITS は広いエネルギー範囲にわたって測定値をよく再現した。図 2 は PHITS で計算した中性子線量率分布を示す。ターゲット周辺および中性子ビーム軸以外の領域では、遮蔽により線量率が落ちていることが分かる。半導体照射実験時の測定機器設置を想定して配置したコンクリートブロック後方での中性子およびガンマ線の線量率は、PHITS の計算結果とそれぞれ 5%および 15%以内で一致した。また、その他の測定位置においても、PHITS はおおよそファクター2 以内で実測値を再現することが分かった。

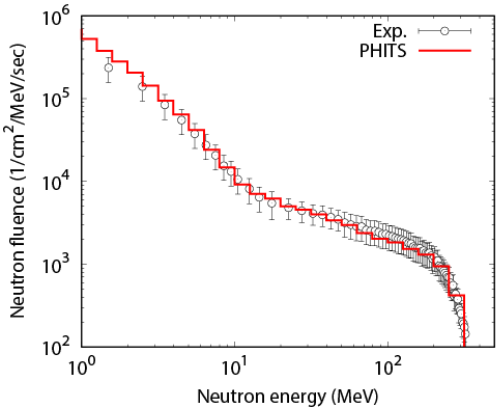


図 1　半導体照射位置における中性子フルエンス率

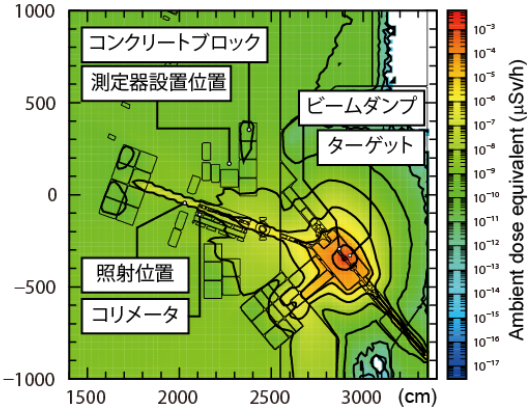


図 2　PHITS で計算した中性子線量率分布

参考文献

[1] Y. Iwamoto, M. Fukuda, Y. Sakamoto, et al., Nuclear Technology, 173(2), 210–217, 2011.

---

*Daiki Satoh[1], Shinichiro Abe[1], Hiroki Kanda[2], Keiichi Nagayama[2], Mitsuhiro Fukuda[2], Tetsuhiko Yorita[2], Hang Zhao[2], Shotaro Matsui[2] and Nobuyuki Kobayashi[2]
[1]JAEA, [2]Osaka Univ.

PHITS コードを用いた Baikal-1 RA 研究炉における スカイシャイン線測定試験の線量評価

Calculation of the Skyshine Radiation Measurement Experiment in Baikal-1 RA Research Reactor by PHITS

*安野裕介[1]，青木繁明[1]
[1]三菱原子燃料株式会社

経済協力開発機構原子力機関(OECD/NEA)の遮蔽積分実験データベース(SINBAD)にてベンチマークとして公開されている、カザフスタンの Baikal-1 RA 研究炉にて行われたスカイシャイン線の実効線量測定試験[1]を JAEA 開発の 3 次元モンテカルロ遮蔽計算コード PHITS[2]を用いて評価し、将来のウラン加工施設の線量評価への適用にあたり、コードの妥当性を確認した。

キーワード：PHITS，遮蔽解析，スカイシャイン線、Baikal-1、SINBAD

1. はじめに

スカイシャイン線量評価は、施設上面を透過して上空で散乱した放射線を点減衰核積分法による G33 等のコードにより評価しているが、モンテカルロコードを用いることで評価の精緻化が可能である。モンテカルロコードの不確かさ低減には十分なヒストリー数が必要であり、近年の計算機の性能向上を踏まえたウラン加工施設の線量評価へのモンテカルロコードの適用にあたり、コードの精度、モデル化及び取り扱いについて、その妥当性を確認する。

2. Bikal-1 RA 炉心及びスカイシャイン線測定試験

Baikal-1 RA 研究炉は高さ 70cm、直径約 30cm であり、高濃縮の炭化ウランで構成された 37 体の空冷燃料集合体で構成される。熱出力は 300kW である。この炉心を放射線源に用い、上部遮蔽ブロックを取り外して高強度の中性子線とガンマ線を上空に放出し、原子炉の上側と、原子炉と 50m から 1500m 離れた測定点で中性子線とガンマ線が 3 回測定された。測定誤差は中性子線が最大 8.5%、ガンマ線が最大 12%であった。

3. 再現解析方法

Baikal-1 RA 研究炉の詳細モデルにより解析を行った。解析には JAEA 開発 3 次元モンテカルロ遮蔽計算コード PHITS を用いた。ヒストリー数は約 25 億であり、計算誤差は最大 3%であった。

4. スカイシャイン線による被ばく量評価結果

解析結果のうち、原子炉から離れた位置でのスカイシャイン線(ガンマ線)による実効線量を図 1 に示す。解析により、PHITS 解析結果と Baikal-1 RA 研究炉における測定結果の整合を確認した。

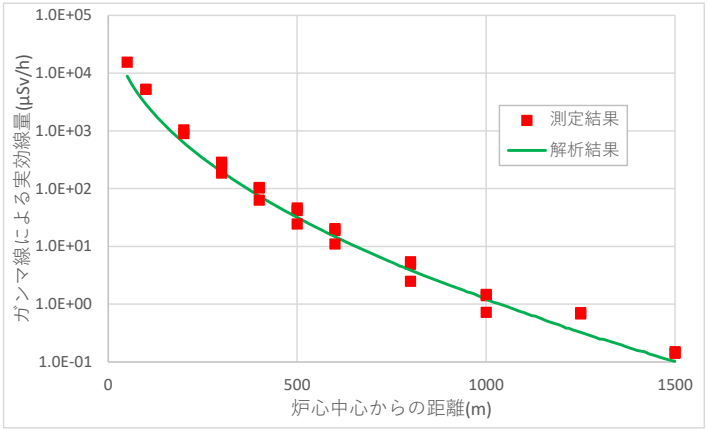


図 1　PHITS 解析結果(実効線量)

参考文献

[1] O. F. Dikareva, I. A. Kartashev, M. E. Netecha and V. P. Zharkov, “Baikal-1 Skyshine Experiment”, NEA/NSC/DOC/(95)03/VIII, ALARM-REACAIR-SKY-1 (2009)
[2] T. Sato, Y. Iwamoto, S. Hashimoto, et al; “Features of Particle and Heavy Ion Transport code System (PHITS) version 3.02”, J. Nucl. Sci. Technol. 55(5-6), (2018), pp. 684-690.

*Yusuke Yasuno[1] and Shigeaki Aoki[1]
[1]Mitsubishi Nuclear Fuel Co., Ltd

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

Thu. Sep 12, 2024 2:45 PM - 3:50 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 5:45 AM - 6:50 AM UTC Room F(Recture RoomsA 2F A202)

[2F10-13] Fission Nuclear Data

Chair:Hiroki Iwamoto(JAEA)

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

[2F10]

Development of fission nuclear data using ML
(1) Outline of the study

*Chikako Ishizuka[1], Maomi Ueno[2], Osamu Iwamoto[3], Satoshi Takeda[4] (1. Tokyo Tech, 2. UEC, 3. JAEA, 4. Osaka Univ.)

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

[2F11]

Development of Fission Nuclear Data Using Machine Learning
(2) Fission Product Yield Prediction and Evaluation Using Machine Learning

*JINGDE CHEN[1], Yuta Mukobara[1], Satoshi Chiba[2], Naoki Yamano[1], Tatsuya Katabuchi[1], chikako isizuka[1] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. NAT)

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

[2F12]

Development of fission nuclear data using ML
(3) Neutron cross-section evaluation using ML

*Osamu Iwamoto[1] (1. JAEA)

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

[2F13]

Development of fission nuclear data using ML
(4) Impact evaluation of ML nuclear data on reactor physics

*Satoshi Takeda[1], Kitada Takanori[1] (1. Osaka University)

3:45 PM - 3:50 PM JST | 6:45 AM - 6:50 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

機械学習による核分裂核データ構築
(1) 研究概要

Development of fission nuclear data using ML
(1) Outline of the study

*石塚 知香子[1], 植野 真臣[2], 岩本 修[3], 竹田 敏[4]
[1]東工大、[2]電通大、[3]JAEA、[4]阪大

我々は機械学習を駆使して核分裂収率や核分裂片の中性子断面積の予測の高度化に取り組んでいる。特に核分裂収率についてはデータが整備されていない核種やエネルギーが多いため、機械学習により新たに整備する情報が炉物理に与える影響の定量性についても評価を行っている。
キーワード：機械学習、核分裂、中性子断面積、崩壊熱、放射線量

1. 研究背景
核分裂収率データは原子炉の安全性や廃棄物問題等の広い領域に関わる主要な核データである。従来の核分裂収率データは 0.025 eV（熱中性子）、0.5 MeV（高速中性子）、14 MeV の 3 点のみライブラリ値として提供されており、それ以外の中性子エネルギーに対しては、評価値の線形内外挿で予測値を与えるのが一般的であった。しかし近年、重要な核種の核分裂収率の中性子エネルギー依存性の実験結果が得られるようになると、線形内外挿が必ずしも適当でない例が複数発見され、未整備エネルギーの収率予測が重要な課題となっている。

2. 目的
本研究では機械学習の専門家の知見と、核データや核分裂メカニズムの専門家の知見を最大限に融合させて、未整備エネルギーでの核分裂収率だけでなく、核分裂生成物の中性子断面積予測の高度化を目指すことで、今後の機械学習をキーワードとした核分裂データ整備に挑戦している。さらに新たに構築した核分裂核データが炉物理へ与える波及効果を検証・評価することで、研究開発段階にある新型原子炉に関する研究開発や核燃料物質の原子炉燃料としての使用・再処理・加工に資することを目指している。

3. 体制および研究概要
機械学習を軸とした核分裂核データ研究とその評価は①から④のトピックを４つの機関で分担している。

① 機械学習による核分裂収率予測と評価（東工大）
　東工大ではベイジアンニューラルネットワークによる機械学習モデルに評価値や実験値だけでなく、理論値や殻効果の知見を取り入れることで、様々な中性子エネルギーでの核分裂の質量収率を高精度で予測することに成功した。また質量収率から独立分布には JENDL-5 と同様の手法で拡張し、炉物理計算に引き継げるデータとして整備した。

② 核分裂評価のためのベイジアンニューラルネットワーク法の高度化（電通大）
　電通大ではニューラルネットワークの専門家としての観点から、核分裂収率予測のための機会学習モデルを東工大とは独立に構築している。検討の結果、多層ニューラルネットワークによる深層学習モデルを使用した核分裂収率と実験観測誤差の同時予測に取り組んでいる。

③ 機械学習による中性子断面積評価（JAEA）
　JAEA ではガウス過程回帰により、CCONE コードで用いる最適なパラメータを導出し、核分裂生成物の中性子断面積を予測することに取り組んでいる。その結果、アクチノイドのような変形核で現れるシザースモードをガンマ線放出チャネルに取り入れることで中性子断面積の予測精度が向上することがわかった。

④ 炉物理への影響評価（阪大）
　東工大で整備した中性子エネルギー毎の核分裂収率データを用いて ADS や新型炉における炉心特性への影響評価や種々の燃料サイクルを想定したバックエンドへの影響評価を阪大では担当している。今年度が最終年度であるため、核分裂収率データだけでなく、JAEA が新たにガウス過程回帰で最適化したモデルパラメータで予測した中性子断面積の炉物理への影響も定量的に評価する計画である。
　なお、各トピックの現時点での進捗については後続のシリーズ講演で述べる。

★謝辞
本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業　新発想型（一般）「機械学習による未整備エネルギー領域での核分裂核データ構築と炉物理への影響評価（JPMXD0222682620)」の助成を受けたものです。

参考文献
[1] Jingde Chen et al., Journal of Nuclear Science and Technology, in press (2024).

*Chikako Ishizuka[1], Maomi Uemo[2], Osamu Iwamoto[3], Satoshi Takeda[4]
[1]Tokyo Tech, [2]UEC, [3]JAEA, [4]Osaka Univ.

機械学習による核分裂核データ構築
(2) 機械学習による核分裂収率の予測と評価

Development of Fission Nuclear Data using Machine Learning
(2) Fission Product Yield Prediction and Evaluation Using Machine Learning

*陳 敬徳[1], 向原 悠太[1], 千葉 敏[2], 山野 直樹[1], 片渕 竜也[1], 石塚 知香子[1]
[1]東京工業大学、[2]NAT

核分裂生成物独立収率のエネルギー依存性として、評価値の線形内挿が適切でない例が重要な核種の核分裂反応において近年発見されている。そこで本研究ではBNNによる機械学習モデルを構築し、実験データの存在しないエネルギーや核種の核分裂収率を高精度で予測することを目指している。本講演では、評価値や実験値だけでなく、核物理の理論計算結果や知見を機械学習モデルに取り入れた成果の妥当性を、交差検証や広く使える情報量基準（WAIC）を用いて検証した結果について報告する。

キーワード：核分裂生成物収率、物理情報を導入したBNNモデル、情報量基準、WAIC

1. 緒言

核分裂収率は原子炉の臨界性や、廃炉措置の安全性を左右する崩壊熱、原子炉制御に関わる遅発中性子放出量に影響を与える重要な物理観測量であり、評価済みライブラリにおける核分裂収率データは 0.025 eV（熱中性子）、0.5 MeV（高速中性子）、14 MeV の 3 点における中性子入射核分裂を対象として整備されてきた。しかし新型高速炉の廃棄物の処理や炉内の毒作用等の詳細な把握などの応用性の多様化や高度化に対応するには、より広範なエネルギー領域での情報の整備が不可欠である。一方で、実験でアクセスできるエネルギーには限りがあり、測定データも特定の核種に限られる。さらに理論計算模型においても、実用的なレベルで核分裂収率の実験データを精度良く再現することが未だ困難である。そこで本研究では、データ駆動的技術である機械学習と原子核変形理論と原子核構造理論の知識を融合し、物理情報を導入した機械学習モデルを開発し、利用することで、未整備エネルギー領域の核分裂収率データの構築を検討した。

2. 手法

機械学習モデルはBNNを用いて構築する[1]。その入力には、分裂核の質量数 A, 分裂核の陽子数 Z, 入射エネルギーと結合エネルギーの和 E_i, 核分裂生成物の質量数 A_fの 4 つの入力に加え、核物理の知見に基づく殻効果に相当する殻効果因子という関数を設計した。後の交差検証を考慮して、JENDL-5、EXFOR からの実験値と理論コードの計算値をランダムに 8:2 の割合で分けて学習データおよび検証データとした。その上で学習データには核分裂核種の重要度に応じて 1 から 4 の重みをつけた。更に、BNN モデルの汎化性能を評価するために、交差検証および赤池基準やその一般化である広く使える情報量基準（WAIC）[2]を用いた検証を実施した。

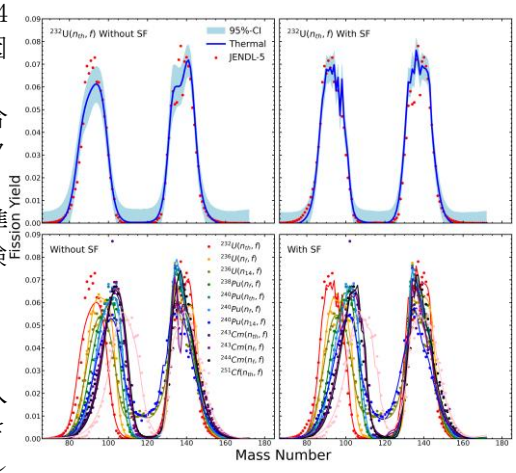


図 1. 殻効果あり（右）となし（左）の検証性比較

3. 結論

図 1 が 2024 年 6 月末時点での計算結果では、殻効果因子を導入することで、テストデータの検証性を向上させることが確認できる。特に従来再現しにくいピーク領域の微細構造まで再現に成功している。本報告では、収率の予測精度に加え、交差検証の結果やWAICを利用したハイパーパラメータの最適化について報告する。

★謝辞
本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業　新発想型（一般）「機械学習による未整備エネルギー領域での核分裂核データ構築と炉物理への影響評価（JPMXD0222682620)」の助成を受けたものです。

参考文献

[1] Jingde Chen et al., Journal of Nuclear Science and Technology, in press (2024).
[2] Sumio Watanabe, Journal of Machine Learning Research 14: 867-897 (2013).

*Jingde Chen[1], Yuta Mukobara[1], Satoshi Chiba[2], Naoki Yamano[1], Tatsuya Katabuchi[1], Chikako Ishizuka[1]
[1]Tokyo Tech, [2]NAT.

機械学習による核分裂核データ構築
(3) 機械学習による中性子断面積評価

Development of fission nuclear data using ML
(3) Neutron cross-section evaluation using ML

*岩本　修[1]
[1]JAEA

核分裂生成物の核データの精度を向上のために、機械学習の手法を用いた評価手法を検討した。原子核反応モデル計算コード CCONE のガンマ線強度関数にシザーズモードを取り入れ、ガウス過程回帰を用いて原子核変形度を見積もり適用したところ、中性子捕獲断面積測定データの再現性が向上した。

キーワード：中性子捕獲断面積，核反応モデル計算，核分裂生成物，ガウス過程回帰

1. 緒言

核分裂生成物は中重核領域に幅広く存在するが、中性子反応に関する測定データは不安定核種などを中心に非常に限られている場合も多い。このような核種に対して核データ評価を行う場合は、核反応の理論モデル計算に多くを頼らざるを得ない。近年は CCONE などの核反応モデル計算コードを開発し、JENDL の整備に活用してきた。CCONE は核反応断面積の測定データをある程度再現することが可能なように、デフォルトのパラメータやモデルを設定しているが改善の余地がある。本研究では機械学習の手法も活用しつつ、物理モデル及びパラメータの改善の可能性を検討した。原子炉で重要となる捕獲断面積に関し、ガンマ線強度関数に変形核で見られるシザーズモードの効果を取り入れた結果を報告する。

2. 計算方法と結果

シザーズモードは変形核の低励起エネルギーに見られ、M1 の電磁遷移によって励起される。Mumpower 等はローレンツ型のシザーズモードに対し、幅と強度の積が原子核四重極変形度β_2の 2 乗に比例する系統式を提案した[1]。原子核変形度のデータとして、原子核構造に関する理論計算や電気四重極遷移確率 B(E2)をもとにした評価値などがある。IAEA が整備する原子核モデル計算のパラメータライブラリ RIPL-3 にも複数の理論計算結果が収録されている。RIPL-3 の収録データや B(E2)による評価値などを比較したところ、傾向は似ているものの、変形度の値は違いが大きいことが分かった。ここでは、陽子数と中性子数を 2 次元変数としたガウス過程回帰により原子核変形度の評価値を導出した。

M1 ガンマ線強度関数にシザーズモードによるローレンツ型の成分を追加し、核分裂生成物領域の中性子捕獲断面積を系統的に計算した。EXFOR の測定データと比較したところ、シザーズモードを入れない場合と比較して測定データの再現性が向上していることが分かった。

謝辞

本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業　新発想型（一般）「機械学習による未整備エネルギー領域での核分裂核データ構築と炉物理への影響評価（JPMXD0222682620）」の助成を受けたものです。

参考文献

[1] M. R. Mumpower et al., Phys. Rev. C, 96, 024612 (2017).

[2] R. Capote et al., Nuclear Data Sheets, 110, 3107 (2009).

---

*Osamu Iwamoto[1]

[1]JAEA

機械学習による核分裂核データ構築
(4) 核データの炉物理への影響評価

Development of fission nuclear data using ML

(4) Impact evaluation of ML nuclear data on reactor physics

*竹田 敏[1], 北田 孝典[1]

[1]大阪大学

本研究プロジェクトにおいて整備した核データを反映することで、ADS や新型炉のスペクトル情報を取り入れた体系での崩壊熱、放射線量等への影響を評価した。

キーワード：核分裂収率, 崩壊熱, 放射線量

1. 緒言

一般的に、核分裂収率(以下、収率)はいくつかの中性子エネルギーで代表させて整備されている。本発表では、本研究プロジェクトで整備した 1, 2, 3, .. MeV の収率情報を反映させることで、使用済燃料の崩壊熱、放射線量等への影響を評価した。

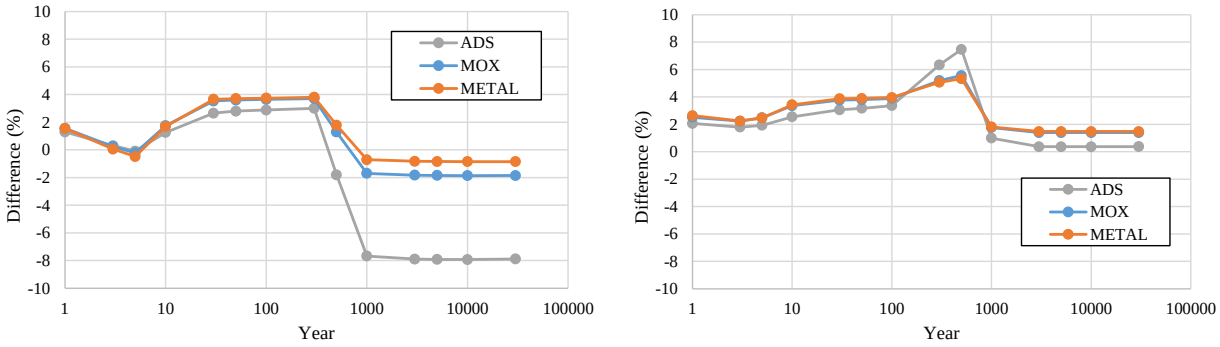
2. 評価方法

まず、MVP を用いて、窒化物燃料を用いた鉛ビスマス冷却 ADS [1]の体系、金属燃料高速炉のピンセル体系 [2]、酸化物燃料高速炉のピンセル体系 [2]における 70 群構造の核分裂率スペクトルを各核分裂性核種について計算した。使用した評価済み核データライブラリは JENDL-5 である。次に、JENDL-5 に含まれる収率に加え、本研究プロジェクトにおいて整備した 1, 2, 3, 4, 5 MeV の収率を利用して、各核分裂性核種に対し、70 群構造の各群の収率を線形内挿により求めた。得られた収率は ORIGEN ライブラリに反映した。

作成した ORIGEN ライブラリを用いて、ADS、金属燃料高速炉、酸化物燃料高速炉の燃焼計算を実施した。ADS については 600MW の出力で 600 日間の運転、金属燃料高速炉と酸化物燃料高速炉については 1000MW の出力で 328.5 日間の運転を想定して計算した。

3. 評価結果

核分裂生成物の崩壊熱と放射線量について、従来ライブラリと新たに作成したライブラリの結果を比較した。評価した 3 つの体系の全てにおいて、燃焼後 100 年の期間における崩壊熱と放射線量の差異は 5%を下回ることを確認した。ADS の崩壊熱については燃焼後約 1000 年後以降で約-8%の影響が見られた。これは、主に Sn-126 の娘核種である Sb-126m の崩壊熱の差異に由来している。これらの結果より、崩壊熱と放射線量について、新たに整備した収率情報を反映した影響は限定的といえる。



(a) 崩壊熱　　(b) 放射線量

図 1 従来ライブラリを用いた結果と新たに作成したライブラリを用いた結果の比較

4. まとめ

本研究プロジェクトで整備された核データが崩壊熱と放射線量に及ぼす影響を評価した。本予稿では、プロジェクトで開発されたドラフト版の収率情報を使用して得られた計算結果を示しており、最終版の収率情報を使用した結果については発表時に紹介する予定である。

謝辞 本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 新発想型（一般）「機械学習による未整備エネルギー領域での核分裂核データ構築と炉物理への影響評価（JPMXD0222682620）」の助成を受けたものです。

[1] K. Tsujimoto, et al., JNST, 41, 1, 21-3, 2004.　[2] OECD/NEA, NEA/NSC/R(2015)9, 2016.

*Satoshi Takeda[1], Takanori Kitada[1].
[1]Osaka University.

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

Thu. Sep 12, 2024 2:45 PM - 3:50 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 5:45 AM - 6:50 AM UTC Room G(Recture RoomsB 1F B101)

[2G10-13] Sodium-cooled Fast Reactor 1

Chair:Kenta Ichikawa(MFBR)

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

[2G10]

Theoretical study on passive cooling by radiation and natural convection for fast reactors

*Naoto Kasahara[1], Alexandre Millischer[2], Takuya Sato[1] (1. The University of Tokyo, 2. Ecole Polytechnique, France)

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

[2G11]

Development of Failure Mitigation Technologies for Improving Resilience of Nuclear Structures

(30) Effectiveness Evaluation of the Measures for Improving Resilience at Ultra-High Temperatures

*Yuichi ONODA[1], Hiroyuki NISHINO[1], Kenichi KURISAKA[1], Hidemasa YAMANO[1] (1. JAEA)

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

[2G12]

Development of Failure Mitigation Technologies for Improving Resilience of Nuclear Structures

(31) Fragility Evaluation of Reactor Vessel based on Seismic Response Analysis

*Hiroyuki Nishino[1], Kenichi Kurisaka[1], Satoshi Futagami[1], Tomoyoshi Watakabe[1], Hidemasa Yamano[1] (1. JAEA)

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

[2G13]

Development of Failure Mitigation Technologies for Improving Resilience of Nuclear Structures

(32) Effectiveness Evaluation of the Measures for Improving Resilience against Excessive Earthquake

*Kenichi Kurisaka[1], Hiroyuki NISHINO[1], Hidemasa YAMANO[1] (1. JAEA)

3:45 PM - 3:50 PM JST | 6:45 AM - 6:50 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

Theoretical study on passive cooling by radiation and natural convection for fast reactors

Alexandre Millischer[1], Takuya Sato[2] and *Naoto Kasahara[2]
[1]Ecole Polytechnique, France [2]The University of Tokyo.

Abstract
This study focused on the passive cooling of a next generation fast reactor in the case of Beyond Design Basis Events (BDBE). We show that passive cooling, through radiation and natural convection, efficiently extracts decay heat from the core.
Keywords: Decay heat, Passive cooling, Radiation, Convection, Heat transfer analysis, SFR

1. Introduction

One of the measures taken to achieve the highest standards of safety is to mitigate the consequences of BDBE such as the loss of heat sink [1]. This paper studied a sodium-cooled fast reactor (SFR) in the case of station blackout. In the absence of pumps, the primary coolant is not able to cool down the reactor core as effectively. It is supposed that the fission reaction has stopped. The decay heat needs to be extracted by some method without electric power and/or human activities in order to prevent the core meltdown.

This study examined the role natural convection in the passive cooling of the reactor.

2. Methodology

The concept of passive reactor cooling is well described in [2] and the heat transfer between the different reactor parts is summarized in Fig. 1. This study focuses on the final stage of the cooling process: heat transfer between the containment vessel and the atmosphere. Theoretical analysis was performed on cooling of 600MWe pool type SFR emitting 10MW decay heat. The heat transfers between the reactor vessel (RV), guard vessel (GV) and containment vessel (CV) were modeled as radiative. The heat transfer from the core to the RV and from the CV to the exterior air was modeled as a convective. The air goes into the channel between CV and the outer building and acquires upward velocity due to thermo-buoyancy. Additionally, a chimney can enhance this effect, increasing convective heat transfer and reducing CV temperature. Air flow was modeled as a steady 1D flow with uniform velocity between an isothermal CV and an adiabatic building. The flow has an initial temperature of 20°C when entering the channel and has a variative density according to the Boussinesq approximation. The model can compute the CV temperature and the air velocity as a function of the distance between the CV and outer building (length e) and the chimney height (length H). The purpose was to find optimal e and H such as the CV is kept under the critical safety temperature.

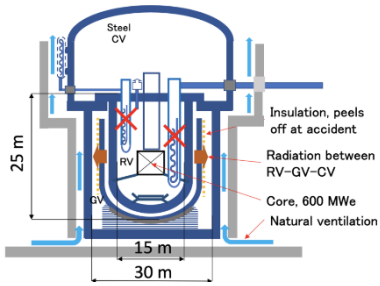


Fig. 1 Schematic description of heat transfer process

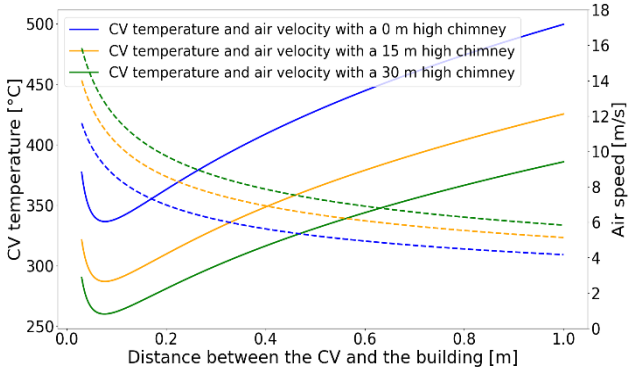


Fig. 2 CV temperature (solid lines) and air velocity (dashed lines) as a function of distance e and height H

3. Results

Our analysis shed light on the existence of a CV minimum temperature (Fig. 2). Notably, the optimal distance between the CV and the building is surprisingly small, around 0.08m. However, from a civil engineering point of view, the length e must be of the order of a meter and so the temperature of the CV will be greater than 300°C regardless of the height of the chimney. To mitigate this, adding a narrow air jacket around the CV, with a width corresponding to the optimal length e, and adding a 30-meter chimney could keep the temperature below 300°C. Thus, with these parameters, the theoretical model predicts the temperatures of different reactor parts for the emissivity of 0.5 or 0.8: outer core (820°C/722°C), reactor vessel (802°C/677°C), guard vessel (647°C/568°C), and containment vessel (266°C).

4. Conclusion

Passive air cooling shows great promise for mitigating the consequences of BDBE in nuclear reactors. However, further in-depth investigation using multiphysics simulations is required to fully understand and optimize this cooling strategy.

References

[1] Naoto Kasahara, *Fast Reactor System Design.* Springer, 2016.
[2] Maxence Laraison, Kensuke Narumi, Takuya Sato, Naoto Kasahara, *Development of failure mitigation technologies for improving resilience of nuclear structures (25) Fundamental study on passive cooling by radiation and natural convection*, AESJ Autumn conference, 1H03 (2023)

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
（30）超高温時のレジリエンス向上策の有効性評価

Development of Failure Mitigation Technologies for Improving Resilience of Nuclear Structures
(30) Effectiveness Evaluation of the Measures for Improving Resilience at Ultra-High Temperatures

*小野田 雄一[1]，西野 裕之[1]，栗坂 健一[1]，山野 秀将[1]
[1]原子力機構

次世代高速炉を対象として除熱機能喪失により超高温に至る事故シーケンスに着目し、原子炉容器からの放熱を促進する対策による炉心の冷却性を評価するとともに、事故進展の不確実さ及び対策の成否を考慮した炉心損傷頻度を評価し、原子炉構造レジリエンスを向上させる対策の有効性を定量的に評価した。

キーワード：レジリエンス向上策，超高温，炉停止後の除熱機能喪失，CVACS，イベントツリー分析

1. 緒言　超高温時のレジリエンスを向上させる具体的な対策として、原子炉容器（RV）外側のガードベッセル（GV）外表面に設置する断熱材を除去することにより放射熱伝達を促進する対策と格納容器(CV)外面の自然対流熱伝達を促進する対策を組み合わせた CV 冷却方策の概念を構築し（この CV 冷却方策概念を CVACS と呼ぶ（図 1 参照））、これを用いた冷却性の評価及びレジリエンス向上策の成功確率の予備評価を行った[1]。本報では、CVACS による炉心の冷却性を定量的に評価するとともに CVACS を含む対策の成功確率を評価し、レジリエンス向上策の有効性を定量的に評価した結果について報告する。

2. CVACS の有効性評価　CVACS の冷却性を評価するため、GV から放散される熱を輻射及び自然対流によって CV を通じて外気に輸送する一次元の定常熱伝達モデルを構築した。この定常熱伝達モデルを用いて、事故の開始から CVACS が作動するまでの時間、輻射率、及び断熱材の除去高さをパラメータとした計 216 通りの熱輸送解析を実施するとともに、図 1 の(a)及び(b)に示す CVASC 概念の評価ケースを、輻射率及び断熱材除去高さの不確かさ分布を変更して合計 4 ケース設定し、各ケースの冷却成功の条件付き確率を評価した。

3. 炉心損傷頻度の評価　次世代高速炉を対象としたレベル 1PRA で構築したイベントツリーに対してレジリエンス向上策の成否を表すヘディングを導入したイベントツリーを構築するとともに、同ヘディングの成功確率を評価する分解イベントツリーを構築した。除熱機能喪失により超高温に至る事故シーケンスに対して CVACS による炉心冷却性評価及び RV の構造健全性評価の結果[2]を反映するとともに人間信頼性評価を実施して分解イベントツリーの分岐確率を定量化し、想定したケース 1～4 の条件の炉心損傷頻度を評価した（図 2)。既存の対策に加えてレジリエンス向上策を講じることにより、除熱機能喪失により炉心損傷に至る頻度を従来の 1/100 程度に低減した。

4. 結論　CVACS による炉心の冷却性を評価するとともに、事故進展の不確実さ及び対策の成否を考慮した炉心損傷頻度を評価し、次世代高速炉の超高温時のレジリエンス向上策の有効性を評価した。

本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0220353828 の助成を受けたものです。

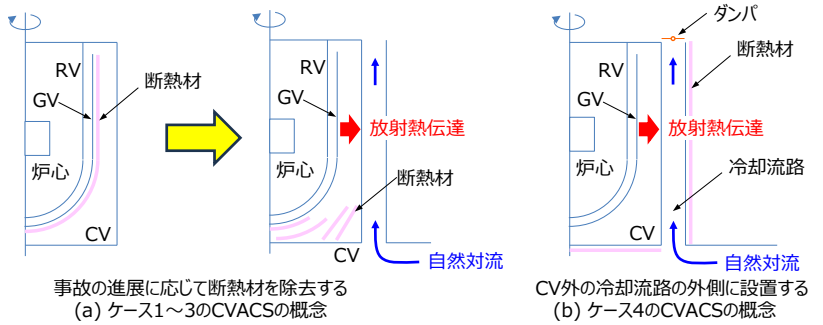


図1 CVACSによるCV外面冷却の概念

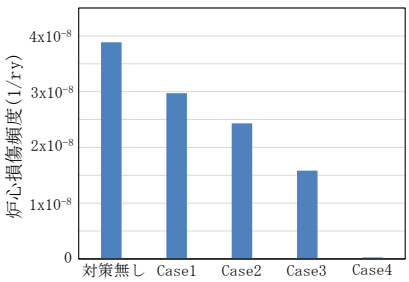


図2 炉心損傷頻度の評価結果

参考文献　[1]小野田ら, 原子力学会 2023 年秋の大会, 1H04(2023), [2]二神ら, 原子力学会 2023 年秋の大会, 1H06(2023)

*Yuichi Onoda[1], Hiroyuki Nishino[1], Kenichi Kurisaka[1], and Hidemasa Yamano[1] [1]JAEA

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
（31）地震応答解析に基づく原子炉容器のフラジリティ評価

Development of Failure Mitigation Technologies for Improving Resilience of Nuclear Structures
(31) Fragility Evaluation of Reactor Vessel based on Seismic Response Analysis

*西野　裕之[1]，　栗坂　健一[1]，二神　敏[1]，渡壁　智祥[1]，山野　秀将[1]
[1]原子力機構

過大地震時における原子炉容器について、座屈を機能喪失とみなした従来評価から疲労破損を機能喪失とみなす評価の改善をレジリエンス向上策とみなした。これを踏まえ、地震時の原子炉容器の振動座屈後挙動を有限要素法により解析し、座屈及び疲労破損の確率（フラジリティ）を評価した。

キーワード：地震応答解析，過大地震，フラジリティ評価，座屈，疲労破損

1. 緒言　水平免震建屋を採用する次世代ループ型ナトリウム冷却高速炉を対象に、本研究では地震 PRA の既往研究[1]で炉心損傷への寄与が支配的であった原子炉容器（RV）の損傷（座屈）に着目する。RV が座屈しても崩壊等に至らず安定状態を維持し、地震荷重による疲労損傷の蓄積により開口破損に至ると想定する。RV 構造解析を実施した上で RV の疲労破損フラジリティを評価し、従来法の座屈フラジリティと比較する。

2. RV の構造解析　RV の座屈後の挙動を把握するため、汎用有限要素解析コード FINAS/STAR を用いて RV 構造解析を実施した。RV への入力地震波として、設計基準地震動 Ss から座屈後疲労破損に至る程度の規模の地震動まで複数を設定した。構造解析の結果、Ss の約 5.2 倍を超えると水平動に比べて上下動の影響が大きいことから RV 支持近傍の円筒胴部で軸圧縮座屈が発生した。局所ひずみを精度良く評価するため、ズーミング解析を実施し、局所ひずみが最大の部位を特定した。得られたひずみ履歴を基にレインフロー法を用いてひずみサイクル数を算定し、累積疲労損傷係数 Df を評価した。結果、Df は Ss の約 6.3 倍で 1 を超えた。

3. RV フラジリティ評価　地震 PRA 標準[2]のフラジリティ評価式及び安全係数法を用いて RV フラジリティを評価した。免震建屋がもたらす建屋入力地震動に対する RV 床応答の非線形な増大を考慮して得た Df 値を基に疲労破損の安全係数を設定した。Df 値が 1 を超えた場合に疲労破損すると判定した。安全係数の不確かさのうち、建屋応答に関する不確かさについては免震建屋上の RV 床応答波に対する非線形性の効果を考慮して設定した。RV の座屈後疲労破損フラジリティ評価結果を図 1 に示す。機能喪失確率 0.5 を与える入力地震動（以下、50%耐力）は約 6.3Ss であった。比較のため、座屈を機能喪失とみなす従来法でフラジリティを評価したところ、50%耐力は約 5.2Ss になった。換言すると、座屈後疲労破損の 50%耐力は従来法と比べて 1.2 倍増加し、RV の機能喪失確率は減少した。

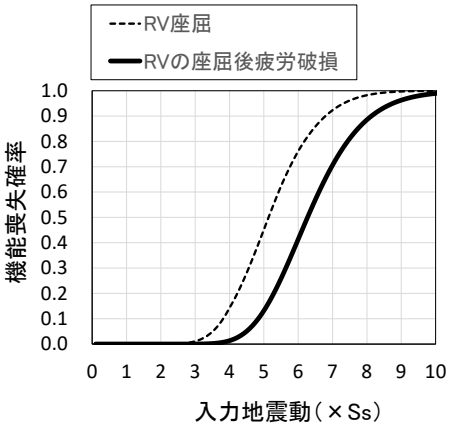


図 1　RV の座屈後疲労破損フラジリティ（50%信頼度曲線）

4. 結論　地震 PRA の既往研究で支配的な RV 損傷に着目し、破損に至る現実的な座屈後挙動を精緻に解析することによって RV の座屈後疲労破損フラジリティを評価した。座屈を機能喪失とみなす従来法と比較した結果、RV の機能喪失確率は減少した。疲労破損までを考慮したフラジリティを用いることにより地震 PRA で支配的な事故シーケンス（RV 損傷）の発生頻度が低減し、炉心損傷頻度の低下に繋がることが期待できる。

本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0220353828 の助成を受けたものです。

参考文献　[1] K. Naruto, et al., NTHAS9. [2]AESJ, AESJ-SC-P006E: 2015.

---

* Hiroyuki Nishino[1], Kenichi Kurisaka[1], Satoshi Futagami, Tomoyoshi Watakabe and Hidemasa Yamano[1]
[1]JAEA

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
（32）過大地震時のレジリエンス向上策の有効性評価

Development of Failure Mitigation Technologies for Improving Resilience of Nuclear Structures
(32) Effectiveness Evaluation of the Measures for Improving Resilience against Excessive Earthquake

*栗坂 健一[1]，西野 裕之[1]，山野 秀将[1]
[1]原子力機構

過大地震時における原子炉容器について、座屈を機能喪失とみなした従来評価から疲労破損を機能喪失とみなす評価の改善をレジリエンス向上策とみなし、これを考慮した地震時の機能喪失確率（フラジリティ）を評価するとともに、炉心損傷頻度の低減効果の定量化により同向上策の有効性を評価した。

キーワード：レジリエンス向上策，過大地震，フラジリティ評価，事故シーケンス，炉心損傷頻度

1. 緒言 免震建屋を採用する次世代ループ型ナトリウム冷却高速炉を対象に、設計想定を超える過大地震時のレジリエンス向上策による炉心損傷頻度（CDF）の低減度合を同向上策の有効性として評価する。本発表では地震 PRA の既往研究[1]で炉心損傷への寄与が支配的であった原子炉容器（RV）の損傷（座屈）に着目してレジリエンス向上策を考慮し、既発表[2]で構築したイベントツリーを用いて CDF を評価する。

2. レジリエンス向上策を考慮した解析ケースの設定 RV について座屈を機能喪失とみなした従来評価から座屈後疲労破損を機能喪失とみなす評価への評価上の改善をレジリエンス向上策とみなし、RV 構造の詳細な地震応答挙動の解析により座屈及び疲労破損のフラジリティを評価した[3]。これを踏まえ、CDF を評価するための解析ケースとして RV 座屈を液位喪失とみなす場合を Case 1、疲労破損を液位喪失とみなす場合を Case 2 に設定した。ガードベッセル（GV）による液位確保を無視している点で Case 1 及び 2 の想定は保守的である。疲労破損が生じる地震動レベルより大きい地震では破損が拡大する可能性が考えられる。本発表では Case 3 として疲労破損時に液位が確保されて除熱経路が維持される可能性と維持されないほどの影響（例：GV 破損）に拡大する可能性を想定する。Case 3 では除熱経路喪失までの地震時耐力に疲労破損の耐力の 1.1 倍を仮定してフラジリティを設定することで、疲労破損しても除熱成功する可能性を考慮する。

3. CDF の低減の評価 CDF の評価結果を図 1 に示す。Case 1～3 全てにおいて 3～4Ss で CDF が最大となった。Case 1 から 2 への CDF 合計の低減は有意であり、地震動レベルの内訳をみると 2～3Ss での低減の寄与が大きい。これらの低減効果は、レジリエンス向上策の有効性を表している。CDF 低減の結果、Case 2 では CDF に占める RV 機能喪失の寄与が、免震装置の機能喪失など他と比べて小さくなり、Case 2 から 3 への CDF の低減は顕著ではなくなった。

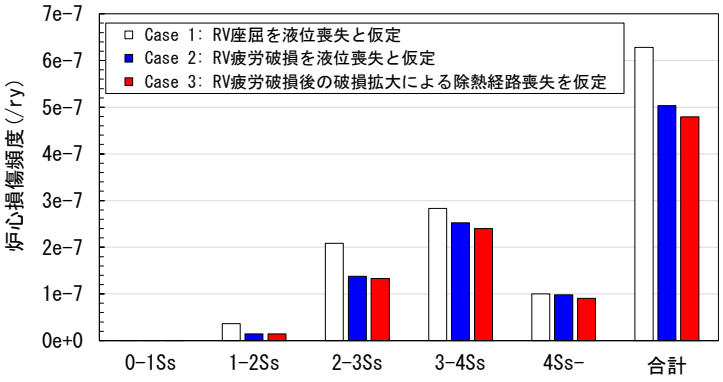


図 1 炉心損傷頻度の比較（Ss は設計基準地震動）

4. 結論 過大地震時におけるレジリエンス向上策の有効性を評価するために、同対策による CDF 低減の観点から有効性を評価した。本研究で開発した RV 座屈後疲労破損を考慮できる評価法を用いれば、本評価で未考慮の余震を想定する場合であっても、余震による疲労損傷の蓄積を考慮した評価が可能と期待される。

本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0220353828 の助成を受けたものです。

参考文献 [1] K. Naruto, et al., NTHAS9. [2]栗坂ら，原学会 2022 年秋, 3F16. [3]西野ら，原学会 2024 年秋.

*Kenichi Kurisaka[1], Hiroyuki Nishino[1] and Hidemasa Yamano[1]
[1]JAEA

Oral presentation | I. General Issues：General Issues

Thu. Sep 12, 2024 2:45 PM - 3:50 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 5:45 AM - 6:50 AM UTC Room J(Recture RoomsB 1F B104)

[2J01-04] Social Research & Communication 1

Chair:Nobuaki Yoshizawa(MRI)

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

[2J01]

What Urged the Shift to Positive Direction?

Decomposing the Change from 2021 to 2022

*Tomohiro Fujita[1] (1. INSS)

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

[2J02]

Survey on Risk Perception about Various Risk Sources including Nuclear and Radiation

*WATARU OKAZAKI[1], SHZUKO ENKYO[1], KOUSUKE RAI[1], YOUHEI IKEDA[1], KOH KUWABARA[2], Tomofumi YAMAMOTO[2], EIICHI UMEKITA[2] (1. MRA, 2. CAO)

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

[2J03]

Research on Risk Communication of Innovative Nuclear Technologies

Focused on Advanced light water reactor and Small Modular Reactor

*Reiko Kuwagaki[1], Kenta Horio[1] (1. CRIEPI)

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

[2J04]

Public Opinion Survey on Replacing Domestic Nuclear Power Plants with Floating Nuclear Power Plants (Preliminary Survey Results)

*Hiroyuki Nakano[1], Hirshi Yamagata[1] (1. Nagaoka Univ. of Tech.)

3:45 PM - 3:50 PM JST | 6:45 AM - 6:50 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

何が肯定方向への変化を促したのか？ 2021 年から 2022 年の変化の要因分解

What Urged the Shift to Positive Direction?
Decomposing the change from 2021 to 2022

*藤田 智博[1]
[1] 原子力安全システム研究所

原子力発電に対する態度を主題とした研究においては、事故をはじめとして、否定的な方向への変化を促す要因に着目した研究が多い。対して、2021 年から 2022 年にかけての変化は、事故を契機としておらず、態度が肯定的な方向に動いている、という 2 点において稀である。反復調査としてデータの取得方法を活かし、要因分解法によって要因を探る。

キーワード：変化、シフト、反復調査、要因分解

1. はじめに

2011 年の事故後、否定的な方向に振れた原子力発電に対する意見は、必ずしもそのままであるわけではない。2021 年から 2022 年にかけての肯定方向への変化を先行研究と関連づけたうえで、その要因を探りたい。

2. 調査概要と分析方法

2021 年と 2022 年に実施した社会調査データを用いる（詳細は当日）。アウトカムは、総合的な利用態度、原子力発電所の今後の建設に対する意見とし、説明変数については、2 時点のデータであることを考慮し、2022 年ダミーという変数に加え、属性や意識についての変数も用いる。分析は要因分解法に依拠し、もっともシンプルなモデル 1 で 2022 年ダミーという時点変数のみを投入し、順次、属性、意識（電力会社に対する評価、発電能力の十分性）を追加的に投入するモデルを、最終的に 5 つまで推定する。順序ロジスティック回帰分析で推定された係数の変化をモデル間で比較する。

3. 結果

総合的な利用態度について、モデル間の比較を実施すると、モデル 1 からモデル 3（属性・一部の意識のみ追加）まで、2022 年ダミーの係数は有意である（モデル 3: coef.=.23）。ただ、モデル 4 以降において 2022 年ダミーの係数は有意ではなくなる（モデル 5: coef.=.13）。他方、原子力発電所の今後の建設の意見について、同様にモデル間の比較を実施したところ、2022 年ダミーの係数は縮小しているものの、モデル 5 においても 2022 年ダミーは有意なまま残る（モデル 5: coef.=.45）。

4. 結論

発電能力の十分性の認識が重要であるといえる。共時的には、電力会社に対する評価も重要である。他方、それらのみで時点の影響を十分に説明するものでもない。研究の精緻化という観点からは、アウトカムを多元的に把握する試みもまた重要であることを述べる。

参考文献 藤田智博、2024 年、「世論も転換したのか？」日本原子力学会誌『ATOMOZ』Vol.66: pp.24-27.

*Tomohiro Fujita[1]
[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

原子力・放射線を含む様々なリスク源に関するリスク認識についての調査

Survey on Risk Perception about Various Risk Sources including Nuclear and Radiation

*岡崎 亘[1]，円居 志津子[1]，來 幸佑[1]，池田 陽平[1]，桑原 滉[2]，山本 知史[2]，梅北 栄一[2]

[1]エム・アール・アイ リサーチアソシエイツ，[2]内閣府

内閣府委託事業において、国民が原子力・放射線を含む様々なリスクをどのように認識しているか、全国16歳以上男女6,000人及び原子力・放射線に詳しい1,000人にインターネット調査パネルを用いたアンケート調査を実施した。認知度・受容度等の比較や一般層と原子力・放射線に詳しい層との比較などを行った。

キーワード：リスク認識，世論

1. 緒言

国民が、原子力・放射線のリスクをどのように認識しているのか、他の日常生活の事象と比較してアンケート調査を実施した。ALPS処理水の海洋放出、クリアランス物の再利用、食品・医療分野での放射線利用等を含めたリスク認識の調査結果について紹介する。

2. 調査の概要

「一般層」と「原子力・放射線に詳しい層」を対象に、インターネット調査パネルを用いたアンケート調査を実施した。21のリスク項目について認知度や危険度（回答者が危険と感じているか）、受容度に関する質問をした。エム・アール・アイ リサーチアソシエイツ（株）と（株）三菱総合研究所が運用しているアンケート定点調査パネル「生活者市場予測システム（mif）」（https://mif.mri.co.jp）のモニタを主体に他の調査パネルモニタにも一部配信し回答を得た。

3. 調査結果

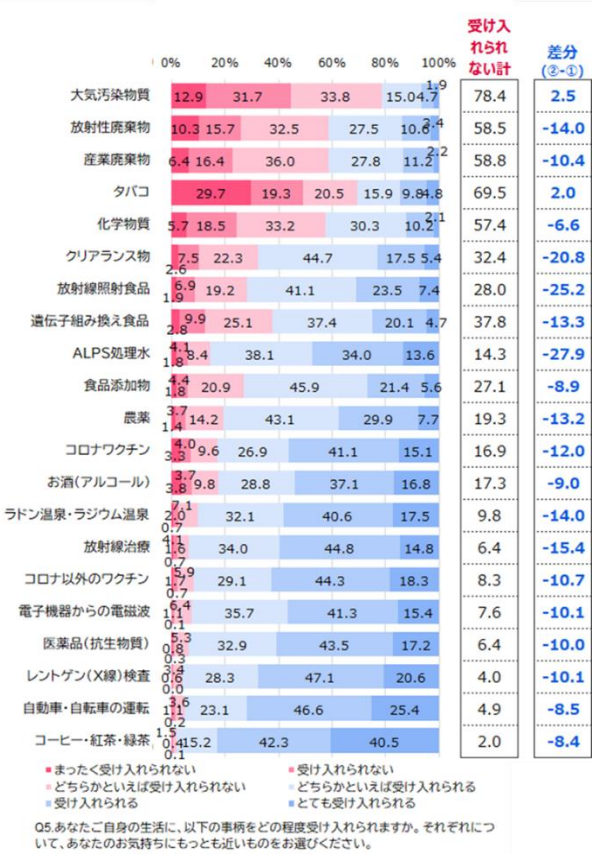


図1 各リスク項目の非受容度

各リスク項目の認知度を聞いた結果、「原子力・放射線に詳しい層」では、原子力・放射線関係の項目以外も認知度が高く出る傾向になった。また、図1は「②原子力・放射線に詳しい層」に各リスク項目について受け入れられるかを聞いた結果で、「①一般層」に聞いた結果との差分も併記している。全体的に「②原子力・放射線に詳しい層」の方が受け入れられないとした割合は低く、特に原子力・放射線関係の項目（特に医療系以外）は「①一般層」との差が大きい結果となった。

3. 結言

国など原子力･放射線関係者による情報発信や説明に更なる改善の余地があること示唆している。本稿は、内閣府「令和5年度　原子力・放射線を含む様々なリスク源に関するリスク認識についての調査」（成果報告書（https://wwwa.cao.go.jp/oaep/dl/houkoku240318.pdf））における調査の一部を取りまとめたものである。調査の一部は令和5年度版原子力白書の特集（https://www.aec.go.jp/kettei/hakusho/2023/）や原子力委員会資料（https://www.aec.go.jp/kaigi/teirei/2024/siryo10/）にも掲載されている。

参考文献

[1] 一般財団法人日本原子力文化財団、“原子力に関する世論調査”

*Wataru Okazaki[1], Shizuko Enkyo[1], Kousuke Rai[1], Youhei Ikeda[1], Koh Kuwabara[2], Tomofumi Yamamoto[2] and Eiichi Umekita[2]

[1]MRI Research Associates,Inc., [2]Cabinet Office.

原子力の革新的技術のリスクコミュニケーションに関する課題検討 —革新軽水炉、小型モジュール炉を例とした分析—

Research on Risk Communication of Innovative Nuclear Technologies
—Focused on Advanced light water reactor and Small Modular Reactor—

*桑垣 玲子[1], 堀尾 健太[1]
[1]電力中央研究所 社会経済研究所

原子力の革新的技術に関する一般の人々の知識や認識、及び受けとめ方を把握する目的で実施したインタビュー及びアンケート調査結果から、リスクコミュニケーションに関する検討課題を報告する。

KeyWords: Risk Communication, Innovative Nuclear Technologies, Social Research

1. 緒言

日本の原子力政策において、次世代原子炉の開発・建設が議論の俎上に上がった。第 6 期科学技術・イノベーション基本計画では、新たな技術を社会で活用するに当たり生じる制度面や倫理面、社会受容面などの課題に対応するために、自然科学のみならず、人文・社会科学も含めた「総合知」を活用できる仕組みの構築を掲げている。原子力の新たな技術導入においても同様の課題が生じると想定される。またリスクコミュニケーションでは、十分な情報を得て判断できることが重要であり、課題の検討はより早い段階からがよい。

2. 目的と方法

原子力の革新的技術に関する一般の人々の知識や認識、及び受けとめ方を把握するうえで留意すべき事項を明らかにする目的で、全国 20～50 代のネットリサーチモニタを対象に、オンライン個別インタビューと、ネットアンケートを実施した（2022 年度、2023 年度）。本研究で、原子力の革新的技術とは、安全性の向上などを目指して開発が進められ、日本でまだ導入されていない次世代革新炉を指すこととする。炉型の特徴として、大きさ、安全面、経済性などへの認識を対比するため革新軽水炉、小型モジュール炉を調査対象とした。どちらも知名度は半数以下だったため、萌芽的な技術へのリスクの判断は既知の事象との類似性や比較を手掛かりにする（Visschers et al.,2007）ことを想定し、段階的に詳しい情報提供を行う設計とした。

3. 結果と考察

革新軽水炉、小型モジュール炉について、懸念と納得の両面から複数の指摘事項をインタビューで聴取し、一般化した定量的な同意割合を検証した。例えば、技術開発の必要性、既設炉に比べた安全性向上や設備の効率性、新設備のエラー、小型化に伴う基数の増加や分散型の立地によるリスク、避難地域が小さいとしても事故時に被害や影響が生じ得ることなど特有の指摘事項があった。小型＝安全などの直感的な見方や、過去トラブルなど想起しやすい情報による誤認などの留意が必要な認知バイアスもみられた。

また、知識付与のない状態に比べ、情報を付与することで判断を留保する意見が増加した。「革新的」な技術開発への期待は、情報付与により安全に関する熟慮のプロセスを経て変化することが示唆され、新規技術において、調査協力者の判断に役立つ情報なしに賛否態度を測定した結果を世論の受容性と解するのは適切ではないといえよう。ただし、付与された情報への指摘は、技術開発の早い段階からの検討に役立つ内容が含まれており、本発表では、既設炉から類推されやすい要素と、類推できない要素を考察する。

---

*Reiko Kuwagaki[1]and Kenta Horio[1]
[1]CRIEPI

浮体式原子力発電へのリプレースに関する世論調査（予備調査結果）

Public Opinion Survey on Replacing Domestic Nuclear Power Plants with Floating Nuclear Power Plants (Preliminary Survey Results)

*中野 宏之[1]，山形 浩史[1]
[1]長岡技術科学大学

今後、原子力発電所のリプレースが考えられるが、課題として、発電所近くの地域住民からの受容性が挙げられる。本発表では、浮体式原子力発電所へリプレースする場合の受容性と懸念事項を調査した結果を報告する。

キーワード：浮体式原子力発電所、世論調査、社会的受容性、リプレース

1. 緒言

陸から 30km 程度離れた洋上に位置する浮体式原子力発電所は、周辺に人が居住していないため、浮体式原子力発電所の比較的近くに住む地域住民（浮体式原子力発電所から 30km 程度離れた既設炉立地地域の住民）からの受容性の向上が考えられるが、明らかになっていない。そのため、既設原子力発電所（既設炉）が浮体式原子力発電所にリプレースされる場合の受容性について調査した。

2. 調査方法

浮体式原子力発電所にリプレースされる場合の受容性を把握するため、2024 年 2 月に、①既設炉が隣の陸上でリプレース（陸上→陸上）されることに対する態度、②その態度を選択した理由、③既設炉が浮体式原子力発電所にリプレース（陸上→洋上）されることに対する態度、④その態度を選択した理由、を選択肢から回答を得る Web 調査を実施した。対象は既設炉立地道県に居住する 1300 人とした。

3. 調査結果

陸上→陸上への態度と陸上→洋上への態度を比較した結果（図 1）、浮体式原子力発電所にリプレースされる場合の方が、反対が約 5.6%減少し、賛成が約 8.5%増加した。また、個人の態度変化を確認した結果（表 1）、態度が変化しなかった割合が約 57.9%であったが、賛成側に変化した割合が約 28.8%と、反対側に変化した割合約 13.3%に比べて 2 倍以上であった。

態度を選択した理由の回答方法は、650 人は単一回答とし、残りは順位回答（1～3 位）とした。単一回答に限った場合、陸上→洋上への態度として反対の理由として、沈没を含む事故による海洋汚染が最も多く選択された（全体の約 34.5%）。これは、浮体式特有の洋上に浮体することに対して懸念したと考えられる。

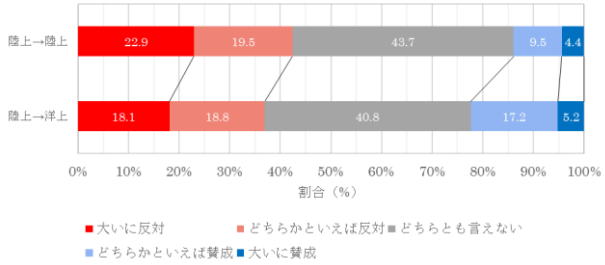


図 1　陸上→陸上、陸上→洋上に対する態度

陸上→洋上に対する態度	割合
陸上→陸上に対する態度から反対側に変化した割合	13%
〃から変化なし	58%
〃から賛成側に変化した割合	29%

表 1　態度変化

4. 結論

浮体式原子力発電所へのリプレースにより、受容性が改善されることを確認した。

参考文献

[1] 産業競争力懇談会「浮体式原子力発電所」2022 年度最終報告書

*Hiroyuki Nakano[1], Hiroshi Yamagata[1]、[1]Nagaoka Univ. of Tech.

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

Thu. Sep 12, 2024 2:45 PM - 4:05 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 5:45 AM - 7:05 AM UTC Room B(Recture RoomsA 1F A102)

[2B10-14] Blanket Materials/Coating

Chair:Teppei Otsuka(Kindai Univ.)

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

[2B10]

Lamination effect of ceramic coatings for fusion reactor applications

*Shane Miller Wylie[1], Kazuhiro Ishikawa[2], Tomoki Taniguchi[2], Nobumichi Fuchigami[2], Takumi Chikada[1] (1. Shizuoka Univ., 2. Kyocera Corp.)

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

[2B11]

Effect of thermal cycling on adhesion of protective α-Al_2O_3 layer formed on ODS FeCrAl alloys

*Yoshiki Kitamura[1], Masatoshi Kondo[1] (1. Tokyo Tech)

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

[2B12]

Fabrication and characterization of magnesium oxide coating by magnetron sputtering

*Kiichi Yokoyama[1], Yuka Shimizu[1], Tetsuma Ito[1], Kosuke Okubo[1], Teruya Tanaka[2], Wataru Inami[1], Yoshimasa Kawata[1], Takumi Chikada[1] (1. Shizuoka Univ., 2. NIFS)

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

[2B13]

Characterization and hydrogen isotope permeation behavior of silicon oxide coating fabricated by liquid phase method

*Yuka Shimizu[1], Tetsuma Ito[1], Takumi Chikada[1] (1. Shizuoka Univ.)

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

[2B14]

Examination of electrical insulating performances of Y_2O_3 coatings by in-situ measurement under deuterium ion beam irradiation

*Satoru Toyoda[1], Teruya Tanaka[2,1], Shingo Tamaki[3], Fuminobu Sato[3], Isao Murata[3] (1. Nagoya Univ., 2. NIFS, 3. Osaka Univ.)

4:00 PM - 4:05 PM JST | 7:00 AM - 7:05 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

Lamination effect of ceramic coatings for fusion reactor applications

*Shane Wylie[1], Kazuhiro Ishikawa[2], Tomoki Taniguchi[2], Nobumichi Fuchigami[2], Takumi Chikada[1]
[1] Shizuoka Univ., [2] Kyocera Corp.

Deuterium permeation measurements for single layer and multilayer ceramic coatings with the same total thickness were performed to elucidate layer structure effect on the properties for the application to fusion reactors.

Keywords: Coating, Tritium permeation, Electrical insulation, Corrosion

1. Introduction

Ceramic coatings have developed to mitigate tritium permeation in a fusion reactor fuel cycle. Recent reports show that multilayer ceramic coatings have great potential in improving the durability and functionality; however, the performance varies by layer structure [1]. In this presentation, we investigated the layer structure effect of ceramic coatings on deuterium permeation behavior and other properties for the usage in fusion reactors.

2. Experimental

Y_2O_3 single-layer coating, YAlO single-layer coating, and Y_2O_3/YAlO multilayer coatings consisting of 5 and 77 layers were deposited on F82H steel (Fe-8Cr-2W) substrates by physical vapor deposition. The total thickness of each coating was 500 nm. Deuterium permeation flux of the samples was measured using a gas-driven permeation method at 673–823 K and deuterium pressures of 10–80 kPa.

3. Results and Discussion

Temperature dependence of deuterium permeation flux for an uncoated F82H and the coated samples is shown in Fig. 1. The single-layer Y_2O_3 coating showed two orders of magnitude lower permeation flux than uncoated F82H, while the YAlO coating reduced three orders of magnitude, possibly due to an amorphous structure. The Y_2O_3/AlO coating with 5 layers showed the lowest permeation flux at 823 K, proving that the multilayer structure enhances the deuterium retention barrier efficiency. The Y_2O_3/AlO coating with 77 layers showed slightly higher permeation flux than the 5-layer coating at 823 K, while four orders of magnitude lower permeation flux than uncoated F82H at 673 K. That indicates that the number of layers affects deuterium permeation reduction as well as the activation energy of permeation calculated from the slope of Arrhenius plot.

Other properties such as electric conductivity and Li-Pb compatibility will be discussed in the presentation.

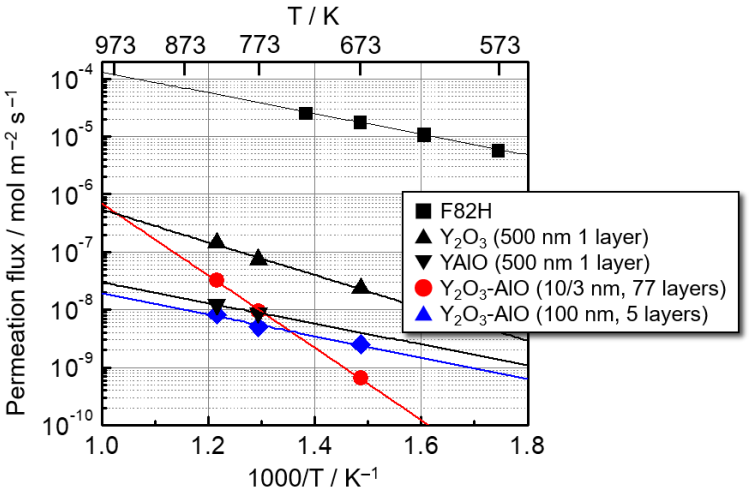


Fig.1 Arrhenius plots of deuterium permeation flux of uncoated F82H substrate and single-layer and multilayer coatings.

References

[1] L. Hu et al. Int. J. Hydrogen Energy. 45 (2020) 19583–19589.

ODS FeCrAl 合金が形成する α-Al_2O_3 被膜の密着強度に及ぼす温度サイクルの影響

Effect of thermal cycling on adhesion of protective α-Al_2O_3 layer formed on ODS FeCrAl alloys

*北村 嘉規[1], 近藤 正聡[1]
[1]東京工業大学

核融合炉液体ブランケットの候補構造材料として期待されている ODS FeCrAl 合金は、その表面に形成する保護性 α-Al_2O_3 被膜により液体金属に対する耐食性を向上させる。運転時と停止時の温度変化により被膜と基材の間で熱応力が発生し被膜の割れや剥離が懸念される。酸化処理を施した ODS FeCrAl 合金に対して温度サイクル試験を実施し、スクラッチ試験により温度サイクルが及ぼす被膜密着性への影響を明らかにした。

キーワード：ODS FeCrAl 合金, 保護性 α-Al_2O_3 被膜, 被膜密着性, 温度サイクル, アンカー効果

1. 緒言　核融合炉液体ブランケットシステムの候補構造材料として期待されている酸化物分散強化(ODS)型 FeCrAl 合金は、その表面に形成する保護性 α-Al_2O_3 被膜により液体金属に対する耐食性を向上させる。ODS FeCrAl 合金と α-Al_2O_3 被膜の熱膨張率は異なるため、運転時と停止時の温度変化によって被膜基材界面に熱応力が発生し、被膜の割れや剥離の発生が懸念されている。本研究の目的は、ODS FeCrAl 合金が形成する α-Al_2O_3 被膜の密着強度に及ぼす温度サイクルの影響を明らかにすることである。

2. 実験条件　APMT (Fe-21Cr-5Al-3Mo), SP10 (Fe-15Cr-7Al-ZrODS)を対象として、1273 K, 10～100 時間の大気下で α-Al_2O_3 被膜を形成させた。その後、真空雰囲気で 323～1173 K の温度サイクル試験を 5, 50 回実施した。10 K/min で昇温し、1173K で 1 時間温度保持した後 10 K/min で 323 K まで降温するサイクルを繰り返した。走査透過電子顕微鏡(STEM)により α-Al_2O_3 被膜の微細組織観察を行い、マイクロスクラッチ試験によりせん断方向の被膜密着性を明らかにした。被膜基材界面の粗さを JIS B0601 の算術平均粗さ Ra の計算式を用いて評価した。

3. 実験結果・考察　図 1 (a)に示す 100 時間酸化試験後の SP10 表面の α-Al_2O_3 被膜は、10 時間酸化試験後[1]と比較して膜厚増加し、ボイドの数やサイズが大きくなった。活性元素(Ti, Y, Zr)の挙動に変化は見られなかった。図 1 (b)に示す 100 時間酸化試験後の SP10 に温度サイクル試験を 5 サイクルした後では重量変化はみられず、被膜と基材の間の剥離や被膜内のクラックの発生や酸化被膜の微細組織の変化も確認できなかった。図 2 に被膜/基材界面の界面粗さと被膜剥離時の印加荷重値の関係を示す。酸化時間 2 時間, 10 時間, 100 時間の SP10 の被膜/基材界面の粗さはそれぞれ 0.096 μm, 0.106 μm, 0.123 μm であり、酸化時間が増加するにつれて界面粗さが増加していくことがわかった。10 時間酸化試験後の SP10 に温度サイクル試験を 50 サイクルした場合では界面粗さは 0.110 μm であり、温度サイクルによる被膜密着性の劣化はみられなかった。界面粗さが大きくなるにつれてアンカー効果[1]によりせん断方向の密着性が向上したことが明らかとなった。

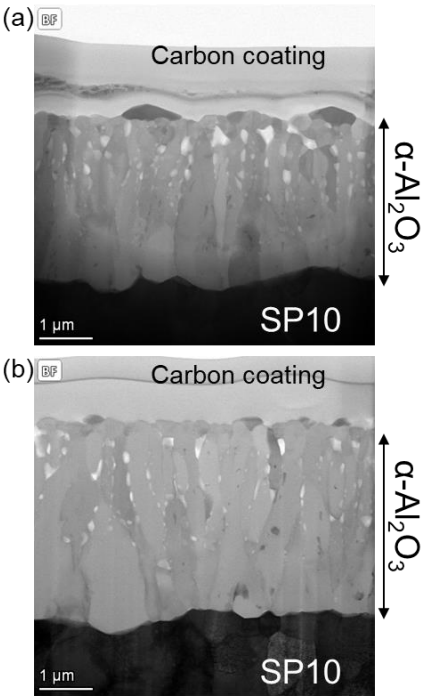


図 1　大気下 1273 K, 100 時間酸化試験後の SP10 の断面 STEM 像 (a)酸化試験後, (b)温度サイクル試験 5 サイクル後

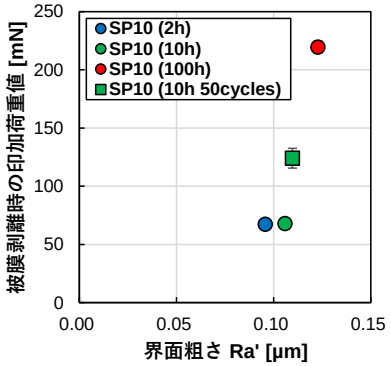


図 2　SP10 の被膜/基材界面の界面粗さと被膜密着性の関係

参考文献　[1] Y. Kitamura et al., Surf. Coat. Technol. 469 (2023) 129787

*Yoshiki Kitamura[1] and Masatoshi Kondo[1]
[1]Tokyo Tech.

マグネトロンスパッタリング法による酸化マグネシウム被覆の作製と特性評価

Fabrication and characterization of magnesium oxide coating by magnetron sputtering

*横山 輝一[1]，清水 悠加[1]，伊藤 鉄馬[1]，大久保 洸佑[1]，田中 照也[2]，居波 渉[1]，川田 善正[1]，近田 拓未[1]

[1]静岡大学，[2]核融合研

核融合炉ブランケットに用いる機能性被覆の新規材料として酸化マグネシウムを選定し、マグネトロンスパッタリング法で作製した被覆試料の特性評価を行った。

キーワード：トリチウム，透過，被覆，酸化マグネシウム

1. 緒言

核融合炉液体ブランケットシステムの実用化に向け、構造材料に機能性被覆を施す研究が進展し、セラミックスを用いた被覆による高い水素同位体透過低減性能やトリチウム増殖材との共存性が示されてきた[1]。中でも酸化マグネシウム（MgO）は電気特性や熱力学的安定性などが優れており、電気絶縁性についての研究が進められている。しかし、水素同位体透過挙動やトリチウム増殖材との共存性についてはまだ明らかにされていない。そこで本研究ではマグネトロンスパッタリング法で MgO 被覆を作製し、特性評価を行った。

2. 実験手法

低放射化フェライト鋼 F82H を基板として用い、マグネトロンスパッタリング法により膜厚 200～250 nm の MgO 被覆を作製した。特性評価として、電界放出型走査電子顕微鏡やレーザー顕微鏡による表面および断面観察、重水素透過試験（導入重水素圧力 10～80 kPa、試験温度 300～600 ºC）、およびリチウム鉛曝露試験を 500 ºC で 100 時間行った。

3. 結果・考察

MgO 被覆試料における重水素透過フラックスの温度依存性を図に示す。450 ºC まで試験温度を上げるにつれて透過フラックスは増加したが、500 ºC では 1 桁程度減少した。また、600 ºC にかけても透過フラックスは減少し、最終的に未被覆基板と比べて 1/300 に重水素透過を低減した。このことから、MgO 被覆の結晶化は 450 ºC よりも高い温度で起こることが示唆された。発表では、表面および断面の観察結果、またリチウム鉛曝露試験によるトリチウム増殖材との共存性ついても併せて報告する。

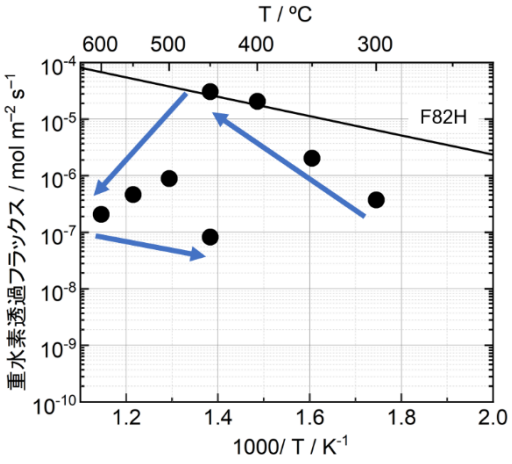


図　F82H 基板および MgO 被覆試料における重水素透過フラックスの温度依存性

参考文献

[1] T. Chikada *et al.*, Fusion Eng. Des. 136 (2018) 215–218.

*Kiichi Yokoyama[1], Yuka Shimizu[1], Tetsuma Ito[1], Kosuke Okubo[1], Teruya Tanaka[2], Wataru Inami[1], Yoshimasa Kawata[1], Takumi Chikada[1]

[1]Shizuoka Univ., [2]NIFS.

液相法で作製した二酸化ケイ素被覆の構造分析と水素同位体透過挙動

Characterization and hydrogen isotope permeation behavior of silicon oxide coating fabricated by liquid phase method

*清水 悠加[1]，伊藤 鉄馬[1]，近田 拓未[1]
[1]静岡大学

核融合炉におけるトリチウムの透過漏洩を低減するために設置が検討されている機能性被覆の研究として、酸素拡散係数の小さい二酸化ケイ素被覆の構造分析および水素同位体透過試験を実施した。

キーワード：トリチウム，透過，被覆，二酸化ケイ素

1. 緒言

核融合炉ブランケットにおけるトリチウムの透過漏洩の解決策として、配管等の表面にトリチウム透過低減被覆を施すことが検討され、セラミックス材料を中心として研究が進められている。これまでに様々なセラミックス被覆が高い水素同位体透過低減性能を示した一方で、被覆中の酸素拡散による劣化が問題となっている[1]。そこで本研究では、酸素拡散係数の小さい二酸化ケイ素を被覆材料とし、液相法により作製した被覆の構造分析を行い、水素同位体透過挙動について調査した。

2. 実験手法

SUS430 を基板として用い、種々の成膜用液体を用いてディップコートにより被覆を成膜した後、アルゴンと水素の混合ガス中で 600 ºC～850 ºC、10～60 分焼成した。試料に対して、電界放出型走査電子顕微鏡による表面・断面観察、エネルギー分散型 X 線分析法による元素分析、および X 線回折による結晶構造解析を行った。さらに、ガス透過法による重水素透過試験を、導入重水素圧力 10～80 kPa、試験温度 300～700 ºC の条件で実施した。

3. 結果・考察

図に、SUS430 基板および各温度、時間で熱処理を行ったエナメル被覆に対する重水素透過フラックスの温度依存性を示す。いずれの試料も試験中に透過低減性能が向上し、600 ºC の試験において、未被覆基板と比較して 3 桁程度透過を抑制した。拡散係数や結晶構造解析の結果から、被覆の結晶化に伴い、被覆内の重水素の拡散が遅くなったことが示唆された。また、700 ºC での試験後も高い透過低減性能を示した。発表では、成分の異なる被覆試料の結果についてもあわせて報告する。

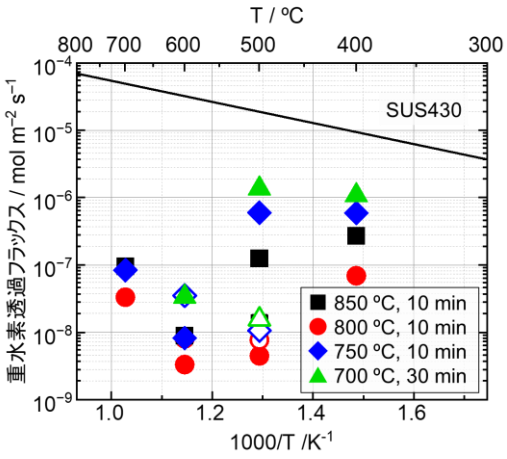


図　SUS430 基板および各温度、時間で熱処理を行ったエナメル被覆に対する重水素透過フラックスの温度依存性

参考文献

[1] T. Chikada *et al*., Corros. Sci. 182 (2021) 109288

*Yuka Shimizu[1], Tetsuma Ito[1], Takumi Chikada[1]
[1]Shizuoka Univ.

重水素イオンビーム照射下における酸化イットリウム被覆の電気絶縁特性のその場測定による評価

Examination of electrical insulating performances of Y_2O_3 coatings by in-situ measurement under deuterium ion beam irradiation

*豊田 暁[1]，田中 照也[2,1]，玉置 真悟[3]，佐藤 文信[3]，村田 勲[3]
[1]名大，[2]核融合研，[3]阪大

液体金属ブランケット用電気絶縁被覆の照射損傷に伴う特性変化について、250 keV 重陽子ビームを用いた、高温・電界印加条件でのその場測定による評価を開始した。Y_2O_3 被覆試料に対して、温度 400~500 ℃、電界強度 0.1 V/μm の条件で約 10^{-1} dpa までの照射を行い、顕著な絶縁性能の劣化は見られなかった。

キーワード：セラミック被覆，イオンビーム照射，はじき出し損傷，電気絶縁特性

1. 緒言：液体金属ブランケットにおける MHD 圧力損失で威厳用の電気絶縁被覆材料は、高温かつ電界が印加される環境において最大 100 dpa のはじき出し損傷を受けることが想定されており、この条件で<10^{-2} S/m 以下の電気伝導度を維持する必要がある[1]。しかし、この環境での照射下電気絶縁特性については Al_2O_3（3 dpa まで）以外ではほとんど調べられていない[2]。そこで、大阪大学オクタビアン施設の 250 keV 重陽子ビームラインを用い、被覆候補材料の高温・電界印加条件での照射下絶縁特性変化を、その場測定より評価する実験を開始した。

2. イオンビーム照射実験：電子ビーム蒸着法により SUS430 基板上に成膜した厚み 300 nm の Y_2O_3 被覆試料について、温度 400~500 ℃、電界強度 0.1 V/μm の条件で大阪大学オクタビアン施設の 250 keV 重陽子ビームを照射し、電気伝導度変化をその場測定により調べた。照射実験の概略図を以下の図 1 に示す。

3. 照射下電気伝導度：製作した試料の照射前の室温における電気伝導度は 1.3×10^{-9} S/m であった。基板に流入する電流量から評価した照射中のビーム電流密度は～9.7 μA/cm^2 (～6.0×10^{13} D$^+$/sec·cm^2)となり、SRIM コードでの計算から損傷速度は～8.0×10^{-2} dpa/h と評価される。照射中は 400-500℃への温度上昇に伴う熱励起と照射誘起伝導により、電気伝導度は~3.9×10^{-6} S/m に上昇した。1 時間 10 分の照射を行い、損傷量約 10^{-1} dpa までの電気伝導度変化を調べた。

4. はじき出し損傷量と電気伝導度の関係：今回の実験で得られた Y_2O_3 のはじき出し損傷量と電気伝導度の関係について、過去の Al_2O_3 に対する照射実験結果[2]とともに図 2 に示す。今回の実験では過去の Al_2O_3 に対する実験で見られるようなイオン・電子ビーム照射に伴う顕著な電気伝導度の上昇は見られなかった。
今後、試料により高い印加電界強度及び損傷量を与えたときの電気伝導度変化のその場測定実験を進め、電気絶縁特性を評価する予定である。

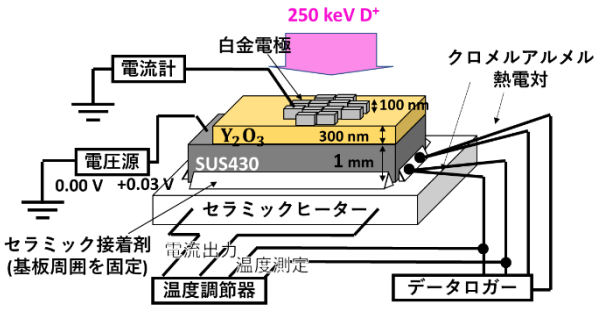


図 1 照射実験の概略図

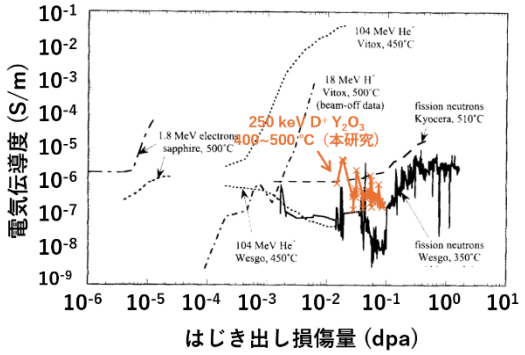


図 2 Y_2O_3 の損傷量と電気伝導度の関係及び過去の Al_2O_3 に対する研究[2]との比較

参考文献

[1] H.Hashizume, Fusion Engineering and Design 81 (2006) 1431-1438

[2] L.L. Snead et al., Journal of Nuclear Materials 226 (1955) 58-66

---

*Satoru Toyoda[1], Teruya Tanaka[2,1], Shingo Tamaki[3], Fuminobu Sato[3] and Isao Murata[3]

[1]Nagoya Univ., [2]NIFS, [3]Osaka Univ.

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

Thu. Sep 12, 2024 2:45 PM - 4:05 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 5:45 AM - 7:05 AM UTC Room H(Recture RoomsB 1F B102)

[2H10-14] Multiphase Flow1

Chair:Kenichi Katono(Hitachi)

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

[2H10]

Development of measurement method for thin liquid film via optical waveguide film (OWF)

*Yuki Mizushima[1], Kosuke Nakano[1] (1. Shizuoka Univ.)

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

[2H11]

Measurement of liquid sublayer thickness in subcooled flow boiling

*Tomio Okawa[1], Thanh-Binh Nguyen[1] (1. UEC)

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

[2H12]

PIV Measurements in 5x5 Rod Bundle and Investigation on Shape Effects of Mixing Vane of Spacer Grid

*Junya Inoue[1], Tatsuya Sasakawa[1], Yoshitaka Mizutani[1], Yasushi Hirai[1], Yuichiro Kubo[1], Kazushi Fujiwara[1], Shigeo Hosokawa[2] (1. NFI, 2. Kansai Univ.)

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

[2H13]

Pool boiling in heated particulate beds fabricated by metal 3D printer

*Shota Ueda[1], Takahiro Arai[1], Masahiro Furuya[1], Riichiro Okawa[1] (1. CRIEPI)

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

[2H14]

Effect of radiation environments on suppression of steam explosions in PEG aqueous solution

*Takahiro Arai[1], Masahiro Furuya[1], Keigo Morita[2], Hideyuki Sakaguchi[2] (1. CRIEPI, 2. RIKUDEN)

4:00 PM - 4:05 PM JST | 7:00 AM - 7:05 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

フィルム型光導波路を用いた薄膜計測法の開発

Development of measurement method for thin liquid film via optical waveguide film (OWF)

*水嶋 祐基，中野 幸佑

静岡大学

フィルム型光導波路（OWF）は厚さ 0.1ｍｍほどの柔らかいシートの中に複数本の光導波路を内包した樹脂フィルムであり、その面内には複数のマイクロ光センサが加工されている。各センサ部では気相と液相の相検出や液相の厚さ計測が可能である。本報では OWF を用いた衝突液滴や液膜厚さの計測について報告する。

キーワード：液膜流，液滴衝突，厚さ計測，フィルム型光導波路

1. 緒言　流動中における液膜・液滴の直接計測を目標に、数十～μm オーダーの膜厚分布や衝突液滴の測定・検出を実現する流体センサを開発した。

2. 試験装置　液滴発生装置にて再現よく生成した液滴[1]を OWF 上に落下衝突させ、信号検出した（Fig. 1）。二方向から高速度カメラにて落下位置や衝突前後の様子を可視化し、信号挙動と比較を行った。液体は水とエタノールの二種類を用いた。また、吹き出し型風洞にて気流に伴われた薄い液膜流[2]を形成し（Fig. 2）、流路上に設置した OWF およびレーザーフォーカス変位計（LFD）で時系列液膜厚さを算出、比較した。

3. 試験結果　エタノール液滴の衝突を OWF にて検出した際の信号を Fig. 3 に示す。可視化によると Ch1 に最初に液滴が接触し、Ch2~5 へとぬれ拡がる様子が捉えられたが、OWF 信号はこれと異なる挙動を見せたことから、液滴衝突面が微小に変形、気体のトラップが起こったことで生じた検出時刻の遅れと判断した。次に Fig. 4 に OWF と LFD から算出した液膜流の平均膜厚を示す（j_G=20~70 m/s, j_L=0.003 m/s）。気流速度が小さい場合、OWF の結果が比較的過大傾向になるものの、両結果は概ね良好に一致した。

4. 試験結果　OWF にて衝突液滴、液膜流の計測を行い、その妥当性を確認した。

参考文献

[1] Y. Miyachi et al., *Rev. Sci. Instrum.* **93**(6): 065107 (2022). https://doi.org/10.1063/5.0075435

[2] Y. Mizushima, *Nucl. Technol.*, **209**(12), 1886–1897 (2023). https://doi.org/10.1080/00295450.2023.2229998

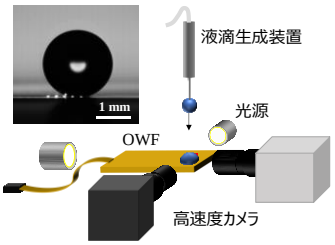


Fig. 1 Schematic of droplet impingement detection

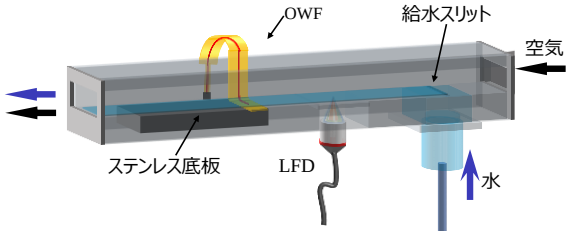


Fig. 2 Schematic of liquid film flow measurement

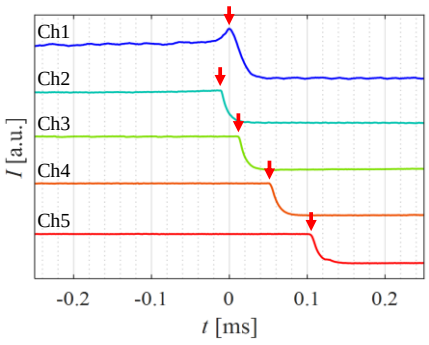


Fig. 3 Droplet impingement signal via OWF sensor array

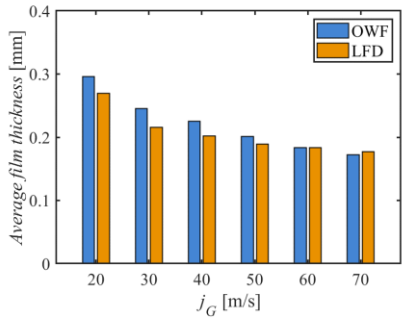


Fig. 4 Comparison of mean thickness between OWF and LFD

*Yuki Mizushima and Kosuke Nakano

Shizuoka Univ.

強制対流サブクール沸騰中における薄液膜厚さの計測

Measurement of Liquid Sublayer Thickness in Subcooled Flow Boiling

*大川 富雄，グエン タン ビン
電気通信大学

機構論的 DNB 予測手法の高度化に資するため、透明伝熱面を用いた強制対流サブクール沸騰実験を行い、伝熱面と大気泡の間に形成される薄液膜厚さを計測した。今後、本実験データの信頼性検証を行う。

キーワード：強制対流サブクール沸騰、DNB、Liquid sublayer、レーザー計測、液膜厚さ

1. 緒言

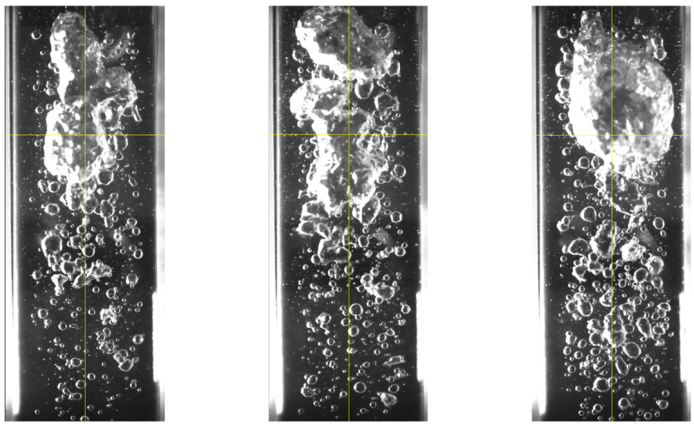
PWR の安全性評価で重要となる DNB 熱流束 q_{DNB} の機構論的予測では、Liquid Sublayer Dryout（LSD）モデルが広く支持されている[1,2]。本モデルでは、伝熱面上に形成される大気泡の長さ L_B と速度 U_B、大気泡と伝熱面の間に形成される薄液膜（Liquid sublayer）の厚さ t_{LS} の関数として q_{DNB} を推算する。しかし、q_{DNB} については数多くの実験データがあるが、L_B, U_B, t_{LS} に関するデータは少なく、LSD モデルの妥当性検討を行う上での障害となっている。本研究では、特に計測が困難な物理量として t_{LS} の実験計測を試みる。

2. 実験装置・方法

サファイヤガラス上に透明かつ導電性の ITO 膜を成膜し、これを通電加熱することで伝熱面とした。試験体は透明のポリカーボネート製、試験流体は水、圧力は大気圧近くとした。三角測量方式による t_{LS} のレーザー計測と高速度カメラによる気泡挙動の観察を同期して行った。

3. 実験結果と考察

レーザー変位計を用いて、基準面から伝熱面と液膜表面までの距離を高時間分解能で計測し、これらの差分を液膜厚さ t_{LS} とした。計測例として、3 つの大気泡の瞬時画像を図 1 に、各気泡の下で計測された t_{LS} の時間変化を図 2 に示す。t_{LS} の計測値は概ね 20～150μm となった。機構論的 DNB 予測手法の性能向上に資するため、今後、本実験結果の信頼性検証を行う。



(a) No. 36　(b) No. 65　(c) No. 74

Fig. 1 Snapshots of large bubbles

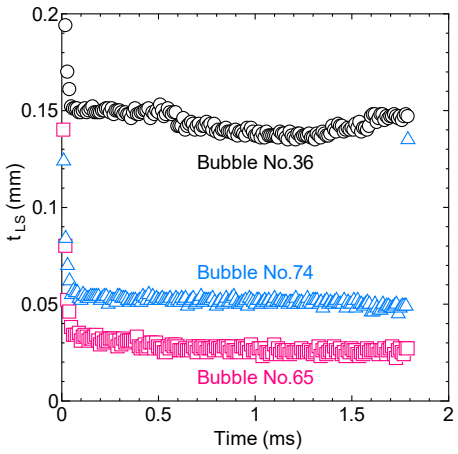


Fig. 2 Liquid sublayer thickness

謝辞　本研究は JSPS 科研費 JP 22K03940 の助成を受けたものです。

参考文献

[1] T.-B. Nguyen, T. Okawa, *Int. J. Therm. Sci.* 195 (2024) 108646. [2] Y. Liu et al., *Prog. Nucl. Energy* 148 (2022) 104225.

*Tomio Okawa, Thanh-Binh Nguyen
The University of Electro-Communications

PIV によるロッドバンドル内の流速分布測定と支持格子ミキシングベーンの形状効果の評価

PIV Measurements in 5x5 Rod Bundle and Investigation on Shape Effects of Mixing Vane of Spacer Grid

*井上 純也[1]，笹川 達也[1]，水谷 義隆[1]，平井 康志[1]，久保 雄一郎[1]，藤原 和志[1]，細川 茂雄[2]
[1]原燃工，[2]関西大

本研究では，PWR 燃料の模擬支持格子を装着した 5×5 ロッドバンドル体系を対象にして Particle Image Velocimetry（PIV）によって流速分布を測定し，ミキシングベーンの形状が冷却材の攪拌能力に与える効果を確認するとともに，CFD 解析結果との比較を行い，その予測性を調査した。

キーワード：PWR 燃料，ミキシングベーン，PIV

1. 緒言

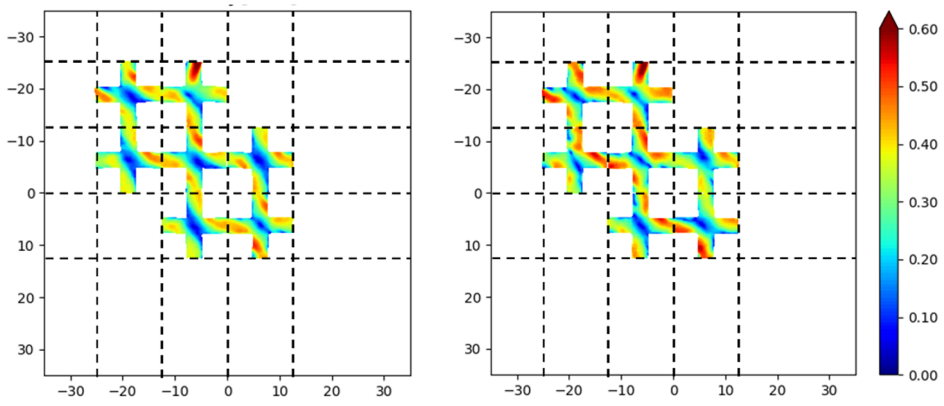
PWR 燃料の支持格子に設けられるミキシングベーンは，冷却材を攪拌させ燃料の熱的性能を向上させる役割をもつ[1]。本研究は，予め CFD 解析で攪拌性能に差異が確認された 2 種類のベーンについて実験的に形状効果を確認するため，模擬支持格子を装着した 5×5 ロッドバンドル体系を対象にして PIV による流速測定を行った。また，CFD 解析の予測性能を把握することを目的として，CFD 結果と試験結果の比較を行った。

2. 試験内容

現行 PWR 燃料のミキシングベーンを模擬したベーン A と，ベーン A に比して投影面積を 38%増加させ CFD 解析で攪拌性能の向上が見られたベーン B をそれぞれ有する 2 種類の模擬支持格子を作成した。流水ループ装置中の試験部は透明壁の矩形流路であり，その中に模擬支持格子を装着した 5×5 ロッドバンドルを設置した。グリッド下流 50 mm の高さに水平 2 方向からレーザーを試験部に入射させ，上部窓から高速度カメラで撮影することで水平方向の流速の PIV 測定を行った。試験条件は，水温 30℃，流量 300L/min（断面平均流速 1.6 m/s）とした。画像群をライブラリー社の Flow-PIV を使用して PIV 処理および平均化処理し，平均水平流速を求めた。

3. 結果・考察

図 1 に試験結果を示す。ベーン A に比してベーン B は支持格子下流の平均水平流速が大きい傾向にあり，これは事前の CFD 解析で予測されたベーンの攪拌性能の向上が表れているものと考えられる。試験と CFD 解析の結果を比較すると，CFD の結果はロッド間の流速がより大きく，サブチャンネル部の流速がより小さい傾向が見られた。これは使用した k-ε モデルが乱れの等方性を仮定していることに由来すると考えられる。



ベーン A　　ベーン B

図 1　平均水平流速

参考文献

[1] 原子力安全研究協会編，軽水炉燃料のふるまい（改訂第 5 版），平成 25 年

*Junya Inoue[1], Tatsuya Sasakawa[1], Yoshitaka Mizutani[1], Yasushi Hirai[1], Yuichiro Kubo[1], Kazushi Fujiwara[1] and Shigeo Hosokawa[2]
[1]NFI, [2]Kansai Univ.

金属 3D プリンターにより造形した自己発熱模擬粒子状デブリ内のプール沸騰挙動

Pool boiling in heated particulate beds fabricated by metal 3D printer

*植田 翔多[1]，新井 崇洋[1]，古谷 正裕[1]，大川 理一郎[1]

[1]電中研

金属 3D プリンターで造形した自己発熱模擬粒子状デブリにおけるプール沸騰挙動を高速度カメラにより可視化し、試験体内部の多次元温度分布を光ファイバセンサにより測定することで、充填構造と境界条件が自己発熱模擬粒子状デブリ内の伝熱特性に及ぼす影響を検討した。

キーワード：粒子状デブリ，充填層，プール沸騰，金属 3D プリンター

1. 緒言　軽水炉重大事故時の溶融燃料―冷却材相互作用により生じる粒子状デブリについて、充填構造が粒子状デブリベッドの冷却特性や沸騰二相流に与える影響に関する知見は限定的である。本研究では、充填構造が既知でステンレス製の自己発熱模擬粒子状デブリを用いた大気圧プール沸騰実験を行った。充填構造と境界条件が模擬粒子状デブリ内の伝熱特性に及ぼす影響を検討した。

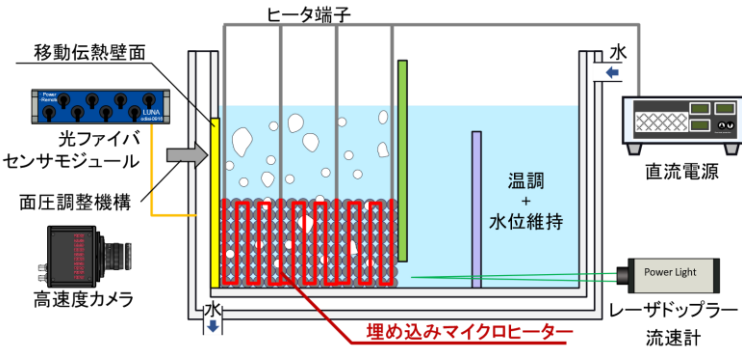


図 1　実験装置の概略図

2. 実験方法と結果　図 1 は、実験装置の概略図である。透明な二重水槽の内側容器内に模擬粒子状デブリを据え付け、容器の外側に所望の温度とした水を流すことで環境温度を制御した。模擬粒子状デブリは、金属 3D プリンターで充填構造が既知のステンレス製模擬粒子状デブリを高さ 50.0 × 幅 74.6 × 奥行 78.1 mm で造形し、内部にマイクロヒータを埋め込むことで製作した。粒子径d_pは⌀5 もしくは⌀10 mm の単一粒子径とし、充填構造は六方最密構造 (hcp)と単純立方構造 (cubic-P)の 2 種類を製作した。模擬粒子状デブリにおけるプール沸騰挙動を高速度カメラにより可視化し、試験体内部の多次元温度分布を光ファイバセンサ (OFS)により測定した。試験体表面の熱流束q_dは崩壊熱を想定して1.0– 3.5 kW/m^{2}の範囲とし、試験体と側壁の接触面圧p_cは0– 0.5 MPaの範囲で与えた。図 2 は OFS 計測位置である。例として、d_p = ⌀5、hcp 充填構造、q_d = 1.0 kW/m^2、p_c = 0.2 MPa、入口サブクール度5℃における OFS 計測結果から評価した試験体内部の熱伝達率と Kutateladze の式[1]による計算結果を図 3 に示す。実験値と計算値のオーダーが合っていることから実験値は概ね妥当と考えられる。実験値では、入口サブクール水に起因して試験体内部に生じる熱伝達率の空間分布が表れている。

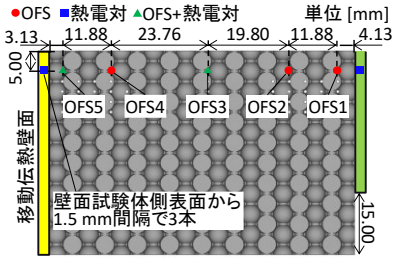


図 2　OFS 計測位置（正面）

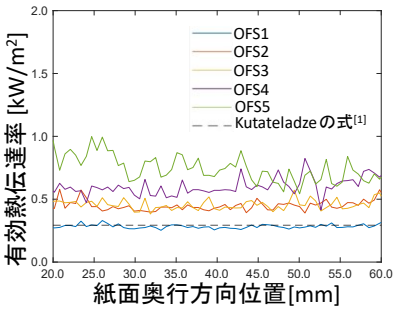


図 3　試験体内熱伝達率

3. 結論　金属 3D プリンターで造形した自己発熱模擬粒子状デブリを用いたプール沸騰実験を行い、充填構造や接触面圧などの境界条件が自己発熱模擬粒子状デブリ内の伝熱特性に及ぼす影響を検討した。

参考文献 [1] Kutateladze, S. S., 1951

謝辞　本研究成果の一部は、原子力規制庁委託事業「令和 4 年度原子力施設等防災対策等委託費（粒子状デブリ冷却性実験）事業」として実施したものである。

*Shota Ueda[1], Takahiro Arai[1], Masahiro Furuya[1] and Riichiro Okawa[1]

[1]CRIEPI

放射線照射下での PEG 水溶液の水蒸気爆発抑制効果

Radiation effect on suppression of steam explosions in PEG aqueous solution

*新井 崇洋[1], 古谷 正裕[1], 森田 圭吾[2], 坂口 英之[2]
[1] 電中研, [2] 北陸電力

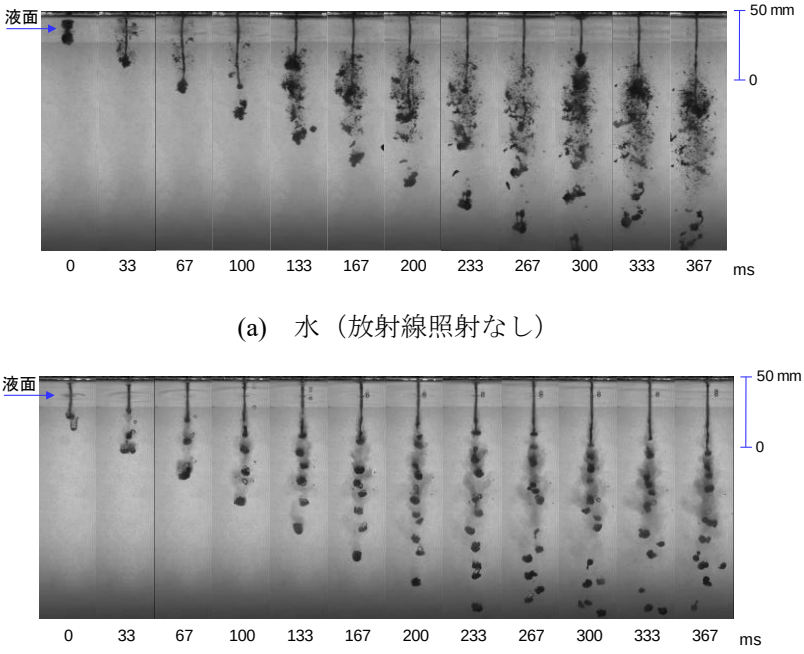
ポリエチレングリコール（PEG）を添加した水溶液プール中に低融点溶融金属をジェット状に流下する小規模実験を実施し、放射線照射下での PEG 水溶液における水蒸気爆発抑制効果を検討した。

キーワード：水蒸気爆発抑制材，ポリエチレングリコール，曇点現象，放射線影響

1. 緒言　水への PEG 添加は、高温の溶融金属が水プールに落下した際の水蒸気爆発トリガリングを抑制する効果がある。これは、PEG 水溶液が有する曇点現象、すなわち液温がある温度を超えると PEG が析出する現象により溶融金属周囲の蒸気膜が安定化し、膜沸騰蒸気膜の崩壊及び溶融金属の微細な混合を阻害するためである。一方、高分子材である PEG は放射線照射によって劣化する可能性があることから、本研究では放射線環境が PEG 水溶液の水蒸気爆発抑制効果に及ぼす影響を把握する。

2. 実験　試験金属として錫を用いて、水プール中に溶融物ジェットとして流下させる体系での小規模実験を実施した。錫をステンレス製溶解坩堝内で電気加熱にて溶融させ、700℃に溶融保持した状態で坩堝底部のノズル（内径 2 mm）からジェット状に流下させた。ノズル先端から水面までの落下距離は 20 mm とした。水プール容器は幅 100 mm、奥行き 100 mm、高さ 200 mm の透明矩形容器であり、水深は 190 mm とした。初期水温は 20℃とした。実験では、線源 ^{60}Co からのγ線を積算線量 50 – 200 Gy 照射した水溶液を用いた。

3. 実験結果　図 1 に溶融錫がプール液中に流下したときの様子を高速度カメラで撮影した連続画像を示す。図 1(a)は水の場合であり、水中で水蒸気爆発のトリガリングが断続的に発生して溶融錫が微粒化した。図 1(b)は積算線量 200 Gy を照射した 0.05 wt%PEG 水溶液の場合である。放射線照射なしの場合と概ね同等の水溶液濃度で水蒸気爆発抑制効果が得られることを確認した。



(a)　水（放射線照射なし）

(b) 0.05 wt%PEG 水溶液（γ線積算線量 200 Gy）

図 1　プール液中での溶融物ジェットの可視観察結果

4. 結論　溶融錫をプール液中に流下させる実験を実施し、積算線量 200 Gy までの放射線照射下における PEG 水溶液の水蒸気爆発抑制効果を明らかにした。

*Takahiro Arai[1], Masahiro Furuya[1], Keigo Morita[2], Hideyuki Sakaguchi[2]
[1]CRIEPI, [2]RIKUDEN

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

Thu. Sep 12, 2024 2:45 PM - 4:20 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 5:45 AM - 7:20 AM UTC Room L(Recture RoomsB 2F B201)

[2L08-13] Decommissioning of 1F

Chair:Norikazu Kinoshita(Shimizu)

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

[2L08]

Considering the analysis of important nuclear species using SNMS and FIB-TOF-SIMS

*Riku Tokunaga[1], Tamaki Matsumura[1], Masato Morita[1], Tetsuo Sakamoto[1], Hideki Tomita[3], Masabumi Miyabe[2], Yoshihiro Iwata[2] (1. Kogakuin University, 2. JAEA, 3. Nagoya University)

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

[2L09]

Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Unit 1 Reactor Containment Vessel Internal Investigation

(1) Video recording by drone

*Yoichi Tomiki[1], Hiroshi Itikawa[1], Haruo Amari[1], Satoru Nakashima[1] (1. TEPCO HD)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2L10]

Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Unit 1 Reactor Containment Vessel Internal Investigation

(2) Video Processing

*YOICHI SAKURAGI[1], Takamasa Tamura[2], Yoichi Tomiki[1], Satoru Nakashima[1] (1. TEPCO, 2. DENPO-ZI)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2L11]

Design of a Monitoring System for Fuel Debris Retrieval Operations at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station: Proposal of Physical Quantities to be Measured on Worksite

*Tessai Sugiura[1], Hajime Asama[1], Qi An[1], Atsushi Yamashita[1] (1. UTokyo)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2L12]

Development of filling stabilization technology and fall prevention technology for the fuel debris retrieval at Fukushima Daiichi NPS

*Tomoya Shiga[1], Takashi Mitsui[1], Tsutomu Hayakawa[1], Masaki Jimba[1], Takashi Ito[1], Masanori Hatori[1], Itaru Suzuki[1] (1. Tousou Mirai Technology Co.)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[2L13]

Assessment of dust dispersion data for future safety analysis of Fukushima Daiichi fuel debris retrieval

(16)Simulation of dust dispersion in the core boring cutting experiment

*Kenta Kato[1], Kenta Inagaki[1], Tadafumi Koyama[1], Koichi Uozumi[1], Taizo Kanai[1], Kinya Nakamura[1], Shun Kanagawa[1], Takatoshi Hijikata[1], Tetsuya Kato[1], Daisuke Yamauchi[2] (1. CRIEPI, 2. TEPCO HD)

©Atomic Energy Society of Japan

4:15 PM - 4:20 PM JST | 7:15 AM - 7:20 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

SNMS/FIB-TOF-SIMS による重要核種の分析検討

Considering the analysis of important nuclear species using SNMS and FIB-TOF-SIMS

*徳永 陸[1], 松村 珠希[1], 森田 真人[1], 坂本 哲夫[1],
富田 英生[2], 宮部 昌文[3], 岩田 圭弘[3]
[1]工学院大学, [2]名古屋大学, [3]原子力機構(JAEA)

福島第一原子力発電所の廃炉に必要な重要核種の性状把握手法について、元素イメージングと同位体比分析を同時に行う R-SNMS 分析法の開発を行っている。本研究では、重要核種の一つである Nd について、R-SNMS における共鳴イオン化スキームの検討を行った。

キーワード：質量分析, 波長可変レーザー, 廃炉措置

1. 背景

福島第一原子力発電所の廃炉作業において燃料デブリの性状把握はきわめて重要である。発表者らが開発したレーザー共鳴イオン化スパッタ中性子質量分析法（R-SNMS）では、共鳴イオン化現象を用いることで質量スペクトルにおける同重体干渉を抑制しつつ、微小粒子の元素イメージングと同位体比分析を同時に行うことができる[1][2]。しかしながら、効率のよいイオン化スキームの探索が必要である。そこで本研究では、重要核種の 1 つである Nd について共鳴イオン化スキームの検討を行った。

2. 実験装置・結論

粉末状 Nd の試薬を FIB-TOF-SIMS 装置に導入し、R-SNMS モードで分析した。ここでは、先行研究にて報告された共鳴イオン化スキームを用いた。測定した各 m/z のイオン計数の比より同位体比の測定値を得た。図 1 は測定値（緑線）と天然同位体比（赤）の比較図である。特に奇数質量数の同位体で比較的大きな差異が確認できた。今後、既知のイオン化スキーム[3]を用いて同様の測定を行い、イオン化の飽和と同位体比の差異より共鳴イオン化効率について考察する予定である。

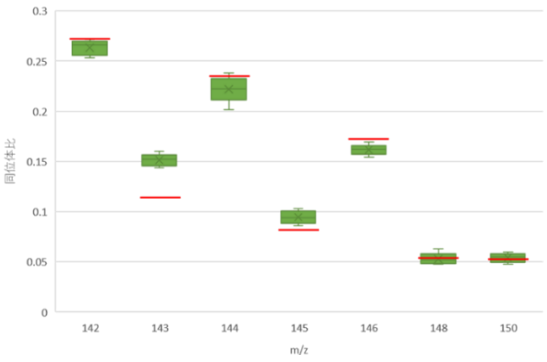


図 1　天然同位体比と測定値

参考文献

[1] T. Sakamoto, *et al*., Anal. Sci. **34**, 1265 (2018).

[2] H. Tomita, *et al*., Progress in Nuclear Science and Technology, **5**, 97 (2018).

[3] N. Liu *et al.,* 43rd Lunar and Planetary Science Conference (2012).

謝辞　本研究は、JAEA 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業 JPJA21P21465814 の助成を受けたものです。

*Riku Tokunaga[1], Tamaki Matsumura[1], Masato Morita[1], Tetsuo Sakamoto[1], Hideki Tomita[2], Masabumi Miyabe[3], Yoshihiro Iwata[3]

[1]Kogakuin Univ, [2]Nagoya Univ, [3]JAEA

福島第一原子力発電所 1 号機　原子炉格納容器内部調査
（1）ドローンによる映像取得

Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Unit 1 Reactor Containment Vessel Internal Investigation
(1) Video recording by drone

*富木 洋一[1]，市川 裕士[1]，甘利 治雄[1]，中島 悟[1]
[1]東京電力ホールディングス

高線量下、暗所、狭所で映像撮影が可能なドローンシステムを開発した。ドローンシステムによる福島第一原子力発電所 1 号機 原子炉格納容器内部調査を行い、未到達エリアの映像撮影に成功した。

キーワード：PCV 内部調査，ドローン

1. 緒言

福島第一原子力発電所では、今後の廃炉作業に向け、格納容器内部の状況、堆積物へのアクセスルートの確認が求められており、特に 1 号機ではこれらの情報が不足している。高線量、暗所、狭所を飛行し映像撮影が可能な小型ドローンおよび小型ドローンを遠隔操作できるシステムを開発した。開発したドローンシステムにより、今後の廃炉作業立案に有用な、1 号機の格納容器内部の未到達エリアを含む映像撮影に成功した。

2. ドローンシステム概要

開発したドローンシステムは、図 1 に示すように、小型ドローン、通信中継器、コントロールシステムから構成される。小型ドローンは、格納容器内と建屋をつなぐ管路から挿入するため、20 ㎝角で、重量はバッテリー含め 200 g 以下である。防塵防水性能は IP52 相当、高感度カメラと LED 照明により暗所での撮影が可能である。通信中継器は、有線で接続されたコントロールシステムと無線で接続された小型ドローン間の通信を中継する。コントロールシステムは、小型ドローンから伝送されるリアルタイム映像を表示し、操作者はその映像を見ながらコントロールシステムを介して小型ドローンを操作する。また、ドローン内部に保存される高画質映像は、被ばく量を低減するためにコントロールシステムから遠隔でダウンロード可能とした。

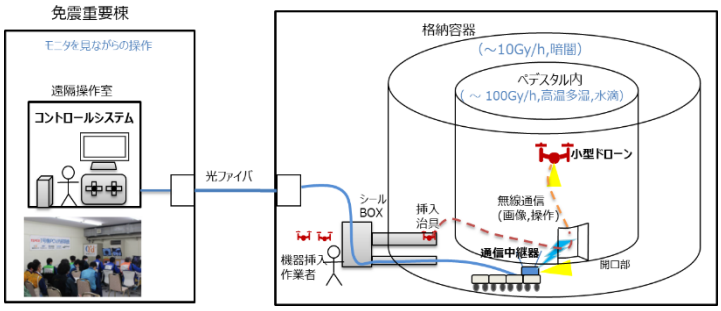


図 1　ドローンシステムによる調査概要

3. オペレーションおよび撮影結果

撮影は、複数回のモックアップ訓練の後、図 2 のように 2 日に分けて 4 機で実施した。1 日目は、格納容器気中部のペデスタルの外側を調査した。1 機目はペデスタル内へ続く開口部の状況および X-6 ペネ付近の状況を撮影した。2 機目は X-1 ペネ周辺および 2 階部分へのルートを主に撮影した。2 日目は中継器をロボットにより開口部に移動し、ペデスタルの中側（圧力容器直下）を調査した。3 機目ではペデスタル内側に垂れ下がる CRD ハウジングと付着物を主に撮影した。4 機目ではペデスタル内部の壁面や壁面に設置されているケーブル等を撮影した。

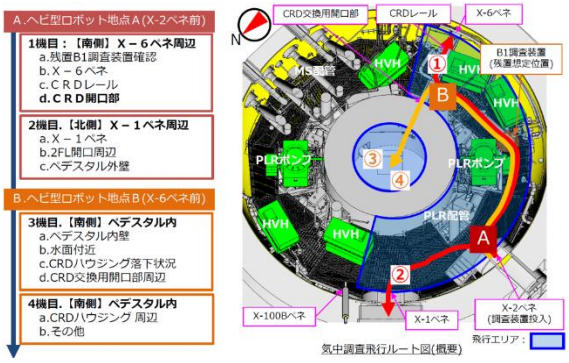


図 2　格納容器気中部 飛行ルート

*Yoichi Tomiki[1], Hiroshi Ichikawa[1], Haruo Amari[1], Satoru Nakashima[1]
[1]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

福島第一原子力発電所 1 号機　原子炉格納容器内部調査
（２）映像処理

Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Unit 1 Reactor Containment Vessel Internal Investigation
(2) Video Processing

*桜木 洋一[1]，田村 隆匡[2]，富木 洋一[1]，中島 悟[1]
[1]東京電力ホールディングス（株）　[2]（株）電報児

福島第一原子力発電所では事故後の原子炉格納容器(PCV)内部の状況を把握するため、小型ドローンによる調査を行った。取得した映像を基に Structure from Motion (SfM)により対象物の 3D データを生成し、点群、３Ｄイメージを制作した。また、映像に映り込む放射線ノイズを基に線量率の推定を行った。

キーワード：Structure from Motion, 点群, 3D Gaussian Splatting, 放射線ノイズ

1. 緒言

福島第一原子力発電所では事故後の PCV 内部の状況を把握するため、小型ドローンによる調査を行った。点群データ等の３D 情報は、今後の燃料デブリ取り出しや PCV 内部調査の干渉確認、装置検討等に役立つものである。今回は活用取得した映像から３D 情報への変換を試みた。また、PCV 内部の線量の情報は今後、現場に投入するカメラやセンサの選定に役立つ情報である。今回は映像に映り込む放射線ノイズを基に線量率の推定にも試みた。

2. 映像の３D 情報への変換

SfM は複数の視点から撮影された画像を基に、①特徴点の検出とマッチング、②各画像の撮影位置の推定、③3D 点群の生成プロセスを経て、④3D シーンの描写や⑤3D モデルを再構築する技術である。今回の取り組みでは上記①、②にコンピュータビジョンの分野で広く使用されるオープンソースの Colmap、③、④に仏・情報自動制御研究所（Inria）と独・マックスプランク研究所（MPI）が開発している 3D Gaussian Splatting を使用した。（図１）

図１ ペデスタル（圧力容器直下）入口の３D シーン

3. 放射線ノイズを基に線量率の推定

映像に映り込む放射線ノイズは放射線がイメージセンサーの画素のフォトダイオードに衝突し、発生した二次電子が画素のフォトダイオードに感光と同じ状況を作り出すことによって生じると考えられる。よって、イメージセンサーに突入する放射線の量（線量率）と放射線ノイズの量には比例関係があると考えられる。この仮定の下、ドローンで飛行しながら撮影した映像に映り込んだ放射線ノイズの量を計測し、その量から飛行ルート上の線量率を推定した。（図２）

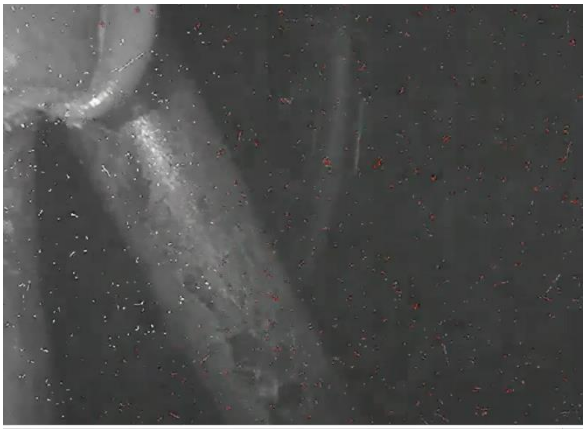


図２　比例計算に用いた放射線ノイズ（赤点）

*Yoichi Sakuragi[1], Takamasa Tamura[2], Yoichi Tomiki[1], Satoru Nakashima[1]
[1]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.
[2]DENPO-ZI, Inc.

福島第一原子力発電所における燃料デブリ取り出し作業向け監視システム設計：作業現場で計測する物理量の提案

Design of a Monitoring System for Fuel Debris Retrieval Operations at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station: Proposal of Physical Quantities to be Measured on Worksite

*杉浦 鉄宰[1]，淺間 一[1]，安 琪[1]，山下 淳[1]
[1]東京大学

福島第一原子力発電所（1F）における溶融した燃料（デブリ）の取り出しを対象に、Objective Tree（OT）とFailure mode and effect analysis（FMEA）を組み合わせたリスク分析を行い、デブリ取り出し時の機能劣化メカニズムとその原因を抽出し、作業現場で計測する物理量を監視システム設計の要求仕様として提案する。

キーワード：福島第一原子力発電所，廃炉，リスク分析，Objective tree，Failure mode and effect analysis

1. 緒言　1F の遠隔操作によるデブリ取り出しでは、原子炉格納容器（PCV）内での安全状態維持機能（安全機能）と取り出し作業機能（作業機能）の維持が求められる。よって各機能に影響を与えるメカニズム発生の認知性を高めるため、監視システム設計の要求仕様として作業現場で計測する物理量（計測物理量）の提案は重要だが十分になされていない。一方、機械設計における要求仕様の策定方法として、Fault tree analysis（FTA）と FMEA を組み合せたリスク分析手法がある。しかしデブリの取り出しは操業実績が無く、メカニズム発生の頻度データが必要な FTA の活用は難しい。そこで本研究では定性的なリスク分析を前提に、OT と FMEA を組み合せた機能劣化メカニズムの発生原因を認知する計測物理量の決定方法を検討する。本方法を気中取り出し工法へ適用し、監視システム設計の要求仕様となる計測物理量を新たに提案する。

2. リスク分析手法　リスク分析手順を図 1 に示す。OT は、FMEA が導出した機器劣化メカニズムの発生原因に基づき計測物理量を決定する。この計測物理量は監視システム設計の要求仕様となる。FMEA は決定した計測物理量を踏まえて、燃料デブリ取り出し作業において達成されるべき目的に対する機能劣化メカニズムの致命度を分析する。この分析結果は、要求仕様の実現優先度を設計者が判断する指標となる。

3. 計測物理量の検討結果　開発中の気中取り出し工法[1]の通常の運用状態に対して計測物理量を検討した。作業機能は「自機と構造物の距離［m］、デブリ加工範囲［m］」など空間認知要求が多くを占めた。安全機能（気相閉じ込め）は「デブリ加工時に発生するアブレシブとダストの配管内流入量［kg/m³］」など設備系統内へ流入する異物の認知要求が多くを占めた。また異物の発生元となる「アブレシブ使用量［kg/day］」や、機能劣化の直接原因を認知する「系統内ガス流量［L/s］」も挙げられた。

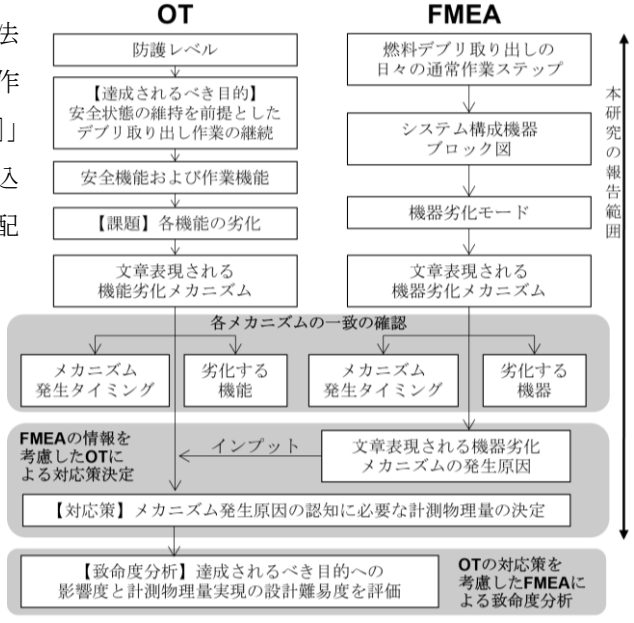


図 1 OT と FMEA を組合せたリスク分析手順

4. 結言　監視システム設計の要求仕様として通常の運用状態での計測物理量を提案した。

謝辞　本研究は、経済産業省「廃炉・汚染水対策事業」として参考文献[1]の開発を担った IRID および東芝エネルギーシステムズ（株）関係者の助言を賜った。深く感謝申し上げる。

参考文献　[1] IRID, 原子炉格納容器内の連続的な監視システムの開発（2022 年度最終報告），https://irid.or.jp/wp-content/uploads/2023/06/2022011renzokukanshi202306F.pdf

---

*Tessai Sugiura[1], Hajime Asama[1], Qi An[1] and Atsushi Yamashita[1]
[1]The University of Tokyo

福島第一原子力発電所の燃料デブリ取り出し工法における充填安定化技術、加工時落下対策技術の開発

Development of filling stabilization technology and fall prevention technology for the fuel debris retrieval at Fukushima Daiichi NPS

*志賀 倫哉[1]、三井 崇[1]、早川 努[1]、神馬 正樹[1]、伊東 敬[1]、羽鳥 正訓[1]、鈴木 格[1]
[1]東双みらいテクノロジー株式会社

燃料デブリ取り出しを実施する上で、炉心部や炉底部の解体加工時の安全や効率を向上する対策が必要と考えられている。上記対策の一環として、東双みらいテクノロジー㈱では、充填安定化技術、加工時落下対策技術の開発に取り組んでいる。本書では、上記各開発の進捗と今後の計画について紹介する。

キーワード：福島第一原子力発電所、燃料デブリ取り出し工法、充填安定化技術、加工時落下対策技術

1. 緒言

充填安定化技術とは、燃料デブリや炉内構造物等を充填材で固化安定化することで脱落防止等を図るとともに切断・撤去をより効率的に行う技術である。落下対策技術とは、燃料デブリや炉内構造物の落下による再臨界防止およびダスト飛散を抑制する工法である。それぞれの工法について、炉内損傷状況等の前提条件を設定し、設定した前提条件に基づき要求事項を整理した。この要求事項を満足し得る充填施工方法と加工時落下対策案を検討し、実環境を模した試験によりそれらの妥当性を検証する計画である。

2. 開発進捗

2-1. 充填安定化技術（適用例：図 1 参照）

炉内の損傷状況・炉底部開口等の前提条件を設定し、充填材の抽出、有効な充填安定化方法、装置構成および充填手順等の現場適用性に関する要求事項を整理した。

要求事項の整理の結果、現場適用性に優れる充填材の主要な候補としてジオポリマーを選定した。

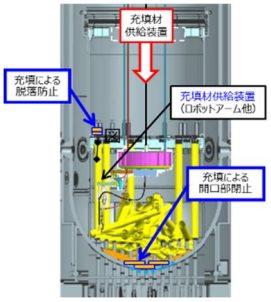


図 1　充填安定化技術

2-2. 加工時落下対策技術（適用例：図 2 参照）

落下エネルギーの大きい CRD ハウジングを想定落下物として設定し、複数の落下対策案を比較評価した。開発優先度の高い案として、落下防止シート、緩衝体等を抽出した。

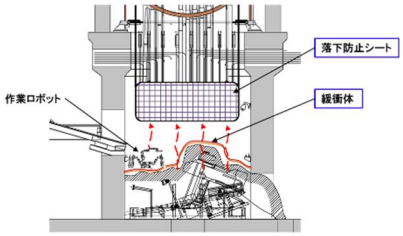


図 2　落下対策案
（落下防止シート、緩衝体）

3. 今後の計画

選定された充填材を使用して、現場環境を模擬した充填試験および規模を拡大した要素試験により充填安定化技術の現場適用の可否を検証する。

また、抽出した落下対策について要素試験を実施し、衝撃吸収性、ダスト飛散防止、遠隔施工性等を検証する。

4. 結論

燃料デブリ取り出し工法のうち、充填安定化技術および、加工時落下対策技術に関する開発の進捗と今後の計画を紹介した。本開発成果を通じて、東京電力ホールディングス株式会社殿と協力し、燃料デブリ取り出しの早期実現を目指していく。

5. 謝辞

本研究は、経済産業省／令和 5 年度開始「廃炉・汚染水・処理水対策事業費補助金（燃料デブリ取り出し工法の開発（気中上取り出し工法における充填安定化技術、加工時落下対策技術の開発））」として実施したものであり、東京電力ホールディングス株式会社をはじめ、日立ＧＥニュークリア・エナジー株式会社、株式会社 IHI の各社ご協力により得られた成果である。

参考文献

[1] 令和 3 年度開始「廃炉・汚染水対策事業費補助金」「燃料デブリの取り出し工法の開発」2022 年度最終報告　技術研究組合 国際廃炉研究開発機構(IRID)

*Tomoya Shiga[1]、 Takashi Mitsui[1]、 Tsutomu Hayakawa[1]、 Masaki Jimba[1]、 Takashi Ito[1]、 Masanori Hatori[1]、 Itaru Suzuki[1]
[1]Tousou Mirai Technology Co. Ltd.

福島第一原子力発電所の燃料デブリ取出しに向けたダスト飛散率データの整備 （16）コアボーリング切削における飛散ダスト挙動の解析

Assessment of dust dispersion data for future safety analysis of Fukushima Daiichi fuel debris retrieval (16) Simulation of dust dispersion in the core boring cutting experiment

*加藤健太[1]、稲垣健太[1]、小山正史[1]、魚住浩一[1]、金井大造[1]、中村勤也[1]、金川俊[1]、土方孝敏[1]、加藤徹也[1]、山内大典[2]、戸塚文夫[2]、茂木一貴[2]、岩田裕一[2]
[1]電中研，[2]東電 HD

切削試験と数値解析を用いたダスト飛散率データ整備を行っている。本発表では、コアボーリングを用いた切削試験の再現解析を行い、本試験におけるダスト飛散特性を明らかにする。

キーワード：ダスト、飛散挙動、粒子追跡法

1. 緒言

燃料デブリ取り出しには、切削によるダストの発生・移行挙動を考慮した安全評価技術が必要である[1]。これまで我々は、様々な切削工法を用いて模擬材を切削することで飛散率データの整備を行ってきた。また、CFD と粒子追跡法に基づいたダスト飛散挙動の解析手法を構築し、ダストの性状やケーシングの形状の違いによるダスト飛散特性への影響を明らかにした。本発表では、電中研で実施されたドライ環境でのコアボーリング試験[2]の再現解析を行い、ダスト飛散特性を明らかにする。

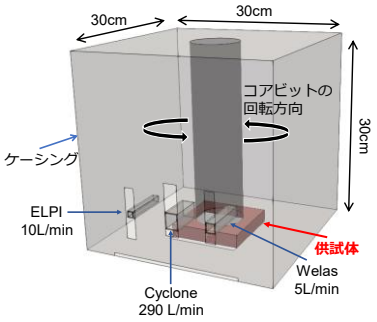


図 1 解析モデル

2. 再現解析

解析モデルとして、試験体系と同様な、図 1 に示す 30cm 角の小型ケーシングにコアビットと 3 本のサンプリング管（ELPI/Cyclone/Welas）からなる系を想定する。小型ケーシングを用いたためサンプリング管とダスト発生個所は物理的に近く、また、Cyclone は他の 2 つに比べ 290 L/min と 1 桁以上大きな体積流量でダストのサンプリングを行っている。

はじめに、サンプリング管の位置や流量がダスト回収率（回収された粒子数/初期粒子数）に与える影響を評価するため、それぞれのダスト回収率の比較を行った。その結果、回収された粒子の絶対数は体積流量の大きい Cyclone が最も大きくなるが、体積流量で除した回収濃度に換算すると、それぞれサンプリング管の回収濃度は同程度となった。これは異なる位置で実施したサンプリングによる回収率の評価値が位置や流量に依存せず、各サンプリング管で得られた飛散率が十分な代表性を有していることを示している。

一方で、コアボーリングでは切削によって発生した多くのダストが供試体表面近傍を飛散する。そのため、飛散挙動は供試体表面等の壁面近傍における流速の減衰の影響を強く受ける。そこで、壁面流速とセル流速の間を補完することで供試体表面やケーシングの壁の効果を組み込み、再現解析を行った。壁の効果を考慮していない場合では、直径 10μm 以下のほぼ全てのダストが回収されるが、壁の効果を考慮した場合、ダストは飛散せずにビット周りに堆積する結果となった。試験で得られた飛散率は典型的には 1%程度であり、そのほとんどが飛散せずコアビット周囲に堆積することが明らかになっており、解析結果と試験結果が一致することで本解析手法の妥当性が確認された。

3. 結論

本解析では、試験で測定したダスト回収率がサンプリング管の位置や流量に依存していないことを示すと共に、壁近傍の流速分布を精緻化することでコアボーリングによる低い飛散率の再現を可能とした。今後、試験で得られた飛散率データから実機の評価に適用可能な参照データを得るために数値解析による試験データの外挿などが重要な役割を果たすと考えられる。そのため、さらなる大規模計算や実環境を模擬する湿式条件などの解析に向けた解析手法の高度化を継続する。

参考文献

[1] 小山正史、他、日本原子力学会 2022 年秋の大会 2B20 (本シリーズ(1))
[2] 魚住浩一、他、日本原子力学会 2023 年秋の大会 1F13 (本シリーズ(8))

＊本研究は、令和 5 年度開始「廃炉・汚染水・処理水対策事業費補助金（安全システム（ダスト飛散率データ取得））」によって実施したものです。

* Kenta Kato[1], Kenta Inagaki[1], Tadafumi Koyama[1], Koichi Uozumi[1], Taizo Kanai[1], Kinya Nakamura[1], Shun Kanagawa[1], Takatoshi Hijikata[1], Tetsuya Kato[1], Daisuke Yamauchi[2], Fumio Totsuka[2], Kazutaka Mogi[2], Yuichi Iwata[2] [1]CRIEPI, [2]TEPCO

Oral presentation | VII. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

Thu. Sep 12, 2024 2:45 PM - 4:40 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 5:45 AM - 7:40 AM UTC Room C(Recture RoomsA 1F A105)

[2C10-16] Fukushima 2

Chair:Kentaro Manabe(JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2C10]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(5) Elucidation and modeling of the effects of forest management on air dose rates

*Yusei Uehara[1], Yuichi Onda[1], Junko Takahashi[1], Miyu Nakanishi[1], CHENWEI CHIU[1], Shiori Takamura[1] (1. University of Tsukuba)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2C11]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(6) Analysis of the source of cesium discharge from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant to the ocean

*Yuichi Onda[1], Hikaru Sato[1], Daisuke Tsumune[1], Katsuhiko Kohata[2], Tomomi Okamura[2] (1. Center for Research in Radiation, Isotopes and Earth System Sciences, 2. Tokyo Electric Power Company Holdings)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2C12]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(7) Model Development for Elucidation of Cs-137 Adsorption and Desorption Process in River Bottom Sediment in Fukushima Prefecture

*Naoyuki Wada[1], Yuichi Onda[2], Jim Smith[3], Yasunori Igarashi[2] (1. University of Tsukuba, 2. Center for Research in Radiation, Isotopes and Earth System Sciences, 3. University of Portsmouth)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2C13]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(8) Elucidation of the dynamics of dissolved Cs-137 from the headwaters to the river by analyzing the water quality of river water

*Kosuke Tomura[1], Yuichi Onda[1], Junko Takahashi[1], Aya Sakaguchi[1], Yasunori Igarashi[1], Taichi Kawano[1] (1. Univ. of Tsukuba)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2C14]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(9) Factors contributing to elevated concentrations of dissolved form Cs-137 during runoff in forest headwater catchment

*Yutaro Nagata[1], Yuichi Onda[2], Koichi Sakakibara[3], Junko Takahashi[2], Tsubasa Hiramatsu[3] (1. Univ. of Tsukuba, Master programme of Geosciences, 2. Univ. of Tsukuba, Center for Reaearch in Radiation, Isotopes, and Earth System Sciences, 3. Shinshu Univ. Faculty of Science)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[2C15]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(10) Effect of bedrock groundwater on the concentration of dissolved Cs-137 in surface water in the headwaters of

©Atomic Energy Society of Japan

forests in Namie Town

*Haruki Nakada[1], Hiroaki Kato[1,2], Yuma Niwano[1], Yuichi Onda[1,2] (1. Tsukuba University, 2. CENTER FOR RESEARCH IN RADIATION ISOTOPES, AND EARTH SYSTEM SCIENCE)

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

[2C16]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(11) Estimation of pathways based on the vertical distribution and temporal variation of ^{137}Cs in the ocean derived from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident

*Munehiro Asao[1], Tsumune Daisuke[1] (1. Univ. of Tsukuba)

4:30 PM - 4:40 PM JST | 7:30 AM - 7:40 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

福島における放射性物質分布調査
(5)森林管理が空間線量率に及ぼす影響の解明とモデル化

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(5) Elucidation and modeling of the effects of forest management on air dose rates

*上原　雄正[1]，恩田　裕一[2]，高橋　純子[2]，中西　美夕[1]，CHIU CHENWEI[2]，高村　詩央里[1]

[1]筑波大学 、[2]筑波大学 放射線・アイソトープ地球システム研究センター

先行研究では土壌含水率と空間線量率の関係から、降雨による遮蔽効果が認められた。本研究では間伐による森林管理において、樹冠構造の変化やそれに伴う林内の雨量変化が土壌含水率や空間線量率にどのような影響を及ぼしているかを定量化する。そこで実際に間伐した森林を調査プロットとし林内に雨量計、空間線量計、土壌含水率計を設置し観測した。観測結果から、間伐の影響の大きい場所では降雨時の空間線量率に影響を及ぼした。

キーワード：空間線量率、森林管理、間伐、実効雨量、土壌含水率

１．諸言

2011 年 3 月に福島第一原子力発電所で発生した事故により多くの Cs-137 が放出され、陸域に沈着した。これまで森林区域に対する除染は行われていない。そのため林野庁を中心に間伐による Cs-137 の沈着分布への変化を調査している。また先行研究では地表面付近の土壌含水率が増加することにより、地中の Cs-137 から発生するγ線が一部遮断されることで空間線量率が一時的に減少することが指摘されている[１]。本研究では、間伐による林内の降雨分布の変化に着目し、土壌面への雨量変化が空間線量率に及ぼす影響を評価した。

２．研究方法

調査地は、福島県飯舘村飯樋地区と福島県南相馬市冬住地区を観測サイトとした。それぞれ初期沈着量は 900kBq/㎡と 720kBq/㎡であり、2022 年 10～12 月において列状間伐を実施した。2024 年 4 月より雨量計と空間線量率計、土壌水分計を設置しモニタリングを開始した。間伐したサイトでは、間伐の影響を調査するために残存列と間伐列にまたがるように計 4 台の空間線量率計を設置した。降雨時の空間線量率の減少とその後の乾燥においてどのように空間線量率が上昇し元の状態に戻るのかを間伐の影響によって比較した。

３．結果

降雨前後の空間線量率データを間伐列内で比較したところ、降雨開始後すぐに空間線量率が減少し、その後一週間程度かけてもとの値まで回復した。間伐の影響が大きい場所においては、減少の幅が大きいことが確認された。また、減少が急激な変化をしているのに対して、上昇は緩やかな変化を描いている。

参考文献

[1] Nakanishi, M., Onda, Y., Takahashi, J., Kato, H., Iida, H., & Takada, M. (2023). Changes in air dose rates due to soil moisture content in the Fukushima prefecture forests. Environmental Pollution, 334, 122147.
[2] Nelson M. S., & Rittenour, T. M. (2015). Using grain-size characteristics to model soil water content: Application to dose-rate calculation for luminescence dating. Radiation Measurements, 81, 142-149.

*Yusei Uehara[1], Yuichi Onda[1], Junko Takahashi[1], Miyu Nakanishi[1], Chenwei Chiu[1], Shiori Takamura[1]

[1]University of Tsukuba Center for research in Radiation, Isotopes and Earth System Science

福島における放射性物質分布調査

(6) 福島第一原子力発電所から海洋へのセシウム放出源の解析

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(6) Analysis of the source of cesium release from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant to the ocean

*恩田 裕一[1]，佐藤 ひかる[1]，津旨 大輔[1]，木幡 勝彦[2]，岡村 知巳[2]
[1]筑波大学　放射線・アイソトープ地球システム研究センター，[2]東京電力ホールディングス

福島第一原子力発電所の事故後の廃炉と環境修復において，放射性核種の放出を最小限に抑えることが重要である。海側の不透過性壁が設置されているにもかかわらず，^{137}Cs が季節変動を伴って海に漏れ続けているが，その原因や要因はよくわかっていない。本研究では，^{137}Cs が陸から海へ移動する主要ルートである K 排水路を調査した。トリチウム（^{3}H）を利用した流域水文学トレーサー法を用いて，排水路の基底流と表面流，建屋流出を区別し，実効雨量法で排水路の ^{137}Cs 濃度を特定した。結果として，^{137}Cs の主要な供給源は原子炉建屋であり，温度の影響や降雨による流出が季節変動を引き起こしていることが示唆された。

キーワード： セシウム，福島第一原子力発電所，トリチウム

1. 緒言

福島第一原子力発電所の放射性水の流出を抑制するため，2015 年 10 月に海側不透過壁が建設された。この壁は，1–4 号機の陸海境界で約 30m の深さまで設置され，汚染水の海への流出を激減させた。その後濃度は低下したものの，わずかな ^{137}Cs が港内に流出しており，季節変化や降雨との関連が見られている。K 排水路は特に ^{137}Cs 濃度が高く，海水への流入経路となっている可能性があったため，2016～2021 年の流量，トリチウム，セシウムデータを用いて ^{137}Cs の海への輸送メカニズムの解明を試みた。

2. 研究方法

福島第一原子力発電所の K 排水路における ^{137}Cs 濃度の評価方法は以下の通りである。まず，K 排水路流出水中のトリチウム(^{3}H)をトレーサーとして使用し, 降雨時の ^{3}H 濃度減少を利用して表面流出と基底流を区別する。そして, エンドメンバー混合分析(EMMA)法で流出成分の割合を推定した。その上で, 実効雨量法(Rw)を用いて，降雨により生成される表面流出と基底流の流入成分を推定した。

3. 結論

K 排水路の ^{137}Cs 濃度は，温度と降雨が ^{137}Cs 濃度の季節変動に大きく影響し，夏に濃度が上昇し，冬に減少した。Rw 分析により、K 排水路の流出は，地下水流，表面流出に加え、やや遅れたピークを持つ建屋排水の 3 つに区分され，良好なハイドログラフの再現ができた。基底流中の ^{137}Cs 濃度は，気温との関係で再現できた。降雨中に ^{137}Cs が増加した状況を，表面流出水および建屋排水に ^{137}Cs 濃度を与えて推定すると，流出濃度を極めてよく再現できた。計算の結果，年間 ^{137}Cs フラックスのうち，建屋流出が最も多く，次いで表面流出，基底流出であることがわかった。

*Yuichi Onda[1], Hikaru Sato[1], Daisuke Tsumune[1], Katsuhiko Kohata[2], Tomomi Okamura[2]　Taichi Kawano[1], Hiroaki Kato[1] and Junko Takahashi[1]
[1]University of Tsukuba, [2] Tokyo Electric Power Company Holdings

福島における放射性物質分布調査
（7）福島県川底土における Cs-137 吸脱着過程の解明に向けたモデル構築

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(7) Model Development for Elucidation of Cs-137 Adsorption and Desorption Process in River Bottom Sediment in Fukushima Prefecture

*和田 尚志[1], 恩田裕一[2], Jim Smith[3], 五十嵐康記[2]
[1]筑波大学, [2]筑波大学放射線・アイソトープ地球システム研究センター, [3]ポーツマス大学

本研究では、福島第一原子力発電所事故以降の福島県内における川底土の Cs-137 濃度の形成要因を解明することを目的としている。そこで、河川水と川底土間の Cs-137 の吸脱着を想定したボックスモデルを作成することで評価した。現地における川底土 Cs-137 濃度を十分に再現でき、採取地点ごとの Kd により川底土 Cs-137 濃度変化が支配されていることが明らかとなった。

キーワード：Cs-137, 福島第一原子力発電所, 川底土, 吸脱着モデル, 溶存態, 固液分配係数

1. 緒言

2011 年 3 月の福島第一原子力発電所事故により多量の Cs-137 が大気中に放出され、速やかに陸域へと沈着した。流域における Cs-137 の流出形態は溶存態、懸濁態などが大半を占めているが、河川中における Cs-137 移行では固相と液相間でのイオン交換なども関与している[1]ため 川底土に着目する必要がある。溶存態と懸濁態では、Cs-137 濃度が事故後二重指数式に従って減少していることが明らかになっているが、川底土については事故後むしろ増加している地点もありその要因はまだわかっていない。そこで本研究では吸脱着過程に着目し、モデルを使用したうえで川底土 Cs-137 濃度の形成要因を解明することを目的とする。

2. 研究手法

今回の研究では、環境省が 2011 年から 2019 年に採取した川底土のデータと福島県と筑波大学放射線・アイソトープ地球システム研究センターが採取した溶存態のデータを使用した。対象地域は、福島県中通り・浜通りの流域である。作成した吸脱着モデルでは先行研究[2]を参考に液相からの吸着反応速度と固相からの脱離反応速度と放射壊変を考慮した。このモデルに現地で得られた溶存態の時系列データと実測の川底土の初期濃度を代入することで、4 つの反応速度のみを変数とする川底土 Cs-137 濃度の時系列データが得られる。このモデルにより実測値を再現することで現場における吸脱着の反応速度を評価する。

3. 結論

粒度による補正を施した川底土 Cs-137 濃度に関して、観測地点 75 地点中 45 地点では沈着後 1 年間で上昇したが、1 年後以降はすべての地点において二重指数式に従って減少していた。この時系列データに対して吸脱着モデルを使用した結果、Cs-137 濃度の上昇を含め良好に再現することができた。また、このときの吸着速度は半減期 0.2 - 22 分、脱離速度は半減期 70 – 549 日であった。今回のモデルから、Kd が上昇すると吸着速度が早く、脱離速度が遅くなることがわかった。

参考文献

[1] Monte. L et al., (2009) Physical processes in freshwater ecosystems, *IAEA-TECDOC* , 1616, 419-432.

[2] Smith. J.T., Comans R. N.J, (1996) Modelling the diffusive transport and remobilization of ^{137}Cs in sediments : The effects of sorption kinetics and reversibility, *Geochimica et Cosmochimica Acta*, 60, 6, 995-1004

---

*Naoyuki Wada[1] , Yuichi Onda[2], Jim Smith[3] and Yasunori Igarashi[2]

[1]Univ. of Tsukuba, [2]Center for Research in Radiation, Isotopes and Earth System Science, [3]Univ. of Portsmouth

福島における放射性物質分布調査 (8) 河川水の水質分析による源流域から河川流域にかけての 溶存態 Cs-137 の動態の変化の解明

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima (8) Elucidation of the dynamics of dissolved Cs-137 from the headwaters to the river by analyzing the water quality of river water

*戸村 光佑[1], 恩田 裕一[1], 高橋 純子[1], 坂口 綾[1], 五十嵐 康記[1], 川野 泰地[1]
[1]筑波大学 放射線・アイソトープ地球システム研究センター

福島県内の森林源流域で森林から河川に移行した原発事故由来の Cs-137 は、河川水中に溶存態 Cs-137 として溶出するが、その溶出経路は森林源流域から河川上・中・下流域にかけて変化する。その変化を、Cs-137 の溶出に影響を与える渓流水・河川水の水質を分析することで考察した。
キーワード: 溶存態 Cs-137、溶出経路、イオン競合性、有機物分解

1. 緒言

河川中で溶存する Cs-137 は生物への移行性が高く、河川中での挙動の解明が望まれている。これまでの研究では、河川上流部での溶存態 Cs-137 濃度に影響する要因として、森林から供給されるリター（有機物）の分解、競合するイオン濃度[1]が指摘されてきた。そして近年、河川下流や貯水池における観測的研究は、溶存態 Cs-137 濃度を決める要因としてセシウムの安定同位体(Cs-133)の存在を指摘している。しかし、森林が近く斜面からリターの供給が多い河川上流において、河川水中の Cs-133 濃度がどのように溶存態 Cs-137 濃度に影響するかがわかっていない。本研究の目的は、森林源流域から下流へかけて、河川水中の溶存態 Cs-137 濃度に影響する要因を明らかにすることである。

2. 研究手法

福島県川俣町山木屋地区の森林源流域から、下流の口太川流域内の観測地点 7 か所で河川水を採取した。サンプルは研究室に持ち帰り、有機物分解で溶出する溶存有機炭素（DOC）、 Cs^+の競合イオン(K^+や NH_4^+)などの主要溶存イオン濃度、Cs-133 濃度をそれぞれ全有機体炭素計、イオンクロマトグラフィー、ICP-MS を用いて測定した。

3. 結論

対象とした河川における Cs-137 の固液分配係数 (K_d=懸濁態濃度/溶存態濃度)は、$[K^+]$あるいは $[NH_4^+]$ の増加に伴い減少し、決定係数 はそれぞれ、$R^2=0.23$ と $R^2=0.32$ であった。既存研究によれば $[NH_4^+]$ は $[K^+]$ の 5 倍効率よく Cs と交換する事が知られている。したがって、 $[K^+]+5[NH_4^+]$と K_d の関係を見たところ、決定係数は $R^2=0.55$ となった。本研究では、DOC 濃度と K_d には明確な関連が見られなかった。Cs-133 濃度の変化傾向は K^+とやや類似しつつも河川での濃度は源流域と同程度であった。他の溶出経路と比較した Cs-133 との同位体交換による溶出の寄与とその変化を解明していくことが今後の課題である。

参考文献

[1] Kawano, T., Onda, Y., Kato, H., Takahashi, J. (2024). Mechanisms of ^{137}Cs leaching based on long-term observations in forested headwater catchments in Yamakiya, Fukushima Prefecture, Japan. *Science of the Total Environment*, 907 (10), 167837.

[2] Hirose, K, Onda, Y., Tsukada H, Hiroyama, Y., Okada, Y., Kikawada, Y. (2024). Chemical implication of the partition coefficient of ^{137}Cs between the suspended and dissolved phases in natural water. *Journal of Environmental Radioactivity*, 278, 107486.

*Kosuke Tomura[1], Yuichi Onda[1], Junko Takahashi[1], Aya Sakaguchi[1], Yasunori Igarashi[1], Taichi Kawano[1]
[1]University of Tsukuba, Centre for Research in Radiation, Isotopes, and Earth System Sciences.

福島における放射性物質分布調査
（9）森林源流域における溶存態 Cs-137 濃度上昇の要因

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(9) Factors contributing to elevated concentrations of dissolved form Cs-137 during runoff in forest headwater catchment

*永田 祐太郎[1]，恩田 裕一[2]，榊原 厚一[3]，高橋 純子[2]，平松 翼[3]
[1]筑波大学地球科学学位プログラム，[2]筑波大学放射線・アイソトープ地球システム研究センター
[3]信州大学理学部理学科

本研究では森林源流域における出水時の溶存態 Cs-137 濃度上昇の要因を渓流水,地下水,リター通過水のサンプリングと溶存無機イオン,溶存有機炭素の測定を行うことで明らかにすることを目的とした。出水ピーク後 K^+は 4 時間で濃度が低下したが DOC は 12 時間後も平水時の 2 倍程度の濃度であったことから Cs-137 濃度上昇の要因としてイオン交換よりも有機物からの溶出の影響が大きいことが示唆された。

キーワード：Cs-137, 森林源流域, 溶存有機炭素

1. 緒言

福島原発事故により放出された放射性物質は陸域において 72%が森林に沈着した。河川では溶存態 Cs-137 が K^+とのイオン交換や有機物分解によって形成され K^+,DOC 濃度と正の相関関係が見られるといった報告が複数ある[1]。また森林源流域においては溶存態 Cs-137 濃度が出水時に上昇することが観測されておりその要因としてリターからの溶出が考えられている[2]。

2. 目的と手法

本研究では福島県川俣町山木屋地区の世戸八山流域において渓流水,地下水,リター通過水のサンプリングを行い溶存態 Cs-137,溶存無機イオン,溶存有機炭素(DOC)を測定することで森林源流域においてリターが溶存態 Cs-137 流出に及ぼす影響を調査した。

3. 結論

2023/9/7 と 2024/3/29 の出水時にサンプリングを行った。2023 年は総雨量 60mm の降雨があった翌日にサンプリングを行い平水時流量が 0.25L/s であるのに対し 3L/s まで流量が増加した。このイベントでは Cs-137,DOC 濃度が平水時平均の 2 倍に上昇していた一方で K^+濃度は平水時と同程度であった。2024 年は 45mm の降雨があり流量が 1.5L/s まで上昇した。Cs-137, K^+,DOC 濃度すべてが流量ピーク時に最大となった。その後 K^+濃度はピーク後 4 時間で平水時と同程度まで低下したが DOC 濃度は 12 時間経過後も平水時より高い値であった。このことはリター溶出で形成された DOC 濃度の高い渓流水が降雨終了後も流出していることを示しており溶存態 Cs-137 の起源としてイオン交換よりもリター溶出の影響が大きいことを示唆している。

参考文/献

[1] Kawano et al., (2024). Mechanisms of ^{137}Cs leaching based on long-term observations in forested headwater catchments in Yamakiya, Fukushima Prefecture, Japan. *Science of the Total Environment*, 907 (10), 167837.

[2] Sakakibara et al., (2021). Radiocesium leaching from litter during rainstorms in the Fukushima broadleaf forest, *Science of the Total Environment*, 796 148929

---

*Yutaro Nagata[1], Yuichi Onda[2], Koichi Sakakibara[3] , Junko Takahashi[2], Tsubasa Hiramatsu[3]
[1]Master's Program in Geoscience, University of Tsukuba ., [2] Center for Research in Radiation, Isotopes, and Earth System Sciences, University of Tsukuba., [3]College of Science, Faculty of Sciences, Shinshu University

福島における放射性物質分布調査
(10) 浪江町森林源流域の表流水の溶存態セシウム-137 濃度における岩盤地下水の影響

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(10) Effect of bedrock groundwater on the concentration of dissolved Cs-137 in surface water in the headwaters of forests in Namie Town

*中田 遥稀[1], 加藤 裕亮[2], 庭野 佑真[1], 恩田 裕一[2]
[1]筑波大学 [2]放射線・アイソトープ地球システム研究センター

本研究では、森林斜面における多様な滞留時間を持つ浅層地下水及び深層地下水の流出特性が、表流水の Cs-137 濃度に与える影響を解明することを目的とする。そのために、詳細な水文学的モニタリング及び地下水・表流水の Cs-137 濃度測定を行うことにより、特に出水時に焦点を当てて観測を行う。

キーワード：放射性物質、溶存態セシウム、深層地下水、浅層地下水、動水勾配

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故にともなって放出された Cs-137 の大部分は森林域に沈着しており、今なお残存し、森林内を循環している。森林から流出する溶存態 Cs-137 の成分は懸濁態と比べると小さいことが分かっているが、農作物や生態系に取り込まれやすい性質から、溶存態 Cs-137 の供給源や流出経路を解明することが必要である。本研究では、高沈着域である福島県双葉郡浪江町に位置する森林源頭部流域の斜面を対象に、浅層地下水及び深層地下水が表流水の溶存態 Cs-137 濃度に与える影響を解明することを目的とする。

2. 研究手法

調査対象流域は浪江町の請戸川支流に位置しており、湧水点直上と湧水点よりおよそ 25 m 下流の斜面で水文学的観測を行った。手法としては、ピエゾメータを設置し地下水の水理水頭の変化を観測することで、地下水の流動方向を調査した。また、斜面に井戸を設置し、地下水位の観測と地下水の採水・水質分析を行った。また、量水堰においては、平水時の採水のほか、自動採水器を設置して出水時に時系列の表流水を採水し、実験室で Cs-137 濃度及び水質測定を行った。

3. 結果と考察

森林斜面土層中に存在する浅層地下水は、表流水と比べて高い溶存態 Cs-137 濃度を示した。また、土壌浸透水、浅層地下水、表流水の溶存態 Cs-137 濃度は DOC 濃度と良い相関が認められた。出水時には、表流水の溶存態 Cs-137 濃度が上昇したが、同時に DOC 濃度と K^+濃度も上昇することが分かった。出水イベント中の表流水の溶存態 Cs-137 濃度と DOC 濃度及び K^+濃度の関係を調査したところ、いずれもヒステリシス型の時間変化を示した。このことから、出水開始から流量ピークまでは浅い地下水が、流量ピーク後の低減では岩盤から吹き上げた深層地下水の流出が関与している可能性が高い。

参考文献 [1] Niwano et al, (2023) Elucidation of the Effect of Slope Shallow Groundwater Runoff on the Formation of ^{137}Cs Concentrations in Surface Water at Forest Headwaters [2] Iwagami et al, (2019a) Dissolved ^{137}Cs concentrations in stream water and subsurface water in a forested headwater catchment after the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant accident. Journal of Hydrogy, 573, 688-696 [3] Sakakibara et al, (2021) Dissolved ^{137}Cs concentrations in stream water and subsurface water in a forested headwater catchment after the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant accident. Science of the Total Environment, 796, 148929

---

*Haruki Nakada[1], Hiroaki Kato[2], Yuma Niwano[1], Yuichi Onda[2]
[1]Univ. Of Tsukuba.,[2]Center for Research in Radiation, Isotopes, and Earth System Sciences, University of Tsukuba.

福島における放射性物質分布調査
(11) 福島第一原発事故由来の海洋中 ^{137}Cs の鉛直分布と時系列変化を基にした供給経路の推定

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(11) Estimation of pathways based on the vertical distribution and temporal variation of oceanic ^{137}Cs derived from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident

*浅尾 宗洋[1], 津旨 大輔[1]
[1]筑波大

2011 年 3 月以降に福島県沖で観測された海洋中 ^{137}Cs 濃度のデータの時系列変化と鉛直分布を用いて、福島第一原子力発電所(1F NPP)の事故によって海洋へ放出された ^{137}Cs の供給経路を推定した。
キーワード：福島第一原子力発電事故、^{137}Cs、直接漏洩、河川流出

1. 緒言

1F NPP の事故により海洋に ^{137}Cs が放出され、依然として海洋中 ^{137}Cs 濃度は事故以前のレベルには回復していない。そのため、海洋への ^{137}Cs の供給経路をより詳細に解明することは重要である。本研究では海洋中 ^{137}Cs 濃度の観測値の時系列変化から各観測地点における供給経路ごとの寄与率を推定することを試みた。1F NPP から直接漏洩した ^{137}Cs は急激に減少した後、2011 年 12 月から一定速度で減少していたが、2016 年 7 月からはほぼ一定に推移している[1]。それに対し河川から流出する ^{137}Cs は現在も減少傾向である。直接漏洩と河川流出の時系列変化の傾向の違いから供給源を推定することが可能だと考えられる。また、^{137}Cs の鉛直分布からも供給経路を推定することを試みた。

2. 研究方法

2011 年 3 月以降に 1F NPP 近傍で観測された ^{137}Cs 濃度のデータから、直接漏洩率の時系列変化を算出した。また、福島県における 7 つの河川(阿武隈川,請戸川,富岡川,高瀬川,小高川,前田川,熊川)からの ^{137}Cs の河川流出率が計算されている[2]。海洋の各観測地点における ^{137}Cs 濃度の時系列変化を求めることによって直接漏洩及び河川流出の寄与率を推定した。また、鉛直分布データにおいて、水温、塩分、^{137}Cs 濃度を元にした水塊の解析を行った。

3. 結果・考察

直接漏洩率は 2011 年 3 月から 2016 年 7 月までは見かけの半減期 1 年程度の速度で減少していたが、2016 年 7 月からは減少速度が大きく低下し見かけの半減期は 10 年程度であった。それに対し河川流出はどちらの期間でも見かけの半減期 2−3 年程度であり、直接漏洩と河川流出の時系列変化の傾向が大きく異なることが確認できた。2016 年 7 月以前と以後の海洋の各観測地点における見かけの半減期の変化率に注目すると、全体として 1F NPP 近傍では直接漏洩率の変化率に近く、遠方の阿武隈川沖では河川流出の変化率に近かった。各観測地点における供給率を時系列変化から推定することは有効だと言える。また、鉛直分布の解析から、水塊の由来ごとに ^{137}Cs 濃度が大きく異なる可能性が示唆された。

参考文献

[1] Aoyama et al. (2020) J Environ Radioact, 217, 106206, doi:10.1016/j.jenvrad.2020.106206.
[2] Sakuma et al. (2019) J Environ Radioact, 208-209, 106041, doi:10.1016/j.jenvrad.2019.106041.

*Munehiro Asao[1] and Daisuke Tsumune[1]
[1]Univ. of Tsukuba

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：502-1 Nuclear Materials, Degradation, Radiation Effects, and Related Technology

Thu. Sep 12, 2024 2:45 PM - 5:10 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 5:45 AM - 8:10 AM UTC Room O(Recture RoomsB 2F B204)

[2O09-17] Irradiation Effects

Chair:Yoshitaka Matsukawa(Kumamoto Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2O09]

Evaluation of Irradiation Embrittlement of a Harvested Reactor Pressure Vessel Material from a Domestic PWR Plant

(3) Investigation of Radiation Hardening

*Yuuki Maeda[1], Katsuhiko Fujii[1], Terumitsu Miura[1], Koji Fukuya[1] (1. INSS)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2O10]

A Study about Radiation-induced Segregation Behavior at Phase Boundaries in Stainless Steel Weld Metals

*Terumitsu Miura[1], Yuki Yamaoka[1], Katsuhiko Fujii[1], Koji Fukuya[1] (1. INSS)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2O11]

Microstructural Analysis by Atom Probe Tomography and Scanning Transmission Electron Microscopy for Heat-Affected Zone in a Reactor Pressure Vessel Steel

*Masaki Shimodaira[1], Yoosung Ha[1], Hisashi Takamizawa[1], Takeshi Toyama[2], Yufeng Du[2], Yusuke Shimada[2], Kenta Yoshida[2], Yasuyoshi Nagai[2], Jinya Katsuyama[1] (1. JAEA, 2. Tohoku Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2O12]

Investigation of effect of grain-boundary characters on phosphorus segregation at grain boundaries in reactor pressure vessel steel JRQ

*Tomohiro Kobayashi[1], Masaya Kozuka[1], Yuichi Miyahara[1] (1. CRIEPI)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2O13]

Quantification of radiation-induced segregation in type 316 Stainless Steel by STEM-EDS mapping using the ζ-factor method

*Yuichi Miyahara[1], Masaya Kozuka[1], Tomohiro Kobayashi[1] (1. CRIEPI)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[2O14]

Dislocation loops observation in a reactor pressure vessel steel by diffraction selected on-zone STEM

*Masaya Kozuka[1], Yuichi Miyahara[1], Tomohiro Kobayashi[1] (1. CRIEPI)

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

[2O15]

Statistical analysis of cascade cluster generation using molecular dynamics simulation

*Yuting Chen[1], Kazunori Morishita[1] (1. Kyoto Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

4:30 PM - 4:45 PM JST | 7:30 AM - 7:45 AM UTC

[2O16]

Statistical assessment of microstructural evolution in iron during neutron irradiation

*LIANGFAN ZHU[1], Yuting Chen[1], Kazunori Morishita[1] (1. Kyoto Univ.)

4:45 PM - 5:00 PM JST | 7:45 AM - 8:00 AM UTC

[2O17]

Performance Evaluation of All-Solid-State Batteries in a Radiation Environment

*Weichen Zhang[1], Hiroshige Kikura[2], Yutaka Tamaura[3], Tadashi Kawamoto[3] (1. Tokyo Tech, 2. ZC Lab, 3. Tamaura Labo)

5:00 PM - 5:10 PM JST | 8:00 AM - 8:10 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

国内 PWR プラントの原子炉圧力容器廃炉材の照射脆化挙動の評価 (3) 照射硬化量の評価

Evaluation of Irradiation Embrittlement of a Harvested Reactor Pressure Vessel Material from a Domestic PWR Plant
(3) Investigation of Radiation Hardening

*前田 悠希[1], 藤井 克彦[1], 三浦 照光[1], 福谷 耕司[1]
[1]原子力安全システム研究所

国内 PWR プラントの原子炉容器廃炉材について、焼鈍試験により硬さの回復過程を測定し照射硬化量を評価した。硬さは 500℃から回復し、照射硬化量は 29 HV1 と見積もられた。また、焼鈍前後の硬さ分布の比較からクラッドとの溶融境界付近でも照射硬化量は同じで、特異な照射脆化が生じていないことが確認された。

キーワード：原子炉圧力容器、照射脆化、廃炉材、照射硬化量

1. 緒言

監視試験片を用いた原子炉容器（RPV）の照射脆化管理の妥当性を検証するためには、照射脆化の原因となるミクロ組織変化や硬さの変化を実機 RPV 材について調べ、監視試験片のデータと比較し、予測の確かさを確認することが重要である。そこで、廃止措置段階の PWR プラントの RPV 胴部内表面から採取された少量のクラッドと母材を含むボートサンプル（以下、廃炉材）について、APT や TEM によりミクロ組織を調べるとともに板厚方向に硬さを測定し、溶質原子クラスタと転位ループの形成状況は国内 PWR 監視試験片と同程度であることを確認するとともに、類似の A533B 鋼の未照射材の硬さと比較し照射硬化量を推定した[1,2]。本報告では、照射硬化量の評価を目的に、焼鈍試験による硬さの回復過程を調べた。

2. 方法

廃炉材（A533B Cl.1, Cu 含有量 0.12 wt.%, 照射量 2.9×10^{19} n/cm^2）について、350℃で 30 分間焼鈍した後、表面をダイヤモンドペーストとコロイダルシリカで鏡面研磨して熱処理による変質層を除去して荷重 1kg でビッカース硬さを 5 点測定した。以降、50℃間隔で 30 分間の熱処理と硬さ測定を繰り返し、550℃まで実施した。その後、クラッドから板厚方向に硬さを測定し、焼鈍後の硬さの深さ分布を得た。

3. 結果

図に硬さの等時焼鈍に伴う変化を示す。450℃までは変化は認められないが、500℃で顕著な減少が生じ、550℃ではほとんど変化しない。国内初期プラントの鋼材であり中程度の Cu（0.12wt%）を含む A533B 鋼未照射材の硬さは、190 から 197 の値が報告されており[3]、これらの未照射材の硬さとの比較から照射に伴う硬化は回復したと判断した。焼鈍前の硬さ 222 との差から、照射硬化量は 29 と見積もられた。廃炉材の照射硬化量は同等の Cu 含有量の監視試験片[3]や研究炉照射材[3]のデータの範囲にあることが確認された。また、焼鈍後の硬さの減少量はクラッドとの溶融境界付近と母材側で場所によらず一定であり、溶接熱影響により硬化した領域においても特異な照射脆化は生じていないことが確認された。

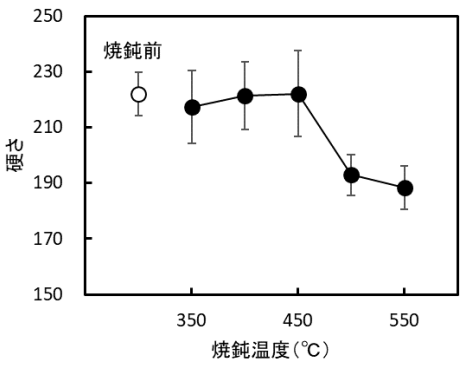


図 等時焼鈍による硬さの変化

参考文献 [1] 大厩他, 日本原子力学会 2023 年春の年会, 3F07. [2] 三浦他, 日本原子力学会 2023 年春の年会, 3F08. [3] 九州電力, 高経年化技術評価に関する意見聴取会(平成 24 年 2 月 13 日第 7 回)資料. [4]福谷他, INSS MONOGRAPH No.1 2001.

*Yuuki Maeda[1], Katsuhiko Fujii[1], Terumitsu Miura[1], Koji Fukuya[1] [1] INSS

ステンレス鋼溶接金属の相境界における照射誘起偏析挙動の検討

A Study about Radiation-induced Segregation Behavior at Phase Boundaries in Stainless Steel Weld Metals

*三浦 照光，山岡 祐樹，藤井 克彦，福谷 耕司
原子力安全システム研究所

ステンレス鋼溶接金属の相境界における照射誘起偏析挙動をイオン照射により調べるとともに、母材や溶接熱影響部の粒界との違いを検討した。照射前の相境界では Cr 等が濃化しており、方位関係により偏析量が異なることを確認した。照射後では粒界での照射誘起偏析と類似した Cr の減少や Ni の濃化が認められた。Cr については、粒界と相境界で照射後の濃度に大きな違いがないことが示唆された。

キーワード：ステンレス鋼、溶接金属、照射誘起偏析、イオン照射、相境界

1. 緒言

照射されたステンレス鋼溶接金属を高温水中で腐食試験すると、中性子照射ステンレス鋼の粒界と同様に、フェライト相（δ相）とオーステナイト相（γ相）の境界に沿って優先酸化が生じる[1]。粒界の優先酸化は照射誘起応力腐食割れ（IASCC）の発生要因の一つと考えられており、相境界の優先酸化は溶接金属に IASCC を誘起する要因になりうる。粒界や相境界が優先酸化される原因は照射誘起偏析により耐食性に関係する Cr が減少するためと考えられるが、相境界における照射誘起偏析の挙動については、方位関係による違い等、粒界ほど詳しくは分かっていない。ステンレス鋼溶接金属における IASCC 挙動を明らかにする一環として、相境界における照射誘起偏析挙動を調べ、母材や溶接熱影響部（HAZ）の粒界との違いを検討した。

2. 試験

SUS304 ステンレス鋼の溶接継手[2]から採取した試料に、東京大学重照射研究設備の加速器を用いて 500°C で 2.8 MeV Fe^{2+}イオンを照射した。照射速度と照射量は試料表面から深さ 500 nm の位置で 3.6×10^{-4} dpa/s と 5.0 dpa とした。母材、HAZ および溶接金属について、電子後方散乱回折測定によりランダム粒界と Kurdjumov-Sachs の関係（K-S 関係）およびランダムな方位関係の相境界を特定し、集束イオンビーム加工装置を用いて薄膜試料を作製した。薄膜の厚さは精密イオン研磨装置を用いた 500 V の Ar イオン研磨により 50 nm 以下とした。走査型透過電子顕微鏡とエネルギー分散型 X 線分析器を用いて、照射領域（深さ 500 nm の位置）と未照射領域（深さ 1250 nm 以上の位置）について、粒界／相境界から±50 nm の範囲で元素濃度を調べた。

3. 結果

ランダム相境界近傍の元素分布を図に示す。未照射領域では相境界近傍で Fe が減少し、Cr, Ni, Mn, Mo が濃化していた。照射領域では相境界近傍で Fe, Ni, Si が濃化し、Cr, Mn, Mo は減少した。Fe, Cr, Mn, Mo では、照射前の初期偏析と照射誘起偏析で物質移動の方向が反対であった。また、ランダム相境界では K-S 関係の相境界と比べて照射前の偏析量が大きく、照射による Cr 濃度の低下が抑えられる傾向が認められた。母材／HAZ の粒界との比較は当日報告する。

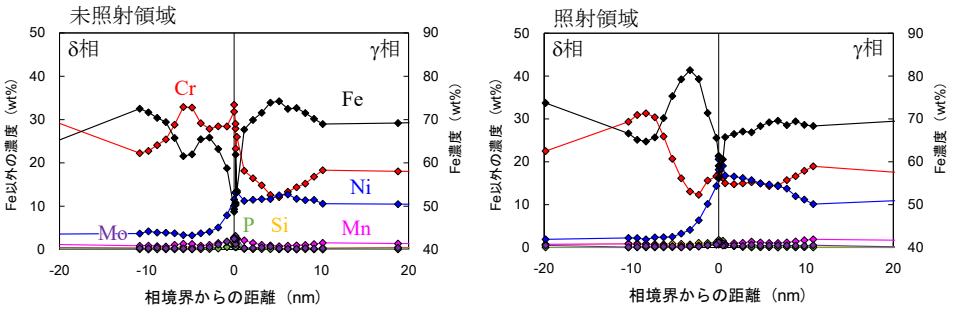


図　溶接金属のランダム相境界近傍の元素分布

参考文献　[1] 藤井 他, INSS JOURNAL, 28 (2021) NT-3.　[2] 山田 他, INSS JOURNAL, 17 (2010) 150-158.

*Terumitsu Miura[1], Yuki Yamaoka[1], Katsuhiko Fujii[1], and Koji Fukuya[1]　[1]Instuitute of Nuclear Safety System

3 次元アトムプローブ及び走査透過電子顕微鏡を用いた原子炉圧力容器鋼溶接熱影響部の微細組織分析

Microstructural Analysis by Atom Probe Tomography and Scanning Transmission Electron Microscopy for Heat-Affected Zone in a Reactor Pressure Vessel Steel

*下平　昌樹[1]，河　侑成[1]，髙見澤　悠[1]，外山　健[2]，Du Yufeng[2]，嶋田　雄介[2]，
吉田　健太[2]，永井　康介[2]，勝山　仁哉[1]
[1]JAEA，[2]東北大

原子炉圧力容器（RPV）鋼の照射脆化感受性に及ぼす金属組織の違いの影響を調べるため、溶接熱影響部（HAZ）と母材部を対象に中性子照射後の微細組織分析を実施した。Cu 含有量の高い RPV 鋼において、HAZ と母材部では溶質原子クラスタや転位ループといった微細組織の性状にほぼ違いがないことが分かった。

キーワード：原子炉圧力容器鋼，溶接熱影響部，照射脆化，3 次元アトムプローブ，走査透過電子顕微鏡

1. 緒言

原子炉圧力容器（RPV）には、継手溶接やステンレスオーバーレイクラッド（クラッド）施工時の入熱により母材部と異なる金属組織を呈する溶接熱影響部（HAZ）が形成される。RPV の健全性評価では、HAZ と母材部の脆化量が同等であると考えられており、同じ脆化予測式が用いられている。しかしながら、現行の国内の脆化予測式は主に母材と溶接金属の監視試験データに対して最適化されたものであり、HAZ の金属組織が照射脆化感受性に及ぼす影響は確認されていない。本研究では、脆化予測式を HAZ に適用することの妥当性を確認するため、中性子照射後の RPV 鋼の HAZ 及び母材部を対象にした微細組織分析を実施した。

2. 実験方法

1970 年代に国内で運転開始したプラントの RPV の化学成分を模擬した Cu 含有量の高い A533B 鋼の厚板から採取し、チェコの材料試験炉 LVR-15 において約 290℃で約 1×10^{19} と 1×10^{20} n/cm^2 の 2 段階で中性子照射された試験片を用いた。母材部、クラッド下 HAZ 2 箇所（クラッドと母材の境界から 1 mm と 4 mm）及び継手 HAZ を対象に、3 次元アトムプローブ（APT）及び走査透過電子顕微鏡（STEM）を用いて溶質原子クラスタ（SC）及び転位ループの観察を行った。

3. 実験結果

APT により観察された SC の数密度を図 1 に示す。試験片採取位置（金属組織）の違いによって、中性子照射量の増加に伴う SC 数密度の増加傾向に明瞭な違いはなく、母材と HAZ で同等であった。また、約 10^{20} n/cm^2 まで照射された照射量が高い試験片では STEM により観察した HAZ と母材の転位ループの数密度は 1.1~1.8 × 10^{22} m^{-3} の範囲であり、採取位置による明瞭な違いは見られなかった。これらの結果から、本研究で用いた Cu 含有量の高い試験炉照射材においては SC 及び転位ループの形成に対して、金属組織の違いが影響しないことが示された。

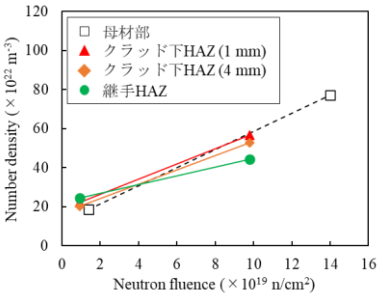


図 1　各試験片採取位置における SC 数密度の比較

謝辞

本研究は、原子力規制庁からの受託事業、平成 31 年度「軽水炉照射材料健全性評価研究」及び令和 3~5 年度「実機材料等を活用した経年劣化評価・検証（原子炉圧力容器の健全性評価研究）」の成果の一部である。

*Masaki Shimodaira[1], Yoosung Ha[1], Hisashi Takamizawa[1], Takeshi Toyama[2], Yufeng Du[2], Yusuke Shimada[2], Kenta Yoshida[2], Yasuyoshi Nagai[2] and Jinya Katsuyama[1]

[1]JAEA, [2]Tohoku Univ.

圧力容器鋼 JRQ におけるリンの粒界偏析に及ぼす粒界性格の影響調査

Investigation of effect of grain-boundary characters on phosphorus segregation at grain boundaries in reactor pressure vessel steel JRQ

*小林 知裕[1]，小塚 雅也[1]，宮原 勇一[1]
[1]電中研

原子炉圧力容器鋼 JRQ の非照射材および試験炉照射材を対象に STEM-EDS 法による粒界分析を行い，リンの粒界偏析に及ぼす粒界性格の影響を調査した。旧オーステナイト粒界やラス境界等何れの粒界においてもリンの照射誘起偏析が生じており，旧オーステナイト粒界におけるリンの粒界偏析量が最も高い値を示した。

キーワード：圧力容器鋼，中性子照射，粒界偏析，粒界過剰量，STEM-EDS 法

1. 緒言

原子炉圧力容器（RPV）の照射脆化要因の一つに，熱時効や中性子照射によって RPV 鋼に含まれるリンが粒界に偏析することで粒界強度を低下させる非硬化型脆化が知られている。RPV 鋼等の実用鋼では製造時にマイクロメートルオーダーの元素濃度分布やサブマイクロメートル～マイクロメートルオーダーの異なる性格を持つ粒界が形成されることから，これらの影響によって鋼材内においてもリンの粒界偏析量に違いが生じていることが想定される。本研究では，どのような粒界でリンの粒界偏析が優先的に生じ得るか明らかにするため，原子炉圧力容器鋼 JRQ[1]を対象にリンの粒界偏析に及ぼす粒界性格の影響を調査することとした。

2. 実験方法

JRQ 材の非照射材および試験炉照射材（照射量 5.38×10^{19} n/cm^2 (E>1 MeV)，照射温度 286°C）を対象に，リン濃度が 0.02～0.026 mass%の領域から FIB 加工により旧オーステナイト（旧 γ）粒界等を含む TEM 試料を作製した。STEM-EDS 測定には，有効検出面積 100 mm^2 のシリコンドリフト検出器 2 本を有する日本電子製 JEM-ARM300F を用いた。加速電圧 300 kV で取得した特性 X 線強度マップに対して，ζ因子法[2]による定量分析を行うと共に，粒界偏析の指標として粒界過剰量を用いてリンの粒界偏析を評価した。

3. 実験結果

非照射材におけるリンの粒界偏析は，ラス境界やパケット境界等では小さく，旧 γ 粒界でのみ明瞭に観察された。照射材に対する分析結果から，何れの粒界においてもリンを含む溶質元素の照射誘起偏析が生じており，粒界偏析量の上昇はブロック境界やパケット境界等の大角粒界で最も大きくなる傾向を示した。一方，粒界偏析量については，非照射材および照射材共に旧 γ 粒界が最も高く，小角粒界であるラス境界において最も小さくなる傾向を示した（図 1）。

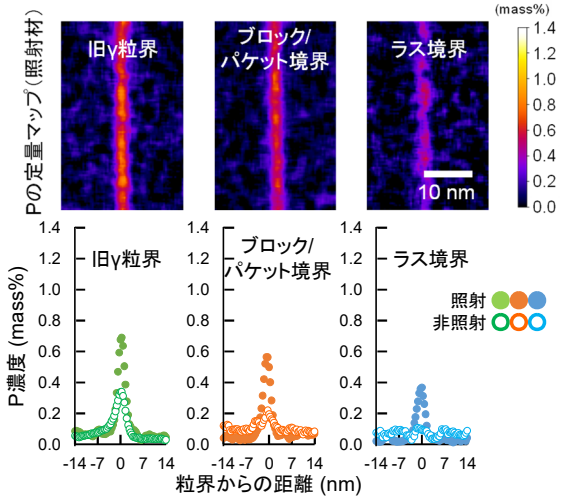


図 1 JRQ 照射材におけるリンの定量マップおよびリン濃度と粒界からの距離の関係

参考文献

[1] IAEA-TECDOC-1230, 2001
[2] Watanabe et al., Journal of Microscopy 2006 221, 89–109.

---

*Tomohiro Kobayashi[1], Masaya Kozuka[1] and Yuichi Miyahara[1]
[1]CRIEPI

ζ因子法を用いた STEM-EDS マッピングによる 316 ステンレス鋼の照射誘起偏析の定量性

Quantification of radiation-induced segregation in type 316 stainless steel by STEM-EDS mapping using ζ-factor method

*宮原 勇一[1]，小塚 雅也[1]，小林 知裕[1]
[1]電中研

316 ステンレス鋼の照射材の結晶粒界を STEM-EDS マッピングで測定し、ζ因子法[1]を用いて照射誘起偏析の定量分析を行った。粒界上で観測される偏析濃度と空間分解能の間には直線関係があり、空間分解能に応じた偏析濃度を推定し得る可能性が示された。

キーワード：316 ステンレス鋼，照射誘起偏析，ζ因子法，STEM-EDS

1. 緒言

照射ステンレス鋼の照射誘起偏析量は、TEM-EDS、STEM-EDS やアトムプローブ（APT）等で評価されるが、分析手法によって空間分解能が異なるため、その絶対値の比較には注意を要する。本報では、照射ステンレス鋼の同一結晶粒界を STEM-EDS と APT で評価し、空間分解能の影響を検討した結果を報告する。

2. 実験

STEM-EDS 分析試料は、PWR で 18.8 dpa 照射された 316 ステンレス鋼製のバッフルフォーマボルトの高角粒界（方位差 48～52°）を FIB リフトアウト法で抽出し、試料取付部が単結晶 Si の Mo 製支持グリッドに取り付けることにより作製した。STEM-EDS 測定には、有効検出面積 100 mm^2 のシリコンドリフト検出器 2 本を有する日本電子製 JEM-ARM300F を用いた。STEM-EDS 測定および解析には日本電子製のソフトウェア ANALYSIS STATION を用い、加速電圧 300 kV で取得した特性 X 線データをζ因子法で解析した。

3. 結果

STEM-EDS マップ内で粒界傾斜の無い 5 つの領域で結晶粒界を跨ぐ濃度プロファイルを求め、プロファイルの移動平均を計算することで空間分解能を低下させた濃度プロファイルの評価も行った。空間分解能と粒界上で観測されるピーク濃度の関係を図 1 に示す。両者には直線関係があり、任意の空間分解能で得られる粒界ピーク濃度を推定できる可能性が示された。空間分解能をバーガースベクトルと同程度の 0.253 nm とした場合、STEM-EDS 分析結果と同一結晶粒界をアトムプローブ分析した結果（Cr:9.63 wt%, Ni:30.6 wt%, Si:4.59 wt%）との差は、Cr で+2.77 wt%、Ni で同値、Si で-2.69 wt%となった。STEM-EDS 分析で Si の偏析濃度が過小評価される結果は、試料グリッドの取付部の材料に用いられる単結晶 Si に起因すると考えられる。

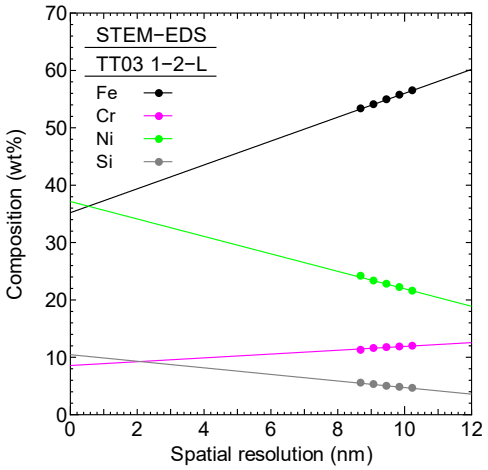


図 1　空間分解能と観察される粒界ピーク濃度の関係

参考文献

[1] M. Watanabe and D. B. Williams., J. Microscopy, 2006, 221, Pt2, 89-109.

*Yuichi Miyahara[1], Masaya Kozuka[1] and Tomohiro Kobayashi[1]
[1]CRIEPI.

Diffraction selected on-zone STEM による原子炉圧力容器鋼中の転位ループ観察

Dislocation loops observation in a reactor pressure vessel steel by diffraction selected on-zone STEM

*小塚 雅也[1]，宮原 勇一[1]，小林 知裕[1]
[1]電中研

筆者らが考案した簡便かつ選択的な STEM 観察手法である Diffraction selected on-Zone STEM (DsoZ-STEM)によって原子炉圧力容器鋼中の転位ループ観察を行い、従来手法と比較した。

キーワード：原子炉圧力容器鋼、STEM、転位ループ、回折コントラスト

1. 緒言

原子炉圧力容器鋼が中性子照射されることで形成する転位ループは脆化の因子の一つとされており、その数密度等の評価には透過電子顕微鏡(TEM)による観察が必要である。従来から広く用いられてきた Weak beam dark field TEM (WBDF-TEM)法には、干渉縞による微細な転位ループの数え落とし、精緻な試料傾斜操作による観察効率の低さという主に 2 つの課題がある。筆者らは、干渉縞の抑制と精緻な試料傾斜操作の省略を可能にする新たな観察手法 Diffraction selected on-Zone Scanning TEM (DsoZ-STEM)法を考案し、純アルミ単結晶中の転位ループ観察の観察例を示した[1]。DsoZ-STEM 法では晶帯軸入射の収束電子線回折(CBED)パターンから対物レンズ絞りで回折ディスクを選択し暗視野の STEM 像を得るため、転位ループ観察の高精度化と効率化が期待できる。本研究では、原子炉圧力容器鋼中の転位ループ観察における DsoZ-STEM 法の選択的観察の可否を検討した。

2. 実験

Cu 濃度及び Ni 濃度がそれぞれ 0.06 mass%及び 0.59 mass%の原子炉圧力容器鋼に対して 4 keV のアルゴンイオンを入射角度 4° で室温照射したものを観察対象とし、同一視野を DsoZ-STEM 法と WBDF-TEM 法とで観察、比較した。

3. 結果及び考察

得られた DsoZ-STEM 像の例を環状明視野 STEM(ABF-STEM)像とともに図 1 に示す。観察された転位ループは直径 5 nm 以下と極微細であったが、特定の菊池線を含む回折ディスクによって得られた DsoZ-STEM 像では転位ループが選択的に強調されることが確認できた。原子炉圧力容器鋼中であっても DsoZ-STEM 法による転位ループの選択的観察が可能であることが示唆された。発表では、WBDF-TEM 法との比較結果も示す。

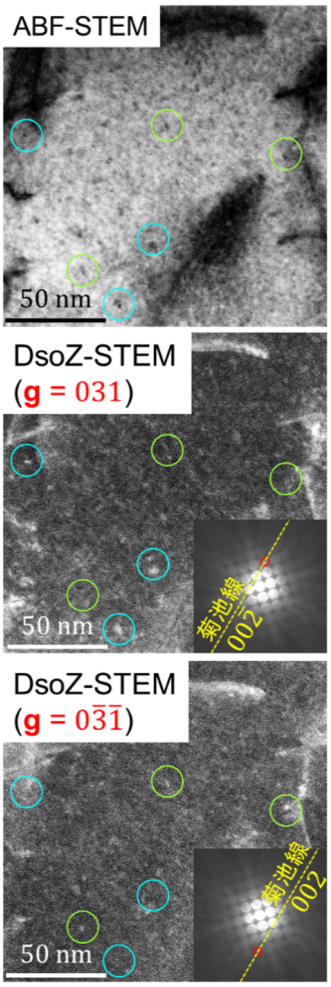


図 1 [100]晶帯軸入射での ABF-STEM 像と対応する DsoZ-STEM 像の例。回折図形内の赤円は選択した回折ディスクであり、像内の青、緑の円はそれぞれ g = 031、g = 03$\bar{1}$の DsoZ-STEM 像で強調された転位ループである。

参考文献

[1] M. Kozuka et al., Phil. Mag. Lett. 104 (2024), 2321134.

---

*Masaya Kozuka[1], Yuichi Miyahara[1] and Tomohiro Kobayashi[1]
[1]CRIEPI

分子動力学シミュレーションによるカスケードクラスター生成の統計解析

Statistical analysis of cascade cluster generation using molecular dynamics simulation

*陳 昱婷[1]，森下 和功[1]

[1]京都大学

本研究では、分子動力学手法を用いて衝突カスケードをシミュレートし、大きなサイズのクラスター生成に関する統計について分析し、サブカスケードの形成に対する影響を調査した。

キーワード：照射欠陥、クラスター形成、統計解析

1. 緒言

照射下の材料中では、高エネルギー中性子の入射により高密度の点欠陥や欠陥クラスターが形成され、材料の微視的構造や機械的特性に影響を与える。カスケードプロセスには比較的系が平衡状態になるまでの間に、照射欠陥の高エネルギー密度領域（サブカスケード）がひとつもしくは複数生成し、それらが消えるまでのプロセスが表現される。カスケードプロセスにおける欠陥の高エネルギー密度領域の影響により、カスケードの初期段階で大きなサイズのクラスターが生成することがわかった[1,2]。この研究では、分子動力学を通じてカスケードプロセスをシミュレートし、大きなサイズのクラスターに対するサブカスケードの影響の統計分析を実施した。

2. 方法

ランダムな入射方向の PKA に対し、カスケードプロセスを分子動力学法によってシミュレーションし、比較的落ち着いた状態でのクラスターのサイズ分布を計算した。カスケードプロセス中に現れる欠陥クラスター（サブカスケード）の数とサイズを評価し、位置関係に基づく大きなサイズのクラスターを分類した。そして、隣接するサブカスケードが生成するカスケードクラスターのサイズに及ぼす影響について調べた。

3. 結果

サブカスケード構造とクラスター生成位置の関係によって、クラスターは二つのタイプに分類した。サブカスケード境界の重なり部分において形成されるクラスターを「高エネルギー密度型」とよび、大きなサブカスケードの原子が小さなサブカスケードに注入された後に急速に冷却されて形成されるクラスターを「速い冷却型」とよぶことにした。図 1(a)(b)は、30SIA 以上のカスケードクラスターの生成確率分布、図 1(c)(d)はサブカスケードサイズとクラスターサイズの関係を示している。図より、高エネルギー密度型クラスターはサブカスケードの大きさと正の相関があり、一方、速い冷却型では 60SIA を境界に異なる依存関係を示すことがわかる。

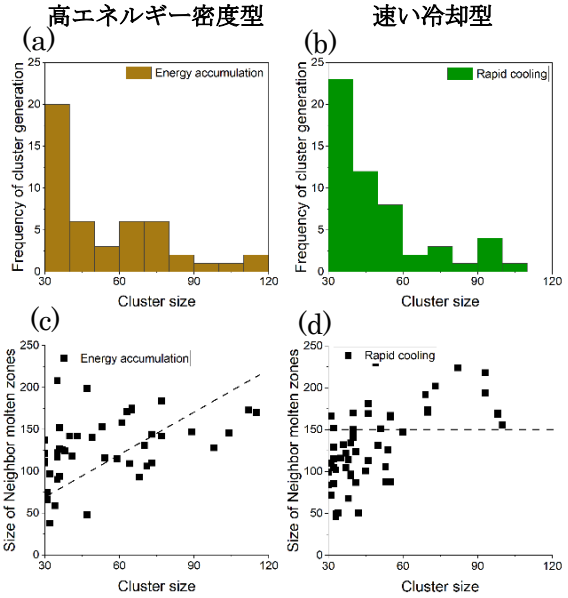


図１　サブカスケードの体積と最大クラスターサイズの関

参考文献

[1] T. Diaz de la Rubia and M. W. Guinan, Phys. Rev. Lett. 66 (1991), 2766

[2] A.F. Calder, D.J. Bacon, A.V. Barashev, Yu.N. Osetsky, Philosophical Magazine, 90:7-8 (2010), 863-884

* Yuting Chen[1], Kazunori Morishita[1]

[1]Kyoto Univ.

中性子照射下における Fe 内のミクロ構造発達に関する統計的評価

Statistical assessment of microstructural evolution in iron during neutron irradiation

*祝 梁帆[1]，陳 昱婷[1]，森下 和功[1]

[1]京都大学

分子動力学法により計算された 20 eV～50 keV の PKA エネルギーの衝突カスケードデータベースを用いて、特定の中性子照射場における点欠陥やカスケードクラスターの生成率の平均値やゆらぎを評価し、それが材料ミクロ構造発達に対する影響を統計的に調査した。

キーワード：照射損傷，衝突カスケード，照射欠陥，統計，ゆらぎ，ミクロ構造発達

1. 緒言

原子炉や核融合炉の構造物においては、中性子の照射を受けて材料中に点欠陥が高密度に生成され、それによって材料の機械特性は劣化（脆化）する。炉設計および高経年化炉の保全においては、照射脆化を考慮することが重要である。先行研究により、衝突カスケード損傷で直接的に生成する欠陥集合体（カスケードクラスター（以下「CC」と表記））の生成数やサイズ分布の僅かな違いがその後のミクロ構造発達挙動に有意な差を生じる可能性が示された。従来の照射脆化予測では、カスケード損傷について、主に平均的なふるまいに関する議論が行われてきたが、欠陥の生成数やゆらぎの効果についてはほぼ議論されていない。本研究では、各照射場における点欠陥や CC の生成率の平均値やそのゆらぎを理論的に定量化するとともに、同欠陥挙動による材料ミクロ構造発達挙動への影響を調査することを目的とした。

2. 解析手法

分子動力学法により計算された bcc -Fe 中の原子衝突カスケードデータベースから、点欠陥や CC の生成数の確率分布関数、それらの平均および標準偏差を PKA エネルギーの関数として求めた[1]。次に、PHITS(Version 3.280) [2]コードを用いて、例として HFIR 照射場が作る PKA エネルギースペクトルを評価し、上述の MD 解析結果と合わせることで、照射場特有の点欠陥や CC の生成率の平均値やゆらぎを評価した。この結果を反応速度論解析の入力とし、統計的な計算により、特定照射場におけるミクロ構造発達とそのゆらぎを定量評価した。

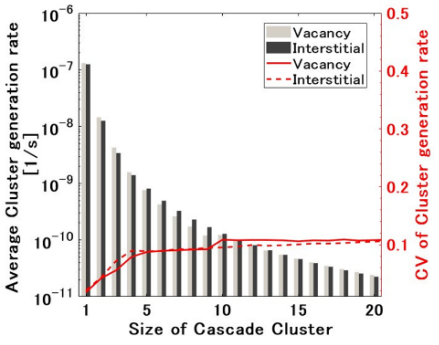


図 1　HFIR 炉における CC 生成率

3. 結果

図 1 は HFIR 照射場特有の CC の生成率の平均値（左縦軸）とゆらぎ（変動係数，右縦軸）を示している。CC 生成率のゆらぎはサイズとともに大きくなる。図 2 は統計的な反応速度論解析による欠陥数密度の時間発達とその確率分布を示している。CC 生成率のゆらぎの効果について、図 1 に示したように、CC 生成率のゆらぎは最大で 10%程度になるが、欠陥蓄積量に対する影響は条件によっては、20%以上も異なるという結果も得られた。

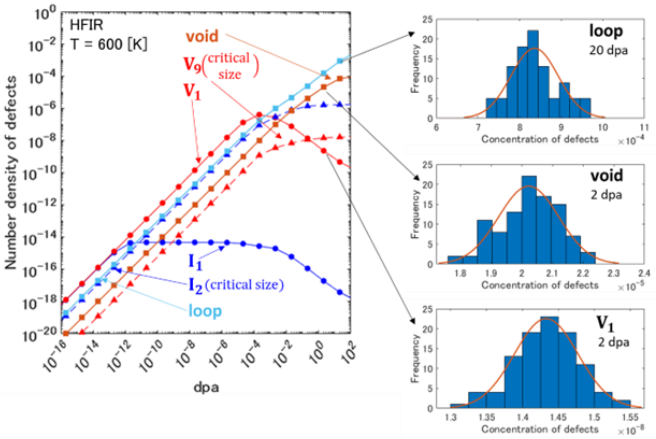


図 2　ミクロ構造発達過程の統計的な反応速度論解析

参考文献

[1] Y. Chen, et al., Nucl. Mater. Energy, 30 (2022) 101150.　[2] T. Sato, et al., J. Nucl. Sci. Technol. 55 (2018) 684.

*Liangfan Zhu[1], Yuting Chen[1], Kazunori Morishita[1]

[1] Kyoto Univ.

Performance Evaluation of All-Solid-State Batteries in a Radiation Environment

*Weichen Zhang[1], Hiroshige Kikura[2], Yutaka Tamaura[3] and Tadashi Kawamoto[3]
[1]Tokyo Tech., [2]ZC Lab., [3]Tamaura Labo

Abstract

In this study, we tested all-solid-state batteries in a high-radiation environment exceeding 100 Gy using a cobalt-60 chamber. Evaluations with potential measurements during charge-discharge cycles and pulse ultrasonic methods showed no significant electrical performance degradation. Durability tests revealed almost no material degradation after one hour of irradiation exposure.

Keywords: All-solid-state batteries, High-radiation environment, Pulse ultrasound, Cobalt-60

1. Introduction

Due to their high energy density and safety, all-solid-state batteries (ASSBs) are being considered for next-generation energy storage. The Fukushima Daiichi nuclear power plant accident increased robot use for nuclear waste management [1][2]. Safe and reliable power sources are needed for these robots. ASSBs are promising candidates for this application. ASSB performance in nuclear radiation environments is examined in this study.

2. Experimental equipment and results

Figure 1 shows the photo of radiation measurement system. This measurement system has a charger and discharger. Software “Charge Master V1.19” controls charging and discharging. This experiment used battery with 7500mAh, and 15,000mAh. At 25°C, the battery temperature and discharge current are constant during measurements. Figure 2 shows the current voltage and capacity result for the discharging process of ASSBs under radiation environments. The change is little compare with the results when battery is under no radiation environment.

Fig.1 Experiment setup for radiation measurement

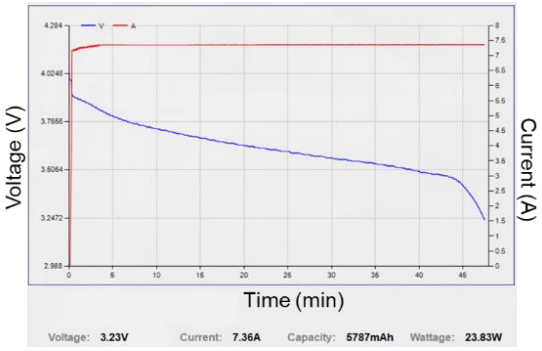


Fig.2 Electric result for discharging
(Radiation 44Gy/h)

3. Conclusion

This study examined ASSBs performance in nuclear radiation. ASSBs are radiation-resistant and discharge normally under radiation conditions. ASSBs retained discharge performance and internal structural stability after radiation exposure, according to experiments. This suggests that ASSBs can power nuclear waste disposal robots and other radiation-sensitive applications.

References

[1] Jonathan M. Aitken, Autonomous Nuclear Waste Management, *IEEE Intelligent Systems* (2018), Vol.33, pp.47-55.

[2] Ivan Vitanov, A Suite of Robotic Solutions for Nuclear Waste Decommissioning, *Robotics* (2021), Vol.10(4), 112.

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies：401-2 Operational Management, Inspection and Maintenance of Reactor

Thu. Sep 12, 2024 3:00 PM - 4:25 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 6:00 AM - 7:25 AM UTC Room I(Recture RoomsB 1F B103)

[2I11-15] Operation Management, Inspection and Maintenance

Chair:Chiaki Kino(IAE)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2I11]

Effect of the error in ultrasonic thickness measurement on the pipe wall thinning evaluation using the Bayes theorem

Kantaro Ikeda[1], Takuma Tomizawa[1], *Noritaka Yusa[1] (1. Tohoku Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2I12]

Digitalization activities in the nuclear-related field

*Junji Eto[1], Shintaro Yagi[1], Shinichi Kato[1], Shibata Takahiro[1] (1. MRI)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2I13]

Development of a Pipe Gas Leakage Detection System Using Ultrasonic Wave

*Shuji Oshima[1], Kazuya Yasui, Hiroshige Kikura[1], Hideharu Takahashi[1] (1. Tokyo Tech)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2I14]

Evaluation of Applicability of Flowmeter based on Ultrasonic Velocity Profiler Method to Nuclear Power Plant

*Masataka Teshigawara[1], Hioroshige Kikura[1], Naruki Shoji[2], Takeshi Suzuki[3], Daisuke Sasa[3] (1. Tokyo Tech, 2. Muroran IT, 3. TEPCO HD)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[2I15]

Verification of the SRNM prediction method for the long-term shutdown BWR

*Yujin Furuta[1], Daichi Yamada[1], Yusuke Kuroda[2], Takashi Yoshii[2], Yousuke Miki[2] (1. TEPCO HD, 2. TEPSYS)

4:15 PM - 4:25 PM JST | 7:15 AM - 7:25 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

ベイズ推定を用いた配管肉厚経年変化評価における超音波肉厚測定誤差の影響評価

Effect of the error in ultrasonic thickness measurement on the pipe wall thinning evaluation using the Bayes theorem

池田 寛太郎[1]，冨澤 拓真[1]，*遊佐 訓孝[1]
[1]東北大学

肉厚測定時の誤差が、ベイズ推定を用いた配管の肉厚評価精度に及ぼす影響の評価のための数値シミュレーションを行った。減肉率が一定でない場合に特にベイズ推定による手法は一般的な最小二乗法に基づく手法に対して優位性を有することが確認された。

キーワード：配管減肉，減肉率，肉厚管理，非破壊検査

1. 緒言

リスク情報に基づく配管管理の高度化のため、定期的な非破壊検査による肉厚評価結果に対してベイズ推定を適用する事での配管肉厚推定技術が提唱されている[1,2]。本研究においては、肉厚評価のための非破壊検査結果が想定外の誤差を含む場合の、一般的な最小二乗法に基づく手法と当該技術との比較を行った。

2. 手法と結果

本研究において想定した減肉進展の様子を図 1 に示す。いずれも 9.7mm であった配管の肉厚が 10 年後にその 6 割まで減少するというものであるが、Case 1～3 はそれぞれ、減肉率が一定の場合、徐々に増加する場合、より減肉率の増加の度合いが強い場合、を想定している。非破壊検査による肉厚評価は 2 年ごとに行われるものとし、10 年時点での推定肉厚と真の肉厚の差を評価した。適用する非破壊検査技術としては超音波肉厚評価を想定し、その誤差分布は、共にパラメータが未知である正規分布と一様分布の和で表されるとした。誤差の度合いは確率論的であるため、評価は試行回数 1,000 回のモンテカルロ法を用いた。また、ベイズ推定による評価では事後最大確率を推定肉厚とした。

両手法による推定肉厚の誤差分布を図 2 にまとめる。減肉率が一定の場合は両手法の誤差は同程度である一方、減肉率が一定でない場合はベイズ推定に基づく手法が最小二乗法に基づく手法に対して優位性を有することが確認できる。

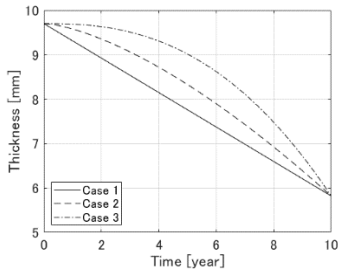
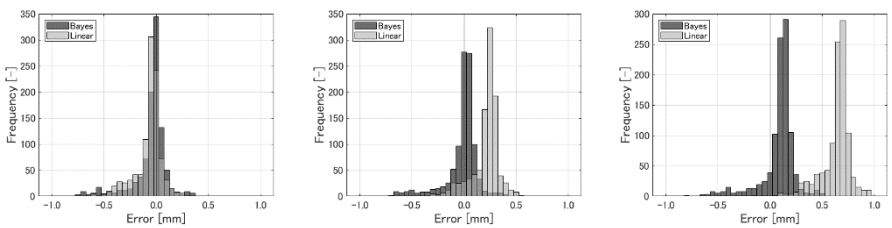


図 1 減肉進展



(a) Case 1　(b) Case 2　(c) Case 3

図 2 10 年時点での肉厚推定誤差分布

参考文献

[1] N. Yusa et al., NDT&E International 122 (2021), 102475.

[2] K. Ikeda et al., 13th European Conference on Non-destructive Testing, Lisbon, Portugal, 2023/07/03-07.

Kantaro Ikeda[1], Takuma Tomizawa[1] and *Noritaka Yusa[1]
[1]Tohoku Univ.

原子力関連分野におけるデジタル化の取り組み

Digitalization activities in the nuclear-related field

*江藤　淳二[1], 八木　伸太郎[1], 加藤　新一[1], 柴田　高広[1]

[1]三菱総研

本研究では、目視規制や定期検査等のアナログ規制に関する条項について、国内動向を踏まえて、アナログ規制の見直しによる原子力関連分野におけるデジタル化の取り組みを報告する。

キーワード： アナログ規制、デジタル化、目視規制、定期検査

1. 緒言

2021 年 9 月に設定されたデジタル庁では、デジタル時代に相応しい行政、規制・制度に見直すため、デジタル技術の活用を阻み、社会全体のデジタル化の妨げとなっている、いわゆる「アナログ規制」の 1 万もの条項を特定し、2022 年 12 月に規制を見直す工程表を取りまとめ、2024 年 6 月までを目途に見直しが実施された。本稿では、原子力関連分野におけるアナログ規制の見直しに関する取り組みを概説する。

2. 調査・研究の概要

「アナログ規制」の 1 万条項の中で、原子力関連条項は約 430 条項が見直し等の対象となっている。原子力規制委員会が見直しの要否の検討を進めているところではあるが、防護措置等の見直し否となっている条項もある一方、半数の約 200 条項が見直し要と判断されている。

このようなデジタル庁の取組を踏まえて、原子力規制庁においてもデジタル原則を踏まえたアナログ規制の見直し等に係る取組が進められており、例えば、目視規制のうち「見張人」の規定の見直しや目視規制のうち「巡視」の規定に係るガイドの見直し等が実施され、目的や対象等を考慮した上で、デジタル技術の活用を妨げるものではないことが明確化された。

米国の原子炉監督プロセス（Reactor Oversight Process）を参考として、2020 年 4 月からリスクインフォームド・パフォーマンスベーストの新たな検査制度である原子力規制検査が開始され 5 年目を迎えようとしている 2024 年は、まさに「アナログ規制」の見直しの潮目であり、社会実装元年とすべきであろう。

3. 結論

福島第一原子力発電所の事故以降、原子力を志望する優秀な学生の数が下降傾向にあり、原子力産業を支える人材の確保が難しい状況が続いており、また、原子力発電所の再稼働が遅々として進まず、生産性の低い状態が続いている状況にある。更なる安全の追求、魅力ある原子力産業の未来を切り開くためにも、アナログ規制の見直しを起点として原子力発電のデジタル化を推進することが肝要である。

4. 謝辞

本研究は、デジタル庁「テクノロジーマップの整備に向けた調査研究（アナログ規制の見直しに向けた実証等）」の成果の一部である。本稿は、著者の見解を述べたものであり、デジタル庁の見解を反映したものではない。

参考文献

デジタル庁、「アナログ規制の見直しの取組」、アナログ規制見直しの取組｜デジタル庁（digital.go.jp）（2024 年 7 月時点）

---

*Junji Eto [1], Shintaro Yagi [1], Shinichi katou [1], Takahiro Shibata [1]

[1]Mitsubishi Research Institute, Inc.

超音波を用いた配管ガス漏洩検出システムの開発

Development of a Pipe Gas Leakage Detection System using Ultrasonic Wave

*大島 修治[1]，安井 和哉[2]，木倉 宏成[1]，高橋 秀治[1]

[1]東京工業大学，[2]デンソーウェーブ

高放射線環境下の原子力発電所における配管ガス漏洩検知システムの構築に向けて、測定システムの開発と超音波特性の基礎研究、さらに漏洩箇所特定システムの効果を検証する実験を行った結果を報告する。

キーワード：超音波計測、ガス漏れ検出、廃炉作業

1. 緒言

発電所やプラントでは、経年劣化や施工不良による配管の漏洩が人体や環境、経済に重大な影響を及ぼすため、早期の漏洩検知が重要である。特に福島第一原子力発電所では、水素爆発を防ぐために配管や圧力容器に窒素ガスを封入しているが、廃炉作業中に経年劣化や接続不良による流体の流出が懸念される。このような高濃度放射線環境では、遠隔での漏洩検知技術が必要であり、可視化が難しいガス漏れには特別な対応が求められる。気体漏洩の検知手法は数多く提案されているが，音響による気体漏洩検知技術は感度やコストにおいてほかの手法よりも優れている[1]。本研究は、過酷環境下で使用可能な小型軽量の超音波センサを用いて窒素充填パイプラインのガス漏れを検知・特定し、水素爆発を防ぐことを目的としている。

2. 実験システムと計測結果

ガス漏洩時に生じる音響信号を捉えることで、ガス漏洩を検出するシステムを設計した。Fig.1 に実際に使用した、疑似ガス漏洩装置を示す。疑似漏洩孔に対し超音波センサを近づけ、漏洩孔からガスを噴出させる。これを計測ソフトウェアによって微小時間に対する信号強度のデータを得る。Fig.2 にガス漏洩がない場合の音響信号を、Fig.3 にガス漏洩時の音響信号を示す。これによりガス漏洩による超音波信号の受信を確認できた。

Fig. 3　疑似ガス漏洩装置

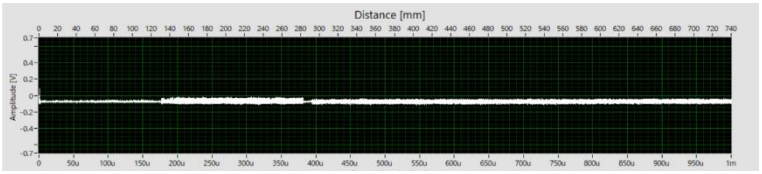


Fig. 1　ガス漏洩が無い場合の音響信号

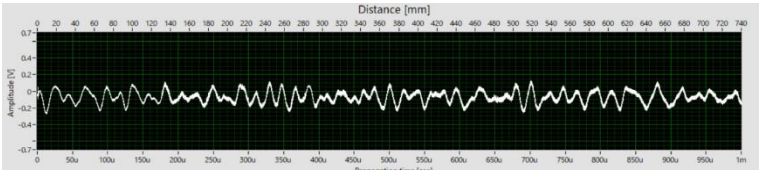


Fig. 2　ガス漏洩時の音響信号

3. 結論

ガス漏洩検出システムの構築に向け、ガス漏洩によって生じる超音波の音響信号を取得した。今後、この音響信号を解析し、漏洩箇所検出のためのシステムの高度化を行う予定である。

参考文献

[1] C, Liu., Y, Li, L, Fang. and M, Xu., “New leak localization approaches for gas pipe lines using acoustic waves”, Measurement, Vol.134, (2019), pp.54-65.

---

*Shuji Oshima[1], Kazuya Yasui[2], Hiroshige Kikura[1], Hideharu Takahashi[1]

[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Denso-wave

超音波流速分布計測法を用いた流量計の原子炉プラントに対する適用性評価

Evaluation of Applicability of Flowmeter based on
Ultrasonic Velocity Profiler Method to Nuclear Power Plant

*勅使川原　応恭[1]，木倉　宏成[1]，荘司　成熙[2]，鈴木　武志[3]，佐々大輔[3]
[1]東京工業大学，[2]室蘭工業大学，[3]東京電力ホールディングス

流体中の反射体濃度の変化が超音波エコー信号に与える影響を実験的に評価し，新たなノイズフィルタリング手法を開発した．これにより，低濃度反射体条件下でも高精度な流量計測が可能な超音波流速分布式ドップラー流量計を開発した．

キーワード：流量計，超音波計測，信号処理

1. 緒言

原子力発電所や水力発電所では，超音波反射体が微量でも高精度な流量計測が可能な超音波ドップラー流量計が求められている．超音波流速分布式ドップラー流量計は，流体中の微小粒子からの反射エコー信号を用いて流速分布を算出する．しかし，プラント運用条件によっては十分な反射体を混入させることが困難な場合がある．そこで本研究では，反射体濃度の変化がエコー信号に与える影響を実験的に評価し，反射体が少ない条件下でも流量計測が可能な信号処理システムを開発した．

2. 実験

垂直円管上昇流において，反射体濃度の変化がエコー信号に与える影響を評価した．内径 50 mm，外径 60 mm のアクリル配管を使用し，配管壁に対して 45° で固定した超音波トランスデューサ（Φ5 mm, 4　MHz）を用いて超音波信号を送受信した．流量は 50 litter/min に固定し，反射体として平均直径 80 μm のナイロン粒子を使用した．通常濃度（約 1 g/m^3）と低濃度（< 1 g/m^3）の 2 条件で流速分布を実施した．

3. 結果・考察

通常反射体濃度および低反射体濃度条件下で計測した流速分布を図 1 に示す．通常濃度時（左図）では，指数法則とよく一致する流速分布が得られたが，低濃度時では，トランスデューサ側の配管壁近傍や配管の中心付近で流速の低下がみられた（右図 W/o noise filter）．これは，粒子数が減少したことで管内を多重反射したエコーや管壁内を回り込んだエコー（配管壁ノイズ）が強調されたためだと考えられる．そこで，配管壁ノイズによる影響を低減するため，エコー信号の位相の時間変化に着目したノイズフィルタリング手法を新たに開発し適用した．その結果，低濃度反射体条件下でも十分発達流れを良く表す流速分布が得られた（右図 With noise filter）．今後は金属配管への適用性を評価する必要がある．

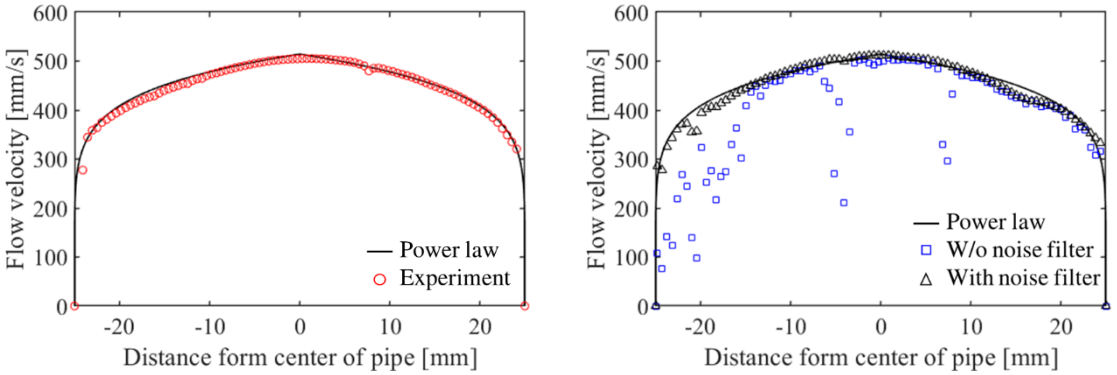


図 1　反射体濃度による時間平均流速分布計測結果の比較（左：通常濃度，右：低濃度）

*Masataka Teshigawara[1], Hiroshige Kikura[1], Naruki Shoji[2], Takeshi Suzuki[3], Daisuke Sasa[3]
[1]Tokyo Tech, [2]Muroran IT, [3]TEPCO HD

長期停止中の沸騰水型軽水炉における SRNM 計数率予測手法の検証

Verification of the SRNM prediction method for the long-term shutdown BWR

*古田 雄仁[1]，山田 大智[1]，黒田 祐輔[2]，吉井 貴[2]，三木 陽介[2]

[1]東電 HD，[2]テプシス

柏崎刈羽原子力発電所 7 号機（KK7）の長期停止後の燃料装荷において，過去の実績値と BWR 炉心核熱水力解析コードシステム CASMO/SIMULATE の評価結果をもとに，起動領域モニタ（以下，SRNM）計数率を予測し，実際の燃料装荷における計数率とよく一致していることを確認した。

キーワード：燃料装荷，SRNM，原子炉起動用中性子源

1. 緒言

燃料移動中は，SRNM 計数率の監視により未臨界を確認する。ここで，SRNM の監視機能を担保するために，検出限界値に相当する 3cps を確保する必要がある。今回，プラント長期停止に伴う核種壊変により，照射燃料の中性子強度が減衰していることから，3cps 確保のために SRNM 周りに高燃焼度の使用済燃料を仮置するとともに，仮置時及び燃料装荷完了時における計数率を予測し，実績値との比較を行った。

2. SRNM 計数率予測手法の概要

CASMO/SIMULATE を用いて，燃料装荷中の未臨界体系における固定中性子源問題で SRNM 位置の中性子束を評価する。SRNM ごとに，起点となる過去の SRNM 計数率実績値と評価された中性子束の比を用いて規格化することにより，今回の燃料装荷における SRNM 計数率を予測した。

3. 予測値と実績値との比較

燃料装荷中 SRNM 計数率予測値と実績値を図 1 に示す。ここで，燃料配置(1)は空炉心の SRNM 周りに使用済燃料のみを仮置した配置，(2)は(1)に加えて炉内に燃料を装荷した配置，(3)は仮置燃料を本来の燃料に変更し，燃料装荷を完了したときの配置である。なお，今回用いた仮置燃料は，燃焼度が 47.7GWd/t~49.4GWd/t，冷却日数が約 4400 日である。

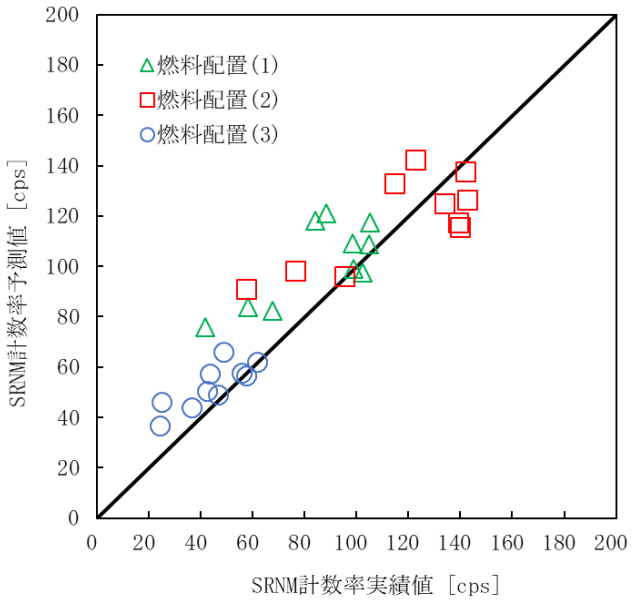


図 1 SRNM 計数率予測値と実績値の比較

今回の長期停止では，全 10ch.の SRNM のうち，7ch.を新品に交換している。新品の SRNM は予測値と実績値がよく一致する傾向があった。残りの 3ch.については，1~2 運転サイクル使用しており，予測値と実績値に差異が生じやすい傾向がみられた。

全 SRNM による RMS 偏差（平均）は 21.2%と評価された。SRNM 計数率予測の目的（SRNM 検出限界値である 3cps を確保可能なことの確認）に照らすと，本予測手法の性能は十分であることが示された。

参考文献

[1] 黒田ら,「BWR 炉心核熱水力特性解析コードシステム CASMO5/SIMLATE5 の適格性評価 (2),(3)」日本原子力学会 2022 秋の大会，2G20,21

*Yujin Furuta[1], Daichi Yamada[1], Yusuke Kuroda[2], Takashi Yoshii[2] and Yousuke Miki[2]

[1]TEPCO HD, [2]TEPSYS

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：501-1 Basic Properties

Thu. Sep 12, 2024 3:35 PM - 4:40 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 6:35 AM - 7:40 AM UTC Room N(Recture RoomsB 2F B203)

[2N13-16] Fundamental Properties of Fuel, FP and Fuel Debris

Chair:Takeshi Sonoda(CRIEPI)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

[2N13]

Study on cesium aerosol behavior during fast reactor severe accident

Evaluation of aerosol deposition and penetration onto structural materials

*Shoma Okano[1], Isamu Sato[1], Ko Sato[1] (1. Tokyo City University)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[2N14]

Evaluation of physical properties of plutonium dioxide using machine-learning molecular dynamics

*Hiroki Nakamura[1], Keita Kobayashi[1], Masahiko Okumura[1], Mitsuhiro Itakura[1], Masahiko Machida[1], Masashi Watanabe[1], Masato Kato[2] (1. JAEA, 2. Inspection Development)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2N15]

Pu-content dependence of MOX oxygen potential

*Yuta Horii[1], Shun Hirooka[1], Romain Vauchy[1], Takeo Sunaoshi[2], Kosuke Saito[1] (1. JAEA, 2. Inspection Development)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2N16]

Evaluation of thermal properties of uranium- and lanthanide-doped zirconium oxides

*Jumpei Yoshidomi[1], Tatsumi Arima[1], Yaohiro Inagaki[1] (1. Kyushu Univ.)

4:35 PM - 4:40 PM JST | 7:35 AM - 7:40 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

高速炉シビアアクシデント時のセシウムエアロゾル挙動に関する研究
−構造材へのエアロゾル沈着浸透評価−

Study on cesium aerosol behavior during fast reactor severe accident

-Evaluation of aerosol deposition penetration onto structural materials -

*岡野 匠真[1]、佐藤洸宇[1]、佐藤 勇[1]

[1]東京都市大学

抄録　ナトリウム冷却高速炉において、SA 時の環境へ放出される核分裂生成物の中でセシウムの挙動は重要である。セシウム化合物エアロゾルが、プラント機器や建屋壁面等に沈着する過程を想定し、これらの部材へのセシウム化合物の固着状況を調べ、化合物の部材との化学反応、化合物の部材への沈着・浸透状況等を評価した。

キーワード：エアロゾル、沈着挙動、ソースターム評価、Cs、コンクリート

1.　緒言

ナトリウム冷却高速炉において、シビアアクシデント（以下、SA）時の環境へ放出される核分裂生成物の中でセシウムの挙動は重要であり、その移行時の形態は主に Cs 化合物エアロゾルであるとされる。プラント機器あるいは建屋壁面に沈着しながら移行すると考えられる。冷却材 Na が存在する条件は、軽水炉と異なる高速炉の SA の特徴であるが、建屋内コンクリート由来の水蒸気による湿度の影響も加味する必要がある。本研究では、このような条件下の Cs 化合物エアロゾルの挙動を把握することを目的とし、コンクリートへの CsOH の沈着挙動（湿分・温度依存性）を実験的に検討した。

2.　実験方法

CsOH 粉末をコンクリート上部に設置し、図 1 に示すように、これを石英管内中心に静置した。電気炉で温度条件（温度：80℃、440℃、600℃および 800℃）で各湿分（相対湿度：0%および 80%）の Ar 雰囲気下で加熱し、各温度で 30 分間保持した。取り出せる温度（100℃）まで炉冷し、試料を回収した。

潤滑用の水を使わず、低速カッターで CsOH が設置されていた部分の中心部の断面が観察できるよう試料調製した。その試料断面に対して、SEM-EDS での元素分布、XRF での元素濃度分布（深さ方向）および XRD で反応生成物の同定を行った。

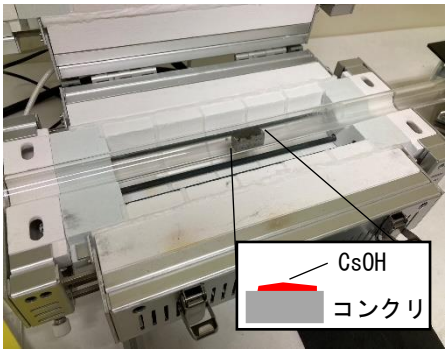


図 1　加熱装置の外観

3.　結果・考察

反応が顕著であった試料について SEM-EDS による元素マッピングを示す（図2、温度：800℃、湿度：80%）。Csは骨材の主成分である Si 位置以外に存在し、主にセメントの部分を浸透している。

これは骨材との境界面に微細組織構造を有する水和生成物が形成され、ゲル空隙を介して Cs が浸透した可能性が考えられる。また、Ca が存在するところに Cs が分布しており、これは塩基性の強い Cs イオンが Ca イオンと置換した可能性が考えられる[1]。その他の雰囲気依存性などは発表の際にお伝えする。

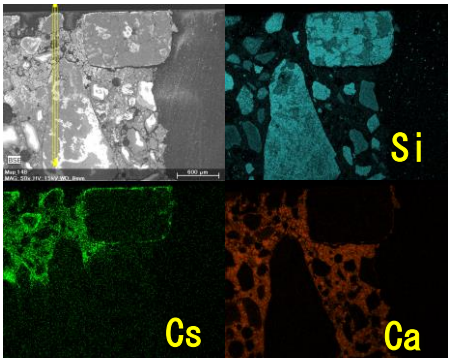


図 2　試料表面の元素マッピング
（温度：800℃、湿度：80%）

謝辞　本研究は原子力規制庁から東京都市大学への委託研究「高速炉シビアアクシデント時のセシウムエアロゾル挙動に関する試験」として実施した。

参考文献

［1］渡邊知穂および内田祐一、「コンクリート中へのセシウムイオンの侵入挙動の基礎評価」、日本工業大学 コンクリート工学年次論文集、Vol. 41, No.1 (2020).

---

*Shoma Okano[1], Ko Sato[1] and Isamu Sato[1]

[1]Tokyo City Univ.

機械学習分子動力学による二酸化プルトニウムの物性評価

Evaluation of physical properties of plutonium dioxide using machine-learning molecular dynamics

*中村 博樹[1], 小林恵太[1], 奥村雅彦[1], 板倉充洋[1], 町田昌彦[1], 渡部雅[1], 加藤正人[2]

[1]日本原子力研究開発機構, [2]検査開発

MOX 燃料の主成分である二酸化プルトニウムに対して、第一原理計算を学習した機械学習ポテンシャルを構築した。このポテンシャルを用いて分子動力学を実施し、高温での比熱などの熱物性を評価した。

キーワード：第一原理計算, PuO_2, 機械学習分子動力学, Bredig 転移

1. 緒言

核燃料の開発においては、燃料物質の詳細な物性値が必要となるが、取り扱いの制限などにより、高温での詳細な物性値を測定することが難しい。このような場合、数値計算を用いて測定値を補間していくことで、精度の高い物性値を得られることが期待できる。最近、開発された機械学習分子動力学法では、計算コストが大きい第一原理計算の結果を学習したポテンシャルを作成して、計算コストの低い古典分子動力学を行い、第一原理計算と同等の高い信頼度で大規模シミュレーションによる物性評価が可能となる。これまで、核燃料の主成分である二酸化ウランに対する応用がいくつか報告されている一方で、MOX 燃料の主成分の 1 つである二酸化プルトニウムに対して機械学習分子動力学法を応用した例はまだない。本発表では、二酸化プルトニウムに対して、この手法を適用して、高温物性を評価し、その有効性を確認した。

2. 計算方法及び結果

二酸化プルトニウムに対して、第一原理計算を行うことで学習データを構築した。この際、精度がよいとされる SCAN 汎関数を採用し、相対論効果としてスピン軌道相互作用を取り入れた上に、強相関効果を考慮して DFT＋U 法を採用した。二酸化プルトニウムは非磁性であるので、第一原理計算では非磁性になる拘束を入れて計算した。このように得られた学習データから機械学習ポテンシャルを作成して、分子動力学を行い、熱物性を評価した。第一原理計算には VASP コード、機械学習には n2p2 コード、分子動力学には LAMMPS コードを用いた。計算結果の一例として、図 1 に比熱を示す。2800K くらいで Bredig 転移と呼ばれる比熱の増大が見られるが、この温度は融点とほぼ同等であり、二酸化ウランなどと違い、明確な Bredig 転移のピークが観測されない可能性を示唆する結果である。

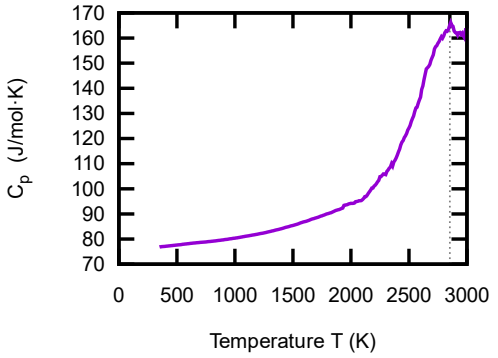


図 1: 械学習分子動力学による二酸化プルトニウムの比熱。

3. 結論

機械学習分子動力学を用いることで、第一原理計算と同等の信頼性で、二酸化プルトニウムの高温物性を評価可能となった。学習データ不足のため、まだ十分な精度とは言えないものの、Bredig 転移や融点など第一原理計算では評価が困難であった熱物性の評価に成功した。今後は、MOX 燃料への応用を目指し、より信頼性の高いポテンシャルを用いた物性評価手法を確立していく。

---

*Hiroki Nakamura[1], Keita Kobayashi[1], Masahiko Okumura[1], Mitsuhiro Itakura[1], Masahiko Machida[1], Masashi Watanabe[1], and Masato Kato[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Inspection Development

MOX 酸素ポテンシャルの Pu 含有率依存性

Pu-content dependence of MOX oxygen potential

*堀井　雄太[1]，廣岡　瞬[1]，Vauchy Romain[1]，砂押　剛雄[2]，齋藤　浩介[1]

[1] 日本原子力研究開発機構，[2] 検査開発株式会社

高速炉燃料研究の一環として、Pu 含有率の低い MOX の酸素ポテンシャルを測定した。得られた結果と文献値とを比較し、Pu 含有率依存性を解析した。

キーワード：MOX，酸素ポテンシャル，O/M 比、Pu 含有率依存性，高速炉

1. 緒言

酸素ポテンシャルは、MOX 燃料の物性値を決定するパラメータの一つである酸素-重金属原子数比（O/M 比）の評価に用いられる重要な状態量である。これまでに高速炉燃料研究の一環として、UO_2[1]、PuO_2[2]、及び Pu を 12%～68%含有する MOX[3–5]の酸素ポテンシャルのデータを取得してきた。更に Pu 含有率依存性の解析精度を高めるためには、Pu 含有率が比較的低い UO_2(0%Pu)～12%Pu-MOX 間のデータが必要である。そこで本研究では、この領域における MOX の酸素ポテンシャルを酸化還元重量法で測定した。

2. 試験方法

20%Pu-MOX 粉末と UO_2 粉末を、Pu 含有率が 4%または 8%となるようにそれぞれ乳鉢で混合し、粉末冶金（成型、焼結）により、直径 3 mm のペレットを作製した。酸素ポテンシャル測定は、熱天秤と酸素センサーを用いて 1673 K、1773 K 及び 1873 K において実施した。Ar/H_2 ガスを加湿して雰囲気中の酸素分圧を調整し、酸素の気相-固相（MOX ペレット）平衡反応による重量変化の値から O/M 比を算出した。各酸素分圧に対する O/M 比を欠陥化学に基づき評価した。

3. 結果及び考察

図 1 に、1873 K における酸素ポテンシャルの Pu 含有率依存性の解析結果を示す。先行研究と同様、Pu 含有率が低下するほど酸素ポテンシャルが低下し、その程度は Pu 含有率が 12%以上の領域よりも大きかった。また、12%までのデータで評価された文献値[6]から外挿して得られた値よりも低い値を示した。

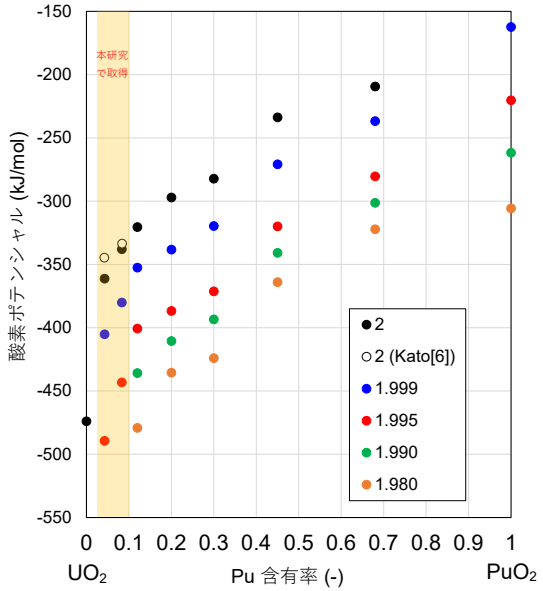


図 1 各 O/M 比における酸素ポテンシャルの Pu 含有率依存性（1873 K）

4. 結論

Pu を 4%または 8%含有する MOX の酸素ポテンシャル測定を実施し、結果を文献値と比較することで Pu 含有率依存性を解析した。Pu 含有率が低いほど、比較的 Pu 含有率が高い領域と比較して、酸素ポテンシャルの変化が顕著であることが示された。

参考文献

[1] M. Watanabe and M. Kato, Nucl. Eng. 1 (2023).
[2] A. Komeno *et al.*, MRS Proceedings. 1444 (2012).
[3] M Kato *et al.*, CALPHAD 35 (2011) 623-626.
[4] S. Hirooka *et al.*, J. Nucl. Mater. 558 (2022) 153375.
[5] M. Kato *et al.*, J. Nucl. Mater. 414 (2011) 120–125.
[6] M. Kato *et al.*, J. Nucl. Mater. 487 (2017)

*Yuta Horii[1], Shun Hirooka[2], Romain Vauchy[1], Takeo Sunaoshi[2] and Kosuke Saito[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Inspection Development Company Ltd.

ウラン及びランタノイド含有ジルコニウム酸化物の熱物性評価

Evaluation of thermal properties of uranium- and lanthanide-doped zirconium oxides

*吉富 順平，有馬 立身，稲垣 八穂広

九州大学

プルトニウム(Pu)やマイナーアクチノイド(MA)の代替物質としてランタノイドやウラン(U)を添加したパイロクロア型ジルコニウム酸化物を合成し、添加率の変化とそれらの結晶構造及び熱的性質、特に熱伝導率の温度依存性を評価した。

キーワード：パイロクロア構造，蛍石型構造，ジルコニウム酸化物，熱伝導率， ウラン，ランタノイド

1. 緒言：

Pu や MA を含有したジルコニウム酸化物は、アクチノイド添加率の高いワンススルー方式のイナートマトリックス燃料として開発されてきた。また、ジルコニウム酸化物は化学的に安定なことから、処分時のセラミック固化体としても期待されている。本研究では、U または Pu や MA の代替物質として Ce を含むランタノイドの添加率を変化させたジルコニウム酸化物に対して、結晶構造及び熱伝導率について考察した。

2. 実験：

M_2O_3(M: ランタノイド)、ZrO_2 及び UO_2 粉末を用いて、(1) $(Nd_{1-x}Ce_x)_2Zr_2O_{7+\delta}$、(2) $(Nd_{1-x}U_x)_2Zr_2O_{7+\delta}$焼結体を粉末冶金法にて作製した。(1)及び(2)は、$0.1 \leq x \leq 0.5$ に対してそれぞれ大気中と Ar-10%H_2 中にて焼結した。試料の結晶構造は、XRD を用いて、パイロクロア構造特有のピーク(331)及び(511)の有/無からパイロクロア/蛍石型構造を判定し(図 1)、併せて格子定数を評価した。更に、ラマン分光法でも構造の判定、添加元素の種類・添加率による結晶構造の変化を分析した。熱伝導率(λ)はレーザーフラッシュ法を用いて常温から1000℃まで評価した。結果の一例として、大気中にて焼結した$(Nd_{1-x}Ce_x)_2Zr_2O_{7+\delta}$のλと x の関係を図 2 に示す。x(Ce 添加率) の増加及び温度が高くなるのに伴って、λが低下することが分かった。

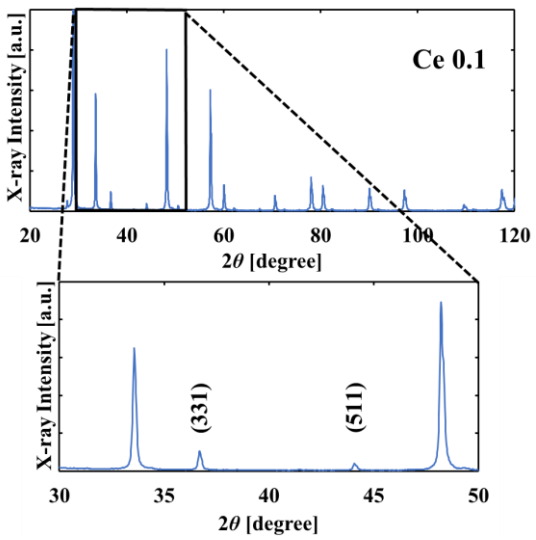


図 1　パイロクロア構造の X 線回折パターン

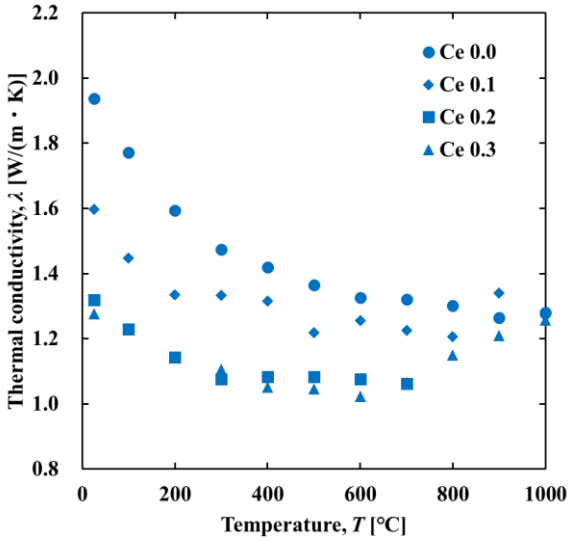


図 2　$(Nd_{1-x}Ce_x)_2Zr_2O_{7+\delta}$の熱伝導率

*Yoshidomi Jumpei, Arima Tatsumi and Inagaki Yaohiro

Kyushu Univ.

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety

Thu. Sep 12, 2024 3:35 PM - 4:55 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 6:35 AM - 7:55 AM UTC Room D(Recture RoomsA 1F A106)

[2D13-17] Critical Experiment Facility

Chair:Yasushi Nauchi(CRIEPI)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

[2D13]

Reduced Enrichment Project for KUCA Fuel(4)

Analysis of Light Water Moderated Core (C-core)

*Tsuyoshi Misawa[1], Yasunori Kitamura[1], Yoshiyuki Takahashi[1], Hironobu Unesaki[1] (1. Kyoto University)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[2D14]

Modification of STACY for the study of criticality characteristics of fuel debris

(16) Pre-service inspections for the restart of STACY

*Kenta Hasegawa[1], Yu Arakaki[1], Takahiko Murakami[1], Masato Sumiya[1], Eiju Aizawa[1], Masakazu Seki[1], Junichi ishii[1], Shouhei Araki[1], Kazuhiko Izawa[1], Satoshi Gunji[1] (1. JAEA)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2D15]

Modification of STACY for the study of criticality characteristics of fuel debris

(17) The first criticality of STACY and evaluation results of the calculation code

*Tomoki Yoshikawa[1], Kazuhiko Izawa[1], Tomoaki Watanabe[1], Shouhei Araki[1], Satoshi Gunji[1] (1. JAEA)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2D16]

Modification of STACY for the study of criticality characteristics of fuel debris

(18) Thermal Power Calibration

*Shouhei Araki[1], Takahiko Murakami[1], Yutaka Kamikawa[1], Yu Arakaki[1], Yuta Tada[1], Eiju Aizawa[1], Masakazu Seki[1], Junichi Ishii[1], Kazuhiko Izawa[1], Satoshi Gunji[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2D17]

Modification of STACY for the study of criticality characteristics of fuel debris

(19) Evaluation of the effect of material uncertainty of concrete simulants on the critical water height

*Satoshi GUNJI[1], Shouhei ARAKI[1], Yu ARAKAKI[1], Kazuhiko IZAWA[1] (1. JAEA)

4:50 PM - 4:55 PM JST | 7:50 AM - 7:55 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

KUCA の低濃縮燃料への変更計画 (4)
（4）軽水減速炉心（C 架台）の解析

Reduced Enrichment Project for KUCA Fuel (4)

(4) Analysis of Light Water Moderated Core (C-core)

*三澤 毅，北村康則，高橋佳之，宇根﨑博信

京都大学・複合原子力科学研究所

KUCA の燃料を低濃縮燃料に変更する計画が進められている。軽水減速炉心（C 架台）はウランシリサイドの平板燃料で、燃料フレームは従来のものと同じものを使用して炉心を構成する。2024 年度中に運転再開を予定している。

キーワード：低濃縮燃料，ウランシリサイド，KUCA

1. 緒言

京都大学臨界実験装置（KUCA）は低濃縮ウラン（LEU）燃料を製造するための設工認申請が 2023 年 8 月に承認され、軽水減速炉心（C 架台）用は製造は終了、固体減速炉心用の U-Mo 燃料は現在製造中である。

2. 臨界炉心

C 架台の燃料は従来の高濃縮ウラン（HEU）平板と同じ形状で、燃料芯材には KUR などの研究炉で広く使用実績があるウランシリサイド・アルミニウム分散型燃料を用いる[1] 。U 密度は KUR のものより高く JRR-3 等で同じである。燃料フレームは HEU で使用していたものを用い、燃料板ピッチが異なる C30、C35、C45、C60 炉心を構成することができる（数字は mm 単位の燃料板ピッチを 10 倍した値、C60 は C30 フレームを使用する）。

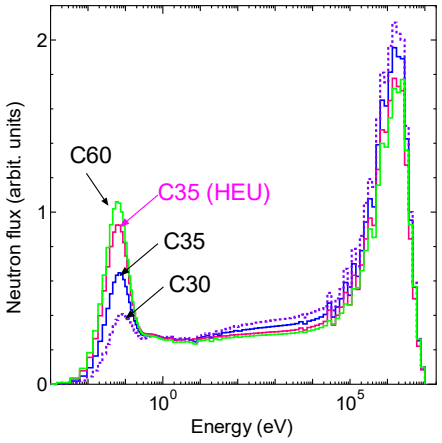


図 1 中性子スペクトル

各炉心の中性子スペクトルを図 1 に示す。HEU から LEU に変更に伴い中性子スペクトルはやや硬くなり、この 4 種類の炉心でスペクトルが大きく異なる炉心での実験を行うことが可能となる。設置変更申請書に記載された構成することができる炉心は以下の通りである。

C30、C35、C45、C60 の単一炉心：各 4 列と 5 列炉心

C45（4 列、5 列）、C60（4 列）の 2 分割炉心：分割幅は各 15cm 以下

炉心形状はできるだけ矩形となるようにする、2 分割炉心は分割面に対して対称にする、反射体に重水は使用できないなどの制限があるが、従来の HEU 単一炉心で行っていたような実験は問題なく実施できると考えている。2 分割炉心では燃料板枚数の制約から 2 種類の燃料フレームの利用に限っているが、1 次モード固有値間隔は約 1%Δk/k まで小さくすることができ、かなり結合の弱い炉心での実験を行うことも可能である。

3. 今後の予定

2024 年度中に C 架台での使用前事業者検査を含めて各炉心の特性試験を開始する予定である。固体減速炉心については 2025 年度後半には臨界実験ができるように準備を行っている。

参考文献

[1] 三澤 他、「KUCA の低濃縮燃料への変更計画」2020 秋の大会 1H12

*Tsuyoshi Misawa, Yasunori Kitamura and Yoshiyuki Takahashi, Hironobu Unesaki

Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto Univ.

燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置 STACY 更新炉の整備
（16）STACY 運転再開に伴う性能検査

Modification of STACY for the study of criticality characteristics of fuel debris
(16) Pre-service inspections for the restart of STACY

*長谷川 健太，新垣 優，村上 貴彦，住谷 正人，會澤 栄寿，
関 真和，石井 淳一，荒木 祥平，井澤 一彦，郡司 智
JAEA

定常臨界実験装置 STACY は､燃料デブリ模擬体の臨界実験のための軽水減速非均質炉心への更新が完了し、2024 年夏に運転を再開する。2024 年 6 月現在、STACY は使用前事業者検査に伴う試験運転中であり、本発表では、STACY 更新炉の使用前事業者検査のうち原子炉の性能に係る検査の状況を報告する。

Keywords： modified STACY, Fukushima Dai-ichi NPP, Critical Experiment, Fuel Debris, a series of pre-service inspections

1. 緒言　STACY は 2023 年 12 月に更新炉の工事が完了し、その後、旧溶液燃料系の最終運転日（平成 22 年 11 月 30 日）から 4892 日ぶりとなる 2024 年 4 月 22 日に初臨界を達成した。2024 年 8 月の STACY 運転再開へ向けて、使用前事業者検査として最大過剰反応度検査、原子炉停止余裕検査、ワンロッドスタックマージン検査等を進めている。STACY は格子間隔 12.7 mm と 15.0 mm の格子板を用いた臨界実験が可能であり、それぞれの格子板について検査を行う。

2. STACY の検査　STACY で行われた使用前事業者検査項目のうち 3 つを紹介する。はじめに、最大過剰反応度検査については、出力上昇時の水位と出力倍増時間及び臨界水位を測定し最大過剰反応度を算出した。次に、原子炉停止余裕検査及びワンロッドスタックマージン検査については、ロッドドロップ法（安全板挿入前臨界時の中性子計数率と安全板挿入後の積算計数の比）により中性子実効増倍率を計測した。それぞれの判定基準及び測定結果は表 1 に示すとおりであり、検査項目の判定基準に対してすべて満足している。これらの使用前事業者検査を行った炉心マップ及びその炉心構成写真を図 1 及び図 2 にそれぞれ示す。

表 1 検査結果と測定結果の比較（格子間隔 15.0mm）

検査項目	判定基準	測定結果
最大過剰反応度	0.8$以下	0.61$
原子炉停止余裕	0.985 以下	0.960
ワンロッドスタックマージン	0.995 以下	0.985

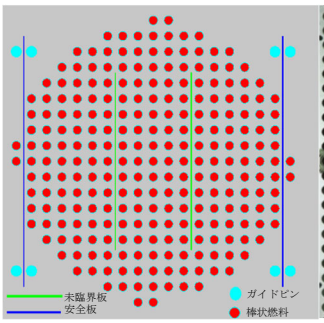


図 1 炉心マップ

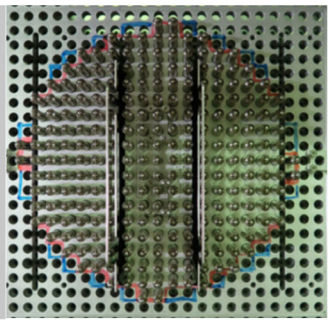


図 2 炉心構成写真

3. 運転再開後の予定　2024 年 8 月の運転再開後は、計算解析との整合を確認する性能確認実験を進める。また、今後、燃料デブリの核特性を把握するため、燃料デブリ模擬体を実験用装荷物とする臨界実験を行う計画である。

謝辞　本発表は、原子力規制庁の「東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備事業」の成果の一部です。

*Kenta Hasegawa, Yu Arakaki, Takahiko Murakami, Masato Sumiya, Eiju Aizawa, Masakazu Seki, Junichi Ishii, Shouhei Araki , Kazuhiko Izawa, and Satoshi Gunji.
Japan Atomic Energy Agency

燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置 STACY 更新炉の整備
（17）初臨界炉心の臨界データと計算コードの評価結果

Modification of STACY for the study of criticality characteristics of fuel debris
（17）The first criticality of STACY and evaluation results of the calculation code

*吉川 智輝[1], 井澤 一彦[1], 荒木 祥平[1], 渡邉 友章[1], 郡司 智[1]
[1] JAEA

STACY 更新炉の性能検査では初臨界炉心を含めて 5 種類の炉心を構成した。計算コード間比較のため、MVP2,MVP3,MCNP6.2,Solomon 及び Serpent2 を用いて各炉心における実測臨界水位で実効増倍率を解析した。

キーワード：STACY, MVP, MCNP, Solomon, Serpent, 臨界実験, モンテカルロ法, 計算コード間比較

1. 緒言　定常臨界実験装置 STACY は、2024 年 4 月 22 日に初臨界を達成し、運転再開に向けた性能検査を開始した。性能検査炉心は、格子間隔 1.5cm の格子板に燃料棒を円形に装荷した炉心（格子間隔 1.5cm）を 3 種類、また、格子間隔 1.27cm の格子板に燃料棒を一つ置きに円形に装荷した炉心（格子間隔 2.54cm）の 2 種類を構成した。格子間隔 1.5cm の 3 種類の炉心は（1）燃料棒277 本・燃料棒下端からの水位約 70cm（以下同様の表記）と（2）253 本・約 110cm に加え、熱出力校正用に炉心中央に可動装荷物を挿入する（3）253 本・約 120cm である。格子間隔 2.54cm の 2 種類の炉心は（4）241 本・約 70cm と（5）213 本・約 110cm である。図 1 及び図 2 にそれぞれ（1）及び（4）の炉心構成図を示す。計算コード間の比較のため、各炉心で実測した臨界水位を用いて MVP2,MVP3,MCNP6.2,Solomon 及び Serpent2 で中性子実効増倍率を解析した。

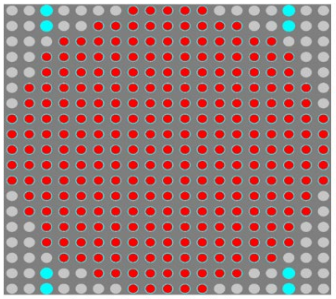


図1（1）の炉心構成図

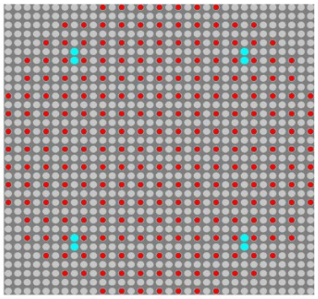


図2（4）の炉心構成図

2. 臨界データと解析結果　表 1 に 5 種類の炉心で実測した臨界水位を示す。表 1 の水位で上記 5 コードと JENDL-4.0 を用いて実効増倍率を計算した結果を図 3 に示す。今回の解析では、いずれの計算コードでも格子間隔 2.54cm の炉心の実効増倍率が過大に評価されていることが確認できた。また、格子間隔 1.5cm で MVP2 と MVP3 で実効増倍率を評価した結果は 2σ 以内で実測臨界水位と一致しており、格子間隔 2.54cm でも他のコードよりも実効増倍率が 1 に近い結果が得られた。

表 1 各炉心の臨界水位

炉心パターン	臨界水位 (cm)
(1)	71.519
(2)	113.367
(3)	125.865
(4)	75.724
(5)	115.255

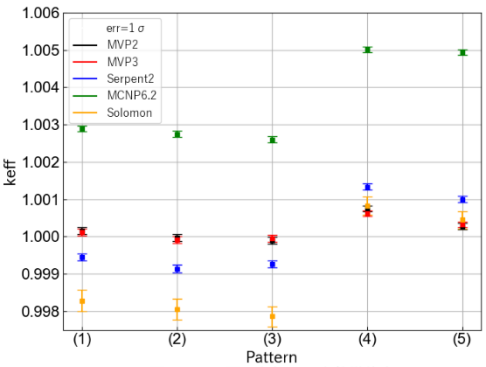


図3 コード間の各炉心の実効増倍率

3. 結言　STACY で実測した臨界水位を用いた各計算コードの解析を行い、コード間による実効増倍率の評価を行った。本発表では、コード間の解析モデルのさらなる検証や統計量を一致させるとともに、JENDL-4.0 以外の核データライブラリを用いた同様の解析によりライブラリ間の実効増倍率を比較することで核データの妥当性の検証も報告する。

謝辞　本報の研究は、原子力規制庁の「東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備事業」の成果の一部です。

* Tomoki Yoshikawa[1], Kazuhiko Izawa[1], Shouhei Araki[1], Tomoaki Watanabe, Satoshi Gunji[1]
[1] Japan Atomic Energy Agency

燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置 STACY 更新炉の整備
（18）熱出力校正試験

Modification of STACY for the study of criticality characteristics of fuel debris
(18) Thermal power calibration

*荒木 祥平, 村上 貴彦, 神川 豊, 新垣 優, 多田 裕太,
會澤 栄寿, 関 真和, 石井 淳一 井澤 一彦, 郡司 智
JAEA

STACY 更新炉における一連の性能検査のため、熱出力校正試験を実施した。熱出力は炉心中央に設置した金箔を用いた放射化箔法で中性子束を測定し、評価した。出力校正を実施した結果、計器と放射化箔法による評価結果が 3%以内で一致するように校正できた。

Keywords：STACY, Thermal power calibration, activation method, MVP, PHITS

1. 緒言　JAEA では、東京電力福島第一原子力発電所の事故における燃料デブリの臨界管理に資するため、定常臨界実験装置 STACY における実験を計画しており、実験運転再開に向けて一連の性能試験を実施している。一部試験では原子炉熱出力を許可の上限（200W）近くまで上昇させるため、熱出力の把握が必要である。臨界集合体である STACY は炉心温度の測定による熱出力の評価が困難なため、炉室上部に設置した安全出力計（核分裂計数管）を用いて測定した中性子束から熱出力に換算する。換算の基準となる熱出力は、旧 STACY では、溶液燃料中の核分裂生成物の分析により評価したが、STACY 更新炉では、密封された燃料を用いるため、同様の手法が適応できない。そこで、本校正においては熱出力の評価に放射化箔法を用いた。本発表では、校正のために実施した熱出力測定運転と出力校正の結果について報告する。

2. 実験・解析　炉心構成を図 1 に示す。炉心は 1.5-cm 格子板に 253 本の燃料棒と炉心中央に設置した可動装荷物駆動装置で構成した。放射化箔法に用いる金箔は可動装荷物駆動装置内部の照射室に設置し、軸方向の位置は臨界水位の半分の高さとなるようした。運転は校正前の指示値で約 20W（照射時間：約 10 分）で 1 回, 50W（約 10 分, 15 分）で 2 回及び校正後に 170W で 1 回実施した。放射化した金箔は Ge 半導体検出器を用いて放射化量を測定し、運転終了直後の ^{198}Au の生成量を評価した。^{198}Au の生成量からの中性子束の導出には MVP 及び PHITS による解析を用いた。 MVP では炉心をモデル化し、金箔設置位置での中性子スペクトル及び核分裂あたりの中性子束を評価した。次に PHITS において金箔の設置環境をモデル化し、MVP で計算したエネルギースペクトルを用いて金箔の応答を評価した。これらの結果を基に ^{198}Au の生成量から熱出力を評価した。

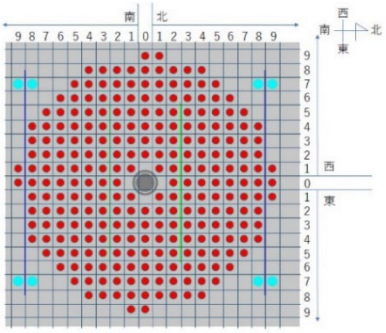


図 1. 炉心構成

3. 結果　図 2 に安全出力計指示値と放射化箔法により評価した熱出力の関係を示す。校正前では安全出力系の指示値は放射化箔法による測定結果と比べて 1.4 倍程度となっていたが、測定結果を基に校正した結果、両者を 3%以内の精度で一致させることができた。

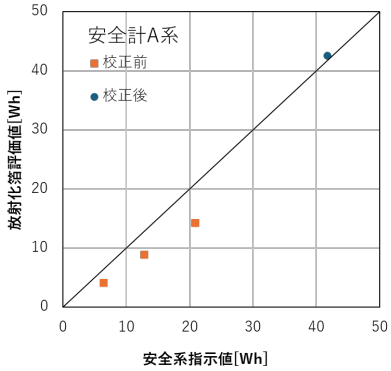


図 2. 安全出力計 A 系校正結果

謝辞　本報の研究は、原子力規制庁の「東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備事業」の成果の一部です。

*Shouhei Araki, Takahiko Murakami, Yutaka Kamikawa, Yu Arakaki, Yuta Tada, Eiju Aizawa, Masakazu Seki, Junichi Ishii, Kazuhiko Izawa, and Satoshi Gunji.
Japan Atomic Energy Agency

燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置 STACY 更新炉の整備
（19）コンクリート構造材模擬体の調製不確かさが臨界水位に与える影響の評価

Modification of STACY for the study of criticality characteristics of fuel debris

(19) Evaluation of the effect of material uncertainty of concrete simulants on the critical water height

*郡司 智[1]，荒木 祥平[1]，新垣 優[1]，井澤 一彦[1]

[1]JAEA

STACY を用いた燃料デブリの臨界特性評価の実験においては、燃料デブリに含まれると推定されるコンクリートを実験で模擬するため棒状コンクリート模擬体を作製する予定である。組成起因の不確かさが与える影響を評価するため、試作試料の組成に摂動を与えた核計算を行い、臨界水位への影響を調べた。

キーワード：STACY 更新炉，燃料デブリ，MCCI，コンクリート，臨界実験

1. 緒言 一般にセメント類は鉱物組成や水分量を均質にして調製することが難しく、加えて組成の経時変化が想定される。そのため、コンクリート模擬体を用いる STACY 臨界実験では、組成の不確かさが臨界水位に与える影響を評価する必要がある。密度や組成分布、装荷本数をパラメータとして摂動を与えた核計算を行い、その影響を調べた。

表1 コンクリート模擬材の基本組成

Element	wt. %
H	0.9
O	46.1
Al	4.1
Si	21.3
Ca	20.7
Fe	1.7
Others	2.9

2. 評価手法 STACY 実験で調製予定のコンクリート模擬体は、骨材を含まないことから厳密にはモルタル組成となっている。水分量や代表的な Si、Ca などの含有量が可能な限り均一になるように調製する予定であるが、経時変化で水分量が変化することなどが想定されている。そこで、表 1 に示す基本組成から、水（H_2O）、シリカ（SiO_2）、及び生石灰（CaO）の含有量を個別に 0、50、150、200%とした組成について評価した。摂動による増減分は他の成分を全体の原子個数密度が変わらないよう一律に調整している。また、密度（試作密度: 2.03 g/cc）を 90 及び 110 %とした場合についても評価を行った。モンテカルロ法での評価を前提としたため、大きめの摂動を与えている。

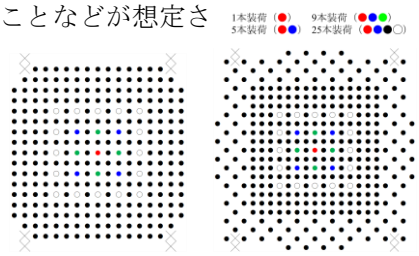


図1 評価に用いた炉心構成
（左: 12.7 mm格子、右: 15.0 mm格子）

15.0 及び 12.7 mm 間隔の格子板を用い、図 1 のような炉心を構成している。図 1 に黒丸で示される燃料棒の装荷位置に対し、模擬体の装荷位置は 1 本（赤）、5 本（赤+青）、9 本（赤+青+緑）、及び 25 本（赤+青+緑+白）に設定した。なお、図 1 中の×はジルカロイ製の安全板ガイドピンの位置を示す。

核計算にはモンテカルロコード MCNP6.2 と JENDL-5 を使い、20,000 ヒストリ×2,500 バッチ（捨てバッチ 100 を含まない）で計算し、実効増倍率の統計誤差が 1σ＜11 pcm となる計算結果が得られた。

いずれの炉心配置においても、密度、水の増減は実効増倍率と正の相関になり、シリカ、生石灰の増減は負の相関となった。反応断面積の違いから、これらの影響は格子間隔で異なる。また、装荷本数が大きくなるほど増倍率変化が大きくなるが、最も変化が大きい水分量による変化も 25 本装荷で 200 pcm 程度（臨界水位としては数 cm の変動）であったことから、現実的な調製精度や経時変化による組成の不確かさが臨界水位に与える影響はほぼないと考えられる。

3. 結論 模擬体組成の不確かさは臨界水位には影響しないと考えられるが、積分実験やベンチマークデータの提供のため、組成の経時変化を考慮した測定データを取得することを検討している。

謝辞 本研究は、原子力規制庁の「東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備事業」の成果の一部です。

---

*Satoshi Gunji[1], Shouhei Araki[1], Yu Arakaki[1] and Kazuhiko Izawa[1]

[1]JAEA

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：505-1 Radioactive Waste Management

Thu. Sep 12, 2024 3:35 PM - 4:55 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 6:35 AM - 7:55 AM UTC Room K(Recture RoomsB 2F B200)

[2K12-16] Vitrification 1

Chair:Kazuyoshi Uruga(CRIEPI)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

[2K12]

Study on vitrification plan of high level liquid waste in the TVF
(8)Operation results and evaluations of the TVF glass melter

*Seima Suzuki[1], Hikaru Ohtaka[1], Shigeki Fukuda[1], Atsushi Miyauchi[1], Hirotaka Sumi[1] (1. JAEA)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[2K13]

Study on vitrification plan of high level liquid waste in the TVF
(9)Consideration of operating parameters for the new glass melter

*Masaya Tone[1], Daiki Shiramizu[1], Nanako Katsuoka[1], Yusuke Aoyama[1], Koshi Miyata[1], Shigeki Fukuda[1], Hikaru Ohtaka[1], Hidekazu Kobayashi[1], Akira Kodaka[1] (1. JAEA)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2K14]

Study on vitrification plan of high level liquid waste in the TVF
(10) Discharging behavior for platinum group elements for the new glass melter

*Yusuke Aoyama[1], Masaya Tone[1], Daiki Shiramizu[1], Nanako Katsuoka[1], Koshi Miyata[1], Shigeki Hukuda[1], Hikaru Ohtaka[1], Hidekazu Kobayashi[1], Akira Kodaka[1] (1. JAEA)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2K15]

Study on vitrification plan of high level liquid waste in the TVF
(11) Simulation of a start-up heating using updated material data for a new glass melter

*Yoshimitsu Asahi[1], Akira Kodaka[1] (1. JAEA)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2K16]

Investigation of chemical state of uranium contained in borosilicate glass
(2) Uranium reduction using graphite crucible

*Nanako Katsuoka[1], Takayuki Nagai[1], Yoshihiro Okamoto[1], Daisuke Akiyama[2], Nobuaki Sato[2], Akira Kirishima[2] (1. JAEA, 2. Tohoku Univ.)

4:50 PM - 4:55 PM JST | 7:50 AM - 7:55 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

ガラス固化技術開発施設（TVF）における高放射性廃液の固化安定化に向けた取り組み
（8）TVF 溶融炉の運転実績と評価

Study on vitrification plan of high level liquid waste in the TVF
(8) Operation results and evaluations of the TVF glass melter

*鈴木 晟眞[1]，大髙 光[1]，福田 茂樹[1]，宮内 厚志[1]，角 洋貴[1]
[1] 日本原子力研究開発機構

東海再処理施設のガラス固化技術開発施設（TVF）において 2021 年、2022 年に実施したガラス固化処理運転（21-1CP、22-1CP）が計画よりも早期に終了に至った要因について調査結果を報告する。

キーワード：TVF，ガラス溶融炉，ガラス固化，白金族元素

1. 緒言

TVF では、東海再処理施設に保有する高放射性廃液を早期に固化安定化する取り組みを進めている。前報で報告した漏電による流下停止の対策後、ガラス固化処理運転を 2 回（21-1CP、22-1CP）実施し、両運転とも主電極間抵抗が運転停止判断指標まで早期に低下したため、運転を終了した。運転終了後に炉内を観察した結果、いずれの運転後においても白金族元素が従来と異なる西側の炉底傾斜面上部に多く堆積していた。なお、21-1CP 後は炉底傾斜面全域の残留ガラス（堆積物）の除去作業を実施している。

2. 21-1CP における主電極間抵抗低下の要因

19-1CP では、漏電による流下停止により、ドレンアウトできずに運転を停止した。この時、炉底加熱を繰り返したことにより、炉底部の白金族元素が炉底傾斜面上部に運ばれ堆積したと推定される。21-1CP の初回流下時に抜き出されず西側炉底傾斜面上部に一部残った白金族元素に電流が回り込み、温度分布が変化して炉内のガラス流動が変わることで更に西側傾斜面上部に白金族元素が運ばれ、堆積物が成長し、主電極間抵抗の早期低下を招いたと推定した。

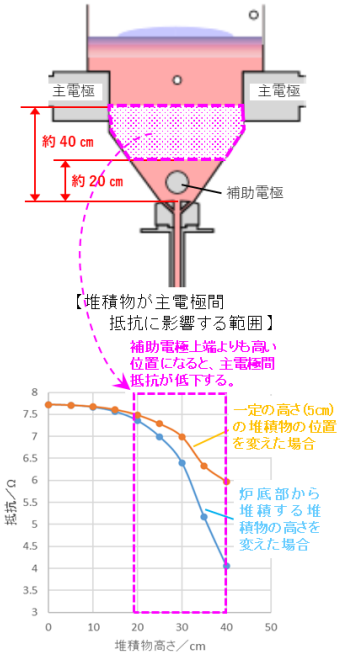


図 堆積物高さと主電極間抵抗の関係

3. 22-1CP における主電極間抵抗低下の要因

堆積物の取り残し等により主電極間抵抗を低下させる通電経路が存在すると仮定し、感度解析や運転データの検証等を実施した。その結果、補助電極上端より上部に通電経路となる堆積物が形成されると、主電極間抵抗が低下すること【図】、炉底部の補助電極間抵抗が堆積物を除去しても初期値まで回復しないことなどから、堆積物除去後の炉底傾斜面上部においても補助電極間抵抗と同様に主電極間抵抗に影響する通電経路が存在することが示唆された。さらに、耐火レンガ表面に白金族元素が高濃度に凝集した場合は、現在の堆積物除去方法では完全に除去できない可能性があることを確認した。これらの調査結果から、堆積物除去後も西側炉底傾斜面上部において主電極間抵抗を低下させる通電経路が存在し、21-1CP と同様に白金族元素を含む堆積物が成長し、主電極間抵抗の早期低下を招いたと推定した。

4. 今後の運転に向けた検討

主電極間通電への影響が大きい炉底傾斜面上部に白金族元素を多く堆積させる前にドレンアウトへ移行するための管理指標や検知方法などの検討を進めていく。

---

*Seima Suzuki[1], Hikaru Ohtaka[1], Shigeki Fukuda[1], Atsushi Miyauchi[1], Hirotaka Sumi[1]
[1] Japan Atomic Energy Agency

ガラス固化技術開発施設（TVF）における高放射性廃液の固化安定化に向けた取り組み
（9）新型溶融炉の運転パラメータの検討

Study on vitrification plan of high level liquid waste in the TVF
(9) Consideration of operating parameters for the new glass melter

*刀根 雅也[1]，白水 大貴[1]，勝岡 菜々子[1]，青山 雄亮[1]，宮田 晃志[1]，福田 茂樹[1]，大髙 光[1]，
小林 秀和[1]，小髙 亮[1]
[1]日本原子力研究開発機構

ガラス固化技術開発施設（TVF）の新型溶融炉（3 号溶融炉）について、コールド試験（運転条件確認試験）を実施し、3 号溶融炉に適した運転パラメータの検討を行った。

キーワード：ガラス固化技術開発施設（TVF），TVF3 号溶融炉，ガラス固化、運転パラメータ、LFCM

1. 緒言

東海再処理施設の廃止措置の一環として、高放射性廃液(HAW)のガラス固化処理を行っている TVF では、ガラス溶融炉の更新に向けた取り組みを進めている。TVF の溶融炉は直接通電型セラミック溶融炉（LFCM）を採用しており、3 号溶融炉では白金族族元素の抜出性向上を図るため、炉底形状を四角錐から円錐に変更する等の設計変更を行っている。LFCM は、ガラスに直接通電することでガラス溶融を行うことから、3 号溶融炉に適した温度管理を行う電力等の運転パラメータを把握する必要がある。そこで、実機に近い条件で最適な運転パラメータを設定するために、非放射性の模擬廃液を用いた運転条件確認試験を実施し、ガラス温度等の主な管理値を成立させるための運転パラメータの検討を行った。

2 検討方法

運転条件確認試験では、TVF での運転を可能な限り再現できるように、ガラス原料（ファイバーカートリッジ）に HAW の組成を模擬した廃液（白金族元素の有無を反映した高模擬／低模擬）を含浸させ、溶融炉に供給し、試験を実施した。運転パラメータの検討は、2 号溶融炉の運転において実績のある運転パラメータをベースとして運転操作を行い、溶融炉内各部の温度等が所定の範囲に収まるように調整を行った。

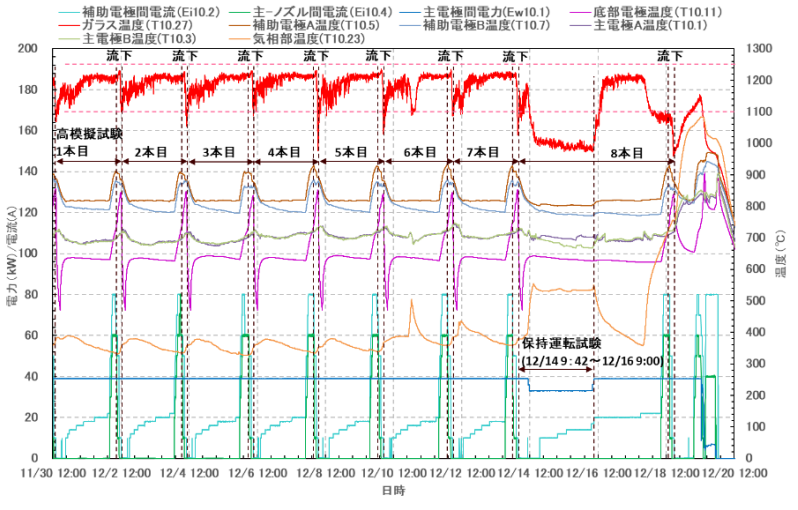


図 1 高模擬試験時炉内主要温度

3. 検討結果

運転条件確認試験の結果、炉底形状の変更に伴い、2 号炉と 3 号炉では一部温度特性が異なったものの、3 号溶融炉の運転を最適に行うための運転パラメータを見出すことができ、今後、3 号溶融炉を TVF に導入後、運転を安定して行える見通しを得た。

---

*Masaya Tone[1], Daiki Shiramizu[1] Nanako Katsuoka[1], Yusuke Aoyama[1], Koshi Miyata[1], Shigeki Fukuda[1], Hikaru Ohtaka[1], Hidekazu Kobayashi[1] and Akira Kodaka[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

ガラス固化技術開発施設(TVF)における高放射性廃液の固化安定化に向けた取り組み (10) 新型溶融炉の白金族元素抜出性能評価

Study on vitrification plan of high level liquid waste in the TVF
(10) Discharging behavior for platinum group elements for the new glass melter

*青山雄亮[1], 刀根雅也[1], 白水大貴[1], 勝岡菜々子[1], 宮田晃志[1], 福田茂樹[1],
大髙　光[1], 小林秀和[1], 小髙　亮[1]
[1] 日本原子力研究開発機構

ガラス固化技術開発施設（TVF）の新型溶融炉(3 号溶融炉)では、炉底形状を既設溶融炉(2 号溶融炉)の四角錐型から円錐へ変更した。炉底形状変更による効果を確認するため、流下ガラス中の白金族元素濃度の定量分析を行い、白金族元素の抜き出し性について 2 号溶融炉との比較評価を行った。

キーワード：ガラス固化技術開発施設（TVF）、TVF3 号溶融炉、ガラス固化、白金族元素、XRF

1. 緒言

3 号溶融炉では、白金族抜き出し性の向上を図るため、炉底形状を四角錐型から円錐型へ変更を行った[1]。炉底形状変更による効果を確認するため、非放射性の白金族元素を含む模擬廃液を使用したコールド試験(運転条件確認試験)において、炉内から抜き出された流下ガラス中の白金族元素を定量分析し、白金族元素の抜き出し性について 2 号溶融炉との比較評価を行った。

2. 方法

運転条件確認試験で使用した模擬廃液組成は、TVF に受け入れた高放射性廃液の分析結果に基づいた濃度設定にした。定量分析に使用するガラスサンプルは、各バッチのガラス流下中に一定のタイミングでサンプリングした後、XRF にてガラスサンプル中の白金族元素酸化物の濃度を測定し、各流下における白金族元素の抜き出し率（溶融炉への白金族元素の供給量に対する流下による炉内からの抜き出し量の割合）を算出した。

3. 結果・考察

図 1 に 3 号溶融炉と 2 号溶融炉の抜き出し率の比較図を示す。2 号溶融炉の平均抜出率が 101.6 %であるのに対し、3 号溶融炉では 106.1 %と高い抜き出し率であった。また、各流下間の抜き出し率のばらつきは、2 号溶融炉が約 80 %~120 %の間(標準偏差 13.7 %)で推移しているのに対し、3 号溶融炉は約 90 %~120 %の間(標準偏差 8.2 %)で推移しており、3 号溶融炉の方が抜き出し率のばらつきが小さい傾向が見られた。これらの結果については、炉底形状を四角錘から円錐に変更した効果によるものと考えられる。

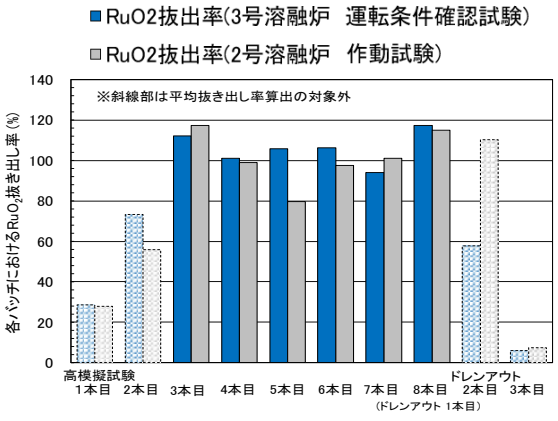


図 1　抜き出し率の比較図

参考文献

[1] 朝日良光, 嶋村圭介, 小林秀和, 小髙亮, TVF3 号溶融炉の炉底に関する詳細構造, JAEA-Technology 2021-026, (2022)

*Yusuke Aoyama[1], Masaya Tone[1], Daiki Shiramizu[1], Nanako Katsuoka[1], Koshi Miyata[1], Shigeki Hukuda[1], Hikaru Ohtaka[1], Hidekazu Kobayashi[1], Akira Kodaka[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency.

ガラス固化技術開発施設(TVF)における高放射性廃液の固化安定化に向けた取り組み
(11) 新型溶融炉の熱流動計算用物性データ整備と熱上げシミュレーション

Study on vitrification plan of high level liquid waste in the TVF

(11) Simulation of a start-up heating using updated material data for a new glass melter

*朝日 良光[1]，小髙 亮[1]

[1]日本原子力研究開発機構

TVF3号炉で使われた材料の熱物性データに基づき、熱上げを模擬するCFD解析を実施した。予測された熱上げに要する時間は、2023年11月に実施した運転条件確認試験で実際に要した時間とよく一致した。

キーワード：東海再処理施設、TVF3号溶融炉、シミュレーション、CFD

1. 緒言

TVFでガラス固化処理に用いる溶融炉は、2号炉から3号炉への更新を進めている。新たに製作した3号炉は炉底形状を変更し、レンガや保温材には2号炉と異なる材料を用いた。築炉後初めての熱上げでは、キャスタブル（図1水色部分）に含まれる水分の影響で主電極温度が室温から450 ℃到達までに261 hを要したが、水分が蒸発した2回目以降の熱上げに要する時間は分かっていなかった。JAEAが溶融炉の内部状態把握のため開発している溶融炉解析システム[1]を用いて熱上げをシミュレートし、所要時間を予測した。

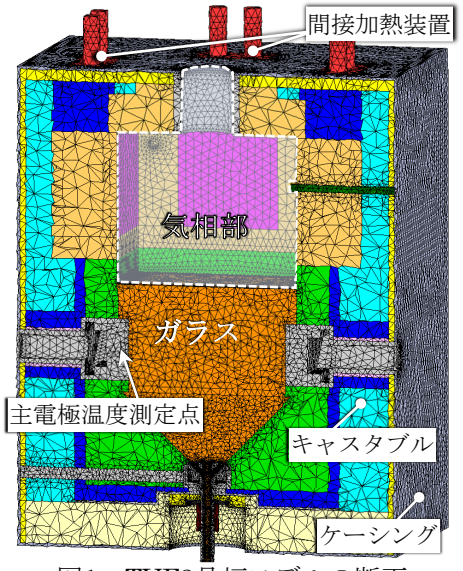


図1　TVF3号炉モデルの断面

2. 計算条件

3号炉用の材料について取得された熱物性データを整備し使用した。熱上げ時に充填するガラスカレットは稠密とみなし、比熱は日本の商用ガラス固化施設の組成で計測されたもの[2]を用い転移点温度でのピークも考慮した。気相部の換気による炉壁やガラスとの熱伝達率は、2号炉モデルで気相部温度が実測値に合うよう予め調整したものを3号炉モデルへ適用した。間接加熱装置の発熱量推移は築炉後初めての熱上げ時に与えた電力（図2(b)紫の線）を入力データとして与え、電極間の通電加熱は計算では考慮しなかった。

3. 計算結果

熱上げ完了の指標である主電極450 ℃到達に要する時間は158 hと予測され、実際の3号炉で2回目の熱上げとなる運転条件確認試験では154 hだった（図2(a)）。なお実測値の方は179 h以降に主電極間の通電加熱が始まることによって更に温度が上昇している。予測と4時間差で良く一致したことから、データや計算モデルの妥当性が確認できた。溶融炉モデルの境界面で熱収支を計算する後処理プログラムを開発して計算し、熱上げ時の溶融炉各部からの放熱量を確認できた（図2(b)のヒストグラム）。

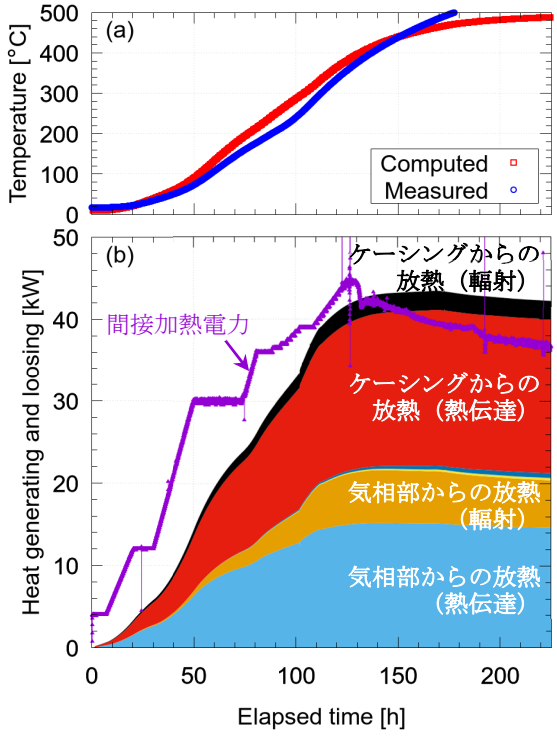


図2　熱上げ時の主電極温度と熱収支

参考文献

[1] 朝日, *et al.* (2016) 日本原子力学会2016年春の年会, 1G13.

[2] Toru Sugawara, *et al.* (2014) J. Nucl. Mater. 454 p.298.

* Yoshimitsu Asahi[1] and Akira Kodaka[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

ホウケイ酸ガラスに含まれるウランの化学状態評価
（２）黒鉛ルツボ使用によるウランの還元状況

Investigation of chemical state of uranium contained in borosilicate glass
(2) Uranium reduction using graphite crucible

*勝岡菜々子[1]，永井崇之[1]，岡本芳浩[1]，秋山大輔[2]，佐藤修彰[2]，桐島　陽[2]
[1]原子力機構，[2]東北大学

高レベル放射性廃液のガラス固化で用いるホウケイ酸ガラスの物性評価として，ガラス粉末にウラン化合物を添加し黒鉛ルツボに入れ，加熱溶融してウラン含有ガラスを作製した．X 線透過画像からウラン析出粒子の有無を確認し，黒鉛がウラン化学状態に与える影響を XAFS 測定で評価した．

キーワード：ガラス固化，ホウケイ酸ガラス，ウラン，XAFS

1. 緒言　ウラン（U）を含有する放射性廃棄物のガラス固化処理を想定した，ホウケイ酸ガラス中の U 化学状態の評価を進めており，前回，現行ガラス原料 N10-798 を基準に作製した U 含有ガラスを XAFS 測定し，ガラス原料組成による U 原子価への顕著な相異がないことを確認した[1]．XAFS 測定に供する小さなサンプルを評価する場合，ルツボ素材による影響を考慮する必要がある．本研究では，黒鉛ルツボによる U の還元状況を確認するため，黒鉛ルツボを用いて作製した U 含有ガラスの化学状態を評価した．

2. 実験　ガラス原料は，Na_2O を 10 wt%含む現行ガラス原料ビーズ N10-798 を使用した．U 化合物は，U_3O_8 と $NaNO_3$ を混合し 750 ℃で合成した $Na_2U_2O_7$ を用いた．U 含有ガラスは，ガラス原料粉末に $Na_2U_2O_7$ を添加し，均一に混合して黒鉛ルツボに入れ，反応管で Ar ガスを掃気しながら 1150 ℃で加熱溶融し，加熱時の 1150 ℃保持時間を 0 h，0.5 h，2 h と変えて作製した．冷却後の U 含有ガラスを観察した結果，保持時間によって黄色～緑色の色調変化が認められた．次に，U-L_3 吸収端の X 線透過画像を撮影し，U 分布の濃淡を確認した．確認の結果，気泡等による画像の濃淡が見られたが， U 析出粒子は認められなかった．次に U 含有ガラスの U-L_3 吸収端，U-L_2 吸収端を透過法と蛍光法で，U-M_4 吸収端を蛍光法で XAFS 測定し，黒鉛ルツボが U 化学状態に与える影響を評価した. サンプル全体を評価できる透過法の結果から保持時間が長いほどガラス中の U が還元され 4 価に近いことを確認した．保持時間の短い U 含有ガラスの蛍光法と透過法を比較すると, サンプル表層を評価できる蛍光法スペクトルが透過法スペクトルより低エネルギー側に現れ，ガラス表層から U の還元が進むことを確認した（Fig.1）.

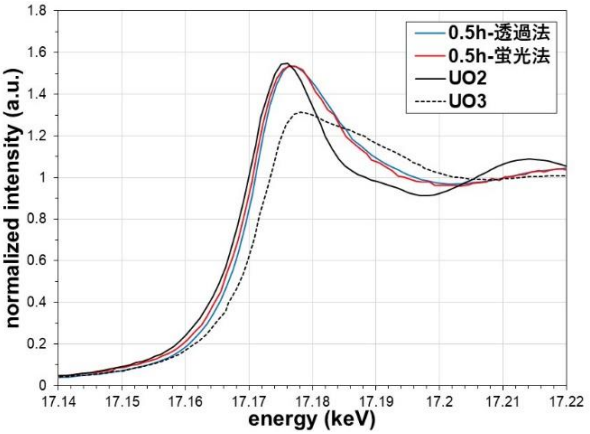


Fig.1　0.5 h 保持 U 含有ガラスの透過法/蛍光法 U-L_3 吸収端 XANES スペクトル

3. 結論　ガラス原料 N10-798 の U 含有ガラスを黒鉛ルツボで作製した結果, 黒鉛が接しているガラス表層から還元反応が進むことが認められた.

参考文献

[1] 勝岡,他, 2023 年春の年会, 1I06.

本報は，物質・デバイス領域共同研究拠点における共同研究課題 20231123 による成果であり，XAFS 測定は，KEK-PF 放射光共同利用実験課題 2023G592 により実施した．

*Nanako Katsuoka[1], Takayuki Nagai[1], Yoshihiro Okamoto[1], Daisuke Akiyama[2], Nobuaki Sato[2], Akira Kirishima[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Tohoku University

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：505-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

Thu. Sep 12, 2024 3:35 PM - 5:10 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 6:35 AM - 8:10 AM UTC Room M(Recture RoomsB 2F B202)

[2M12-17] Bentonite

Chair:Haruo Sato(Okayama Univ.)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

[2M12]

Alteration of Bentonite Buffer- Diffusion Behavior of Chloride Ions in Cu-montmorillonite

*Yuki Kamada[1], Shinichiro Uematsu[1], Naoko Watanabe[1], Tamotsu Kozaki[1] (1. Hokkaido University)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[2M13]

Numerical Simulation of Ion Exchange Behavior in Buffer Materials Considering the Chemical Effects of Saltwater

(1) Theoretical Analysis of Ca-Na Exchange Selectivity in Compacted Bentonite Using the Poisson-Boltzmann Equation

*Ryo Itoh[1], Tsuneyuki Memura[1], Kazuya Ono[1], Ryo Yasuda[2], Shingo Tanaka[2], Daisuke Hayashi[2] (1. Dia Nippon Engineering Consultants, 2. RWMC)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2M14]

Numerical Simulation of Ion Exchange Behavior in Buffer Materials Considering the Chemical Effects of Saltwater

(2) Numerical Simulation of Infiltration Experiments

*Kazuya Ono[1], Tsuneyuki Maemura[1], Ryo Itoh[1], Ryo Yasuda[2], Shingo Tanaka[2], Daisuke Hayashi[2] (1. Dia Nippon Engineering Consultants, 2. RWMC)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2M15]

Evaluation of effects of Thermal, Chemical, and Mechanical processes on water movement in unsaturated bentonite by using coupled analysis

*Yusaku Takubo[1], Yusuke Takayama[2], Daisuke Kawama[3], Kazuaki Mitsuyama[3], Yutaka Sugita[4], Keisuke Ishida[1] (1. NUMO, 2. JAEA (Current: KOBE Univ.), 3. QJ Science, 4. JAEA)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2M16]

Study on the method for calculating the macroscopic hydraulic conductivity of low-permeability cover soil

*Atsuo Yamada[1], Satoru Hirai[1] (1. HAZAMA ANDO corporation, Technical research institute, Nuclear power department)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[2M17]

Application of Bayesian statistics to the inspection of bentonite layers in radioactive waste disposal

*Ryo Nakabayashi[1], Yasutaka Watanabe[1], Shingo Yokoyama[1], Daisuke Sugiyama[1] (1. CRIEPI)

5:05 PM - 5:10 PM JST | 8:05 AM - 8:10 AM UTC

©Atomic Energy Society of Japan

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

ベントナイト緩衝材の変質 - Cu 型モンモリロナイト中の塩化物イオンの拡散挙動

Alteration of Bentonite Buffer- Diffusion Behavior of Chloride Ions in Cu-montmorillonite

*鎌田 勇希[1]，植松 慎一郎[1]，渡邊 直子[1]，小崎 完[1]
[1]北海道大学

実験室にて調製した Cu 型モンモリロナイトを異なる乾燥密度に圧縮し、膨潤させた試料に対し、Cl-36 を用いた非定常拡散試験を行い、見かけの拡散係数及び拡散の活性化エネルギーを決定し、拡散挙動を検討した。
キーワード：地層処分、交換性陽イオン、銅型モンモリロナイト、活性化エネルギー、塩化物イオン

1. 緒言　高レベル放射性廃棄物の地層処分において、Cu がオーバーパックのライニング材として用いられた場合、処分後長期間経過後に、オーバーパックを取り囲むベントナイトの主たる交換性陽イオンが Cu^{2+}イオンで置換され、Na 型から Cu 型に変質する可能性がある。しかし、圧縮 Cu 型ベントナイト中の核種の拡散挙動に関する研究例は見当たらない。そこで、本研究では、典型的な 1 価の陰イオンである塩化物（Cl^-）イオンに着目し、Cu 型モンモリロナイト中の Cl-36 の見かけの拡散係数(D_a)及び 拡散の活性化エネルギー(E_a) を決定し、Cu 型モンモリロナイト中の塩化物イオンの拡散機構を検討した。

2. 実験　Cu 型モンモリロナイト試料は、Na 型モンモリロナイト（クニミネ工業製、クニピア F）を 0.1 M $CuCl_2$ 水溶液中に懸濁させてイオン交換することで得た。イオン交換は 4 回とし、その後、透析膜を介してイオン交換水と接触させることで過剰塩を除去した。この試料を乾燥密度（ρ_d）0.8~1.6 Mg/m³となるように圧縮成型し、イオン交換水で約 30 日間膨潤した。膨潤した試料の表面に極微量の Cl-36 トレーサー溶液を塗布し、所定温度 (288~323 K) で所定時間トレーサーを拡散させた後、粘土試料を 0.5 mm 間隔でスライスし、スライス片の放射能測定から得た濃度分布から、D_aを決定した。

3. 結果と考察　各乾燥密度において、得られた D_aの自然対数値は温度の逆数に対して良い直線性を示したことから、アレニウスの式より拡散の E_aを決定した。図 1 に、E_aの乾燥密度依存性を、Na 型モンモリロナイト中の Cl^-の拡散に対する報告値[1]とともに示す。Na 型モンモリロナイト試料では Cl^-の E_aは ρ_d = 1.0 Mg/m³ にて最小値となるのに対して、Cu 型試料中の Cl^-の E_aは、ρ_d = 0.8 Mg/m³ において自由水中の Cl^-の拡散の E_a (17.4 kJ/mol [2])とほぼ等しいものの、乾燥密度の上昇に伴い増加し、特に ρ_d = 1.4 Mg/m³ 以上で高い値（約 40 kJ/mol）を示した。このように、Na 型と Cu 型モンモリロナイト試料で Cl^-の E_aの乾燥密度依存性が異なったことから、Cl^-の拡散は、乾燥密度増加に伴う内部微細構造の変化のみならず、交換性陽イオン種の影響をも受けていることが示唆された。モンモリロナイト試料中を Cl^-イオンが拡散する場合、試料中の電荷バランスを取るために、他のイオンも移行する必要がある。仮に交換性陽イオンがその役割を担っている場合、試料中の Na^+イオンと Cu^{2+}イオンの拡散挙動の相違が Cl^-イオンが拡散に影響を及ぼした可能性がある。

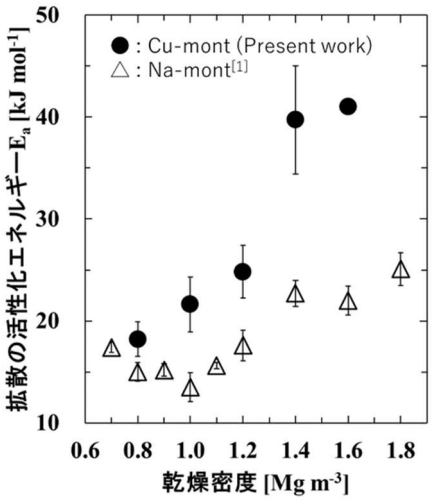


図 1　モンモリロナイト中の Cl^-の拡散の活性化エネルギー

4. 参考文献　[1] Kozaki, T., et al. (1998). J. Contam. Hydrol, 35(1-3), 67-75.
[2] Parsons, R., (1959) Handbook of Electrochemical Constants, Butterworths Sci. Publ., 79

*Yuki Kamada[1], Shinichiro Uematsu[1], Naoko Watanabe[1] and Tamotsu Kozaki[1]
[1]Hokkaido Univ.

緩衝材の塩水による化学影響に関するイオン交換挙動の解析評価方法の検討 （1）ポアソン-ボルツマン方程式による圧縮ベントナイトの陽イオン交換選択係数の理論的検討

Numerical Simulation of Ion Exchange Behavior in Buffer Materials Considering the Chemical Effects of Saltwater
(1) Theoretical Analysis of Ca-Na Exchange Selectivity in Compacted Bentonite Using the Poisson-Boltzmann Equation

*伊藤 諒[1]，前村 庸之[1]，大野 和也[1]，安田 涼[2]，田中 真悟[2]，林 大介[2]
[1]大日本ダイヤコンサルタント，[2]原環セ

圧縮ベントナイトにおける Ca の Na に対する $logK_{GT}$ をポアソン-ボルツマン方程式を用いて導出した。方程式を拡張しイオンの大きさを考慮した場合は、非考慮の場合より試験値の再現性が向上したが、イオン強度と $logK_{GT}$ の関係は試験値と異なる傾向を示し、イオンの大きさ以外の要素も考慮する必要性が示唆された。
キーワード：地層処分、沿岸部、ベントナイト、イオン交換選択係数、ポアソン-ボルツマン方程式

1. 緒言　地層処分の人工バリアを構成する緩衝材の塩水環境下でのイオン交換反応を予測するためには、圧縮したベントナイト(圧縮ベントナイト)のイオン交換選択係数の理解が重要となる。本研究では、圧縮ベントナイトの陽イオン交換選択係数(Gaines-Thomas の選択係数の対数値; $logK_{GT}$)を理論的に説明することを目的に、ポアソン-ボルツマン(P-B)方程式を用いて Ca の Na に対する $logK_{GT}$ の理論値を導出し、乾燥密度及びイオン強度との関係を調べるとともに、理論値と通水試験結果[1]から得られた $logK_{GT}$ (試験値)とを比較した。

2. 手法　P-B 方程式により溶存イオンが 2 価(Ca^{2+})、1 価(Na^{+})及び−1 価アニオン(Cl^{-})の場合の層間のイオン濃度分布を求めた。既往の研究[2]に倣い、層間に存在する陽イオンを吸着イオンと見なし、吸着イオンの組成及び外部溶液組成から $logK_{GT}$ を算出した。層間距離は圧縮ベントナイトの乾燥密度に対応する条件とし、外部溶液のイオン強度は 0.125～1.0 とした。また、イオンの大きさ(排除体積効果)を考慮した拡張 P-B 方程式[3]を用いた場合についても、同様に $logK_{GT}$ を算出した。

3. 結果　イオンの大きさを考慮した場合は、非考慮の場合に比べて $logK_{GT}$ の理論値が試験値により近づく結果が得られた(図 1)。また、$logK_{GT}$ の理論値は、乾燥密度と正の相関を有し(図 2)、イオン強度にほぼ依存しないことが示唆された(図 1)。一方、$logK_{GT}$ の試験値はイオン強度と正の相関を示したことから、試験値のイオン強度依存性を理論的に説明するには、イオンの大きさ以外の要素も考慮する必要性が示された。

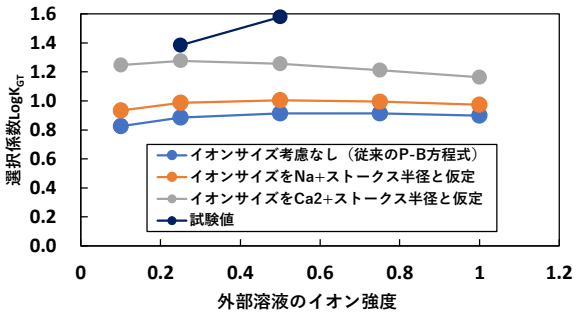


図 1 イオン強度と Ca-Na の $logK_{GT}$ の関係
（乾燥密度 1.00Mg/m³,モル濃度比 Ca:Na:Cl=4:3:11）

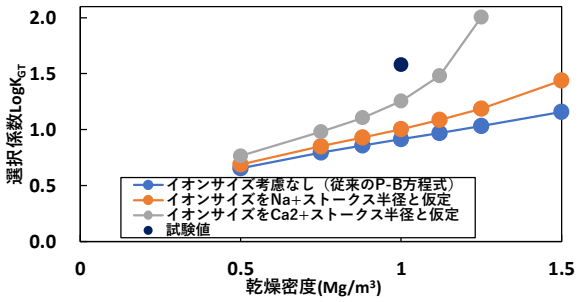


図 2 乾燥密度と Ca-Na の $logK_{GT}$ の関係
（イオン強度 0.5,モル濃度比 Ca:Na:Cl=4:3:11）

謝辞　本研究は、経済産業省資源エネルギー庁からの委託事業である「令和 5 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）沿岸部処分システム評価確証技術開発」の成果の一部を使用している。また、本研究に助言を頂いた岡山大学 佐藤治夫准教授に謝意を表する。

参考文献

[1] 産業技術総合研究所, 原子力環境整備促進・資金管理センター, 電力中央研究所: 2021 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 沿岸部処分システム評価確証技術開発 成果報告書, 2022.
[2] Hedström, Magnus, and Ola Karnland. :Ca/Na selectivity coefficients from the Poisson–Boltzmann theory., Physics and Chemistry of the Earth, Parts A/B/C 36.17-18, 1559-1563, 2011.
[3] 四辻健治, 舘 幸男, 西巻祐一郎, 拡張 Poisson-Boltzmann 方程式による圧縮ベントナイト中の拡散モデルの高度化検討, JAEA-research 2011.47, 1-105, 2012.

*Ryo Itoh[1], Tsuneyuki Maemura[1], Kazuya Ono[1], Ryo Yasuda[2], Shingo Tanaka[2], Daisuke Hayashi[2]
[1]Dia Nippon Engineering Consultants, [2] RWMC.

緩衝材の塩水による化学影響に関するイオン交換挙動の解析評価方法の検討 （2）通水試験の再現解析

Numerical Simulation of Ion Exchange Behavior in Buffer Materials Considering the Chemical Effects of Saltwater

(2) Numerical Simulation of Infiltration Experiments

*大野 和也[1]，前村 庸之[1]，伊藤 諒[1]， 安田 涼[2]， 田中 真悟[2]， 林 大介[2]

[1]大日本ダイヤコンサルタント，[2]原環セ

浸透流及び移流分散と陽イオン交換平衡との連成解析手法を用いて、圧縮ベントナイトへの塩水通水試験の再現解析を実施した。陽イオン交換選択係数に圧縮系の試験結果に基づく値を用いたところ、再現性は良く、本解析手法を沿岸部における緩衝材の陽イオン交換反応の予測に適用できる可能性が示された。

キーワード：地層処分、沿岸部、ベントナイト、溶質移動、イオン交換解析

1. 緒言

緩衝材の候補材料であるベントナイトの水理・力学特性は、ベントナイトの吸着陽イオン組成の影響を受ける。沿岸部の多様な組成の地下水に対応できる圧縮ベントナイトの吸着陽イオン組成の予測手法として、イオン交換反応を評価する解析手法の整備が必要である。本研究では上記解析手法の整備を目的として、圧縮ベントナイトに沿岸部地下水又は人工海水を通水した試験の再現解析を実施した。

2. 解析手法

解析ツールには、飽和・不飽和浸透流、移流・分散、イオン交換反応の連成解析が可能である HP1[1]を用いた。Na に対する Ca, K, Mg の各陽イオン交換選択係数(Gaines-Thomas の選択係数; K_{GT})には、圧縮ベントナイトの通水試験により得られた値を用いた。通水液の組成及び通水速度等の解析条件についても、試験条件を基に設定した。また、分散系の試験に基づく K_{GT}[2]を用いて同様の解析を実施し、圧縮系の値を用いた場合との比較を行った。

3. 結果・考察

圧縮系の K_{GT} を用いた解析結果は試験結果を概ね再現し、分散系の K_{GT} を用いた場合よりも再現性が良好であった（図 1）。このことから、塩水系地下水が浸潤した際の緩衝材の陽イオン交換の予測手法として本解析手法を適用できる見通しが得られた。

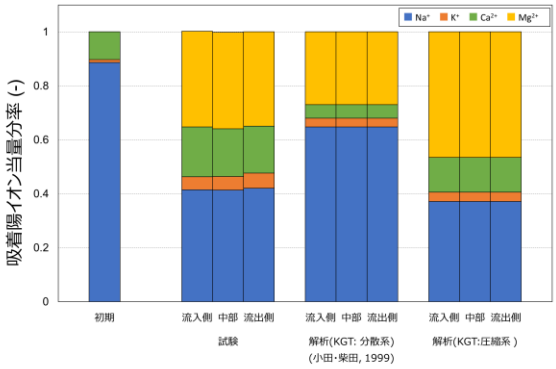


図 1 平衡状態における圧縮ベントナイトの吸着陽イオン当量分率と再現解析結果との比較（通水液：人工海水）

謝辞 本研究は経済産業省資源エネルギー庁からの委託事業「令和 5 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）沿岸部処分システム評価確証技術開発」の成果の一部を使用している。

参考文献

[1] Jacques, D, and Šimůnek, J.: Notes on HP1 a software package for simulating variably-saturated water flow, heat transport, solute transport, and biogeochemistry in porous media. HP1 Version 2.2. Belgium, 2010.

[2] 小田治恵, 柴田雅博: ベントナイト―水相互作用の実験とモデル化, サイクル機構技術資料, JNC TN8400 99-032, 67p., 1999.

* Kazuya Ono [1], Tsuneyuki Maemura [1], Ryo Itoh [1], Ryo Yasuda [2], Shingo Tanaka [2], Daisuke Hayashi [2]

[1] Dia Nippon Engineering Consultants, [2] RWMC

連成解析による不飽和ベントナイト中の水分移動に対する熱・化学・力学プロセスの影響評価

Evaluation of effects of Thermal, Chemical and Mechanical processes on water movement in unsaturated bentonite by using coupled analysis

*田窪 勇作[1]，髙山 裕介[2]，川間 大介[3]，三津山 和朗[3]，杉田 裕[4]，石田 圭輔[1]
[1]NUMO，[2]JAEA（現 神戸大学），[3]QJ サイエンス，[4]JAEA

再冠水過程における緩衝材中の水の浸潤挙動を評価するうえで着目すべき現象や状態を把握することを目的に、既往の試験結果と連成解析結果との比較評価に取り組んでいる。連成解析による熱・化学・力学プロセスの影響評価技術の開発状況について報告する。

キーワード：THM 連成解析，THC 連成解析，再冠水過程，地層処分，放射性廃棄物

1. 緒言

放射性廃棄物の地層処分の安全評価において処分場の状態を現実的に設定するためには、処分環境における熱（Thermal：T）、水理学（Hydrological：H）、力学（Mechanical：M）、化学（Chemical：C）の連成現象による場の変化を評価することが必要である。処分場閉鎖直後の水理場の変化が顕著となる再冠水過程においては、ガラス固化体からの熱、地下水と人工バリア材料との間で生じる二次鉱物の沈殿・溶解等の化学反応、及び緩衝材の密度変化が、緩衝材中の地下水の浸潤挙動へ相互影響すると考えられる。NUMO は、この再冠水過渡期の THMC 場の状態変遷を評価し処分場の状態設定に反映するため、THMC 連成解析モデルの技術開発を進めている[1]。複雑な THMC 連成現象を評価する技術を着実に構築するため、TH 連成解析モデルの整備からはじめ、化学プロセスと力学プロセスを段階的に追加する開発アプローチを採用しており、これまで TH/THC/THM 連成解析技術の整備に取り組んでいる。本報告では、整備の現状について報告する。

2. 実施内容

TH/THC 連成解析コードには、米国国立研究所で開発されたオープンソースコードである PFLOTRAN[2]を選定し、緩衝材として使用されるベントナイトを用いた既往の室内浸潤試験[3]を対象として、TH/THC 連成解析を行い試験結果と解析結果との比較評価を行うことで、不飽和ベントナイト中の水分移動を表現するにあたって着目すべき連成プロセスについて調査した。その結果、緩衝材の固有透過度が水分移動に大きく影響を及ぼすことを明らかとした。緩衝材の固有透過度は変形に伴って変化する乾燥密度に依存すること[4]から、THM 連成解析の力学プロセスとして変形及びそれに伴う乾燥密度変化に着目した。不飽和ベントナイト中の水分移動に対し変形の影響を評価可能とする THM 連成解析技術の開発として、JAEA が開発したオープンソースの力学挙動解析コード MACBECE[5]を PFLOTRAN と組み合わせ、PFLOTRAN の TH 連成解析結果として出力される水分飽和度の情報と、MACBECE の力学挙動解析結果として出力される変形及び乾燥密度に関する情報とを、それぞれの計算コードの入力パラメータに反映するインターフェースの設計を行った。今後の展開として、インターフェースを用いた力学プロセスの影響評価を計画している。

参考文献

[1] Takubo et al., Model development of coupled THMC processes for a geological repository at higher temperature region, Proceedings of 2022 International High Level Radioactive Waste Management Conference, (2022). [2] Hammond et al., Evaluating the performance of parallel subsurface simulators: An illustrative example with PFLOTRAN, Water Resources Research, Vol. 50, 208-228, (2014). [3] 鈴木ほか, 圧縮ベントナイト中の温度勾配による水分移動, 土木学会第 56 回年次学術講演会, CS1-012, (2001). [4] 菊池, 棚井, 幌延地下水を用いた緩衝材・埋め戻し材の基本特性試験（試験報告）, JNC TN8430 2004-005, (2005). [5] 三原ほか, TRU 廃棄物地層処分施設の力学挙動解析コード（MACBECE）の開発, JAEA-Data/Code 2009-026, (2010).

*Yusaku Takubo[1], Yusuke Takayama[2], Daisuke Kawama[3], Kazuaki Mitsuyama[3], Yutaka Sugita[4] and Keisuke Ishida[1]

[1]NUMO, [2]JAEA (Current: Kobe Univ.), [3]QJ Science, [4]JAEA

低透水性覆土の巨視的透水係数算出方法に関する研究

Study on the method for calculating the macroscopic hydraulic conductivity of low-permeability cover soil

*山田 淳夫[1]，平井 哲[1]
[1]安藤ハザマ　技術研究所原子力部

低レベル放射性廃棄物処分施設の低透水性覆土の遮水性能（地下水を通しにくくする能力）として，巨視的透水係数を示すことが提案されている。本稿では，3D スキャナによる締固め管理で得られるデータを用いて，三次元飽和浸透流解析用のモデルを作成し，巨視的透水係数を算出する方法について検討した。

キーワード：放射性廃棄物，低透水性覆土，巨視的透水係数，モデル化

1. はじめに

巨視的透水係数を算出するためには，対象現場を何らかの方法でモデル化し，三次元飽和浸透流解析を行う必要がある。このモデル化は，現場採取データを用いて行い，データ採取点以外の箇所を地盤統計学的手法等による補間で生成するというものである。一方，近年の土工事において 3D スキャナや CCV（Compaction Control Value）等の活用により面的に連続したデータを採取して締固め管理する方法が開発されている。そこで本稿では，3D スキャナによる締固め管理[1]で得られるデータを用いて，直接的に三次元飽和浸透流解析用のモデルを作成する方法について検討した。本稿で示そうとしている方法のフローを図-1 に示す。

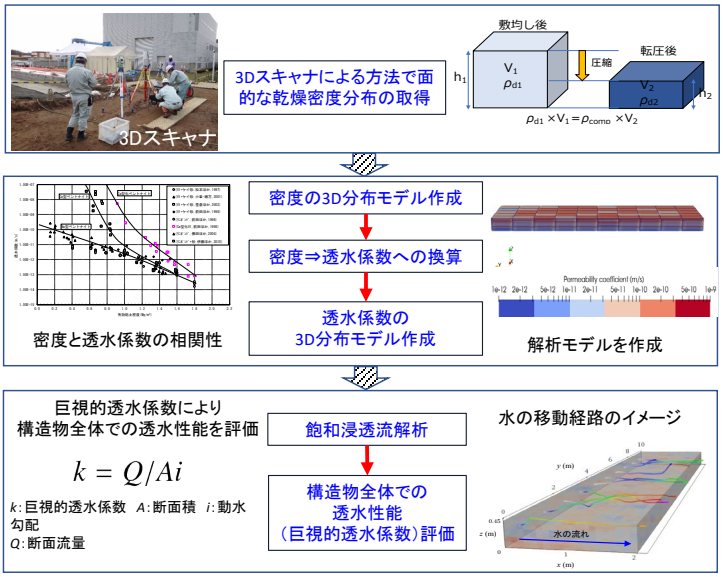


図-1　3D スキャナによる測定結果から巨視的透水係数算出する方法のフロー

2. 数値解析の条件と結果

本稿では，幅 2m×延長 10m×厚さ 0.45m の大きさでベントナイト混合土を締め固めた試験施工を対象とした。施工層厚は仕上り 45mm を 10 層繰り返し，それぞれの層厚変化より乾燥密度の 3 次元分布を求めた。この分布より透水係数の分布モデルを作成し，浸透流解析を Dtransu3D にて行った。計算結果を表-1 に示す。透水試験の結果（6.11×10^{-11}～6.49×10^{-12}m/s，平均 2.19×10^{-11}m/s）よりも若干大きめの値となった。

表-1　巨視的透水係数の計算結果

メッシュサイズ		断面積A	動水勾配i	巨視的透水係数
単位	m	m^2	―	m/s
x方向	0.400	4.60	0.1	5.75×10^{-11}
y方向	1.000	0.92	0.1	5.86×10^{-11}
z方向	0.046	20.00	0.1	2.57×10^{-11}

3. 結論

本稿で示した方法でも，巨視的透水係数の計算が可能であることがわかった。今後，計算結果に対するメッシュサイズやモデル化領域の大きさの影響を検討する必要がある。

参考文献

[1] 山田ほか；3D スキャナによる締固め密度推定方法の推定尤度に関する考察，第 57 回地盤工学研究発表会概要集，地盤工学会, 21-8-2-05, 2022.

*Atsuo Yamada[1] and Satoru Hirai[1]
[1]Hazama Ando Corp.

放射性廃棄物処分のベントナイト層の検査に対するベイズ統計学の適用

Application of Bayesian statistics to the inspection of bentonite layers in radioactive waste disposal

*中林 亮[1]，渡邊 保貴[1]，横山 信吾[1]，杉山 大輔[1]

[1]電力中央研究所

抄録：放射性廃棄物処分施設のベントナイト層には低透水性が期待される。低透水性の遵守判断に供する巨視的透水係数を合理的に決定するために、ベイズ統計解析を活用した手法の提案を試みた。

キーワード：放射性廃棄物処分，ベントナイト，巨視的透水係数，微視的透水係数，ベイズ統計

1. はじめに

浅地中ピット処分施設では、人工バリア材の一つとして締め固めたベントナイト系材料（ベントナイト層）の使用が想定される。ベントナイト層には低透水性が期待されており、施工後のベントナイト層全体の透水係数（巨視的透水係数）が規定の値を下回っていることを確認するとした事例[1]がある。巨視的透水係数は実測することが困難であるため、施工後のベントナイト層の局所的な透水係数（微視的透水係数）分布の平均値と標準偏差等から解析的に算出する方法がある[2]。微視的透水係数を直接的に取得するためには、施工後のベントナイト層から通水試験用の供試体を採取しなければならない。採取した箇所は同等の材料を用いて埋め戻すことが想定されるが、密度が不均質となり擾乱前の性能を担保できない可能性がある。そのため、採取点数は少ないことが望ましい。他方、採取点数が少ないと、微視的透水係数分布の平均値と標準偏差の確からしさは低く、巨視的透水係数の確からしさも低くなる。本研究では、微視的透水係数分布の不確実性を定量的に把握したうえで、遵守判断に供する巨視的透水係数を合理的に算出するための、ベイズ統計解析を活用した手法の提案を試みた。以下に、ベントナイト層の試験施工から取得された微視的透水係数分布[3]を題材とした解析的検討の結果を記す。

2. 解析的検討

ベントナイト層の試験施工から取得された微視的透水係数分布[3]を母集団分布として用いた。次に、母集団分布から 5 点、10 点をランダムサンプリングする。これらのデータを用いたベイズ統計解析によって微視的透水係数の予測分布を取得する。ベイズ統計解析には、統計解析ソフト R と BEST パッケージ[4]を用いた。

3. 結果

図 1 にベイズ統計解析から得られた微視的透水係数の予測分布を示す。青色の濃淡で示された範囲は、サンプリングデータから予測される微視的透水係数分布の不確実性である。データ数の増加によって範囲が狭まることがわかる。また、赤色の実線で示した母集団分布は、データ数によらず不確実性の範囲に収まっている。つまり、青色の濃淡で示された範囲内で適切な予測分布（平均値と標準偏差）を抽出し、それを巨視的透水係数の遵守判断に用いることで、少ない採取点数でも保守的な判断を合理的に実施することが可能となる。一例として、図 1 の青色の実線で示した分布は、微視的透水係数の予測分布のうち、平均値と標準偏差の確率分布の 95%HDI（Highest Density Interval：最高密度区間）の上限値を用いて算出したものである。母集団分布と比較すると、いずれも保守的な分布であることがわかる。巨視的透水係数の遵守判断に供すべき微視的透水係数分布の HDI 上限値については、今後さらなる検討を進める。

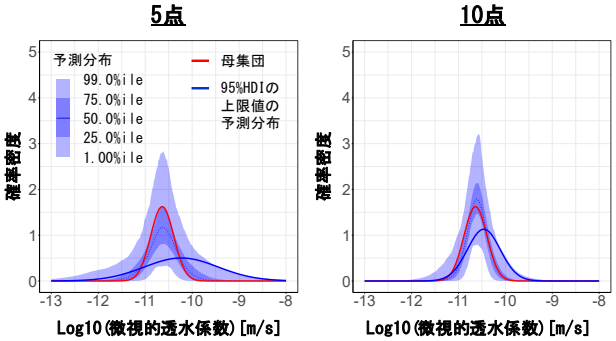


図 1 微視的透水係数分布の比較

参考文献

[1] 日本原燃, 廃棄物埋設事業変更許可申請書本文及び添付書類の一部補正について, 2021 年 6 月 14 日. [2] 平井他, 安藤ハザマ研究年報, 9, 10, 2021. [3] 日本原燃, 許可基準規則解釈第 10 条第 1 項に関する補足説明(添付資料 3), 2021 年 6 月 21 日. [4] Kruschke, Journal of Experimental Psychology: General, 142:2, 573–603, 2013.

*Ryo Nakabayashi[1], Yasutaka Watanabe[1] , Shingo Yokoyama[1] and Daisuke Sugiyama[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies：202-1 Radiation Behaviors, Radiation Shielding

Thu. Sep 12, 2024 3:50 PM - 4:25 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 6:50 AM - 7:25 AM UTC Room A(Recture RoomsA 1F A101)

[2A11-12] Radiation Shielding and Radiation Behavior 2

Chair:Masahiro Taniguchi(TAISEI)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[2A11]

Discussion on the Standardization of Shielding Material focusing on Shielding Concrete (25)
Correction methods of standard composition

*Koichi Okuno[1], Mikihiro Nakata[2], Masahiro Taniguchi[3], Toshinobu Maenaka[4], Koji Ohishi[5], Masahiro Yoshida[6], Toshio Amano[7] (1. Hazama-Ando, 2. MHI NDC, 3. Taisei Corp., 4. Takenaka Corp., 5. JER, 6. Nustec, 7. CTC)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2A12]

Application of a reactor physics code system CBZ to radiation shielding calculations

*Go Chiba[1] (1. Hokkaido Univ.)

4:20 PM - 4:25 PM JST | 7:20 AM - 7:25 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

遮蔽材料標準の策定について(25)

- 規定組成に対する組成補正法 -

Discussion on the Standardization of Shielding Material focusing on Shielding Concrete

- (25) Correction methods of standard composition -

*奥野 功一[1]、前中 敏伸[2]、大石 晃嗣[3]、吉田 昌弘[4]、中田 幹裕[5]、平尾 好弘[6]、天野 俊雄[7]、
谷口 雅弘[8]
[1]安藤ハザマ、[2]竹中工務店、[3]日環研、[4]原子力安全技術センター、[5]MHI原子力研究開発、
[6]海上技術安全研究所、[7]CTC、[8]大成建設

標準委員会 放射線遮蔽分科会 遮蔽材料標準作業会で検討中の標準に掲載する遮蔽計算用規定コンクリート組成に対する、要求コンクリート密度に応じた組成補正方法と想定壁厚に対する水分補正法について提案した。

キーワード：遮蔽計算，コンクリート，組成

１．緒言

原子力施設やＲＩ施設等の新設や改修工事で行う遮蔽計算において、従来から主に海外のコンクリート組成を使用しているが出所や策定方法が明確でないため、国内のコンクリートに対する組成とその策定方法を明確にして学会標準として纏めるべく作業を進めている。

今回、標準に掲載する遮蔽計算用規定コンクリート組成に対する、要求コンクリート密度に応じた組成補正方法と、想定壁厚に対する水分補正法について新たに提案した。

２．組成の補正

規定組成のコンクリート密度と水分は特定するが、実際の遮蔽設計では顧客等から密度が要求される場合や、試験練りにおける密度を使用する場合がある。それらの場合、規定組成とは異なった密度となるため、密度に応じた組成の補正が必要となる。また、水分は壁厚依存のため、想定壁厚が規定組成を定義した壁厚と異なる場合は、水分補正が必要となる。

(1)密度に対する補正

コンクリートの密度は、その大部分を占める骨材に影響される。検討中の規定組成における適用エネルギー範囲では密度の変化が影響するのは光子線量と考えられるため、密度比に応じた補正式を提案した。

(2)水分に対する補正

コンクリートに含まれる水分量が影響するのは中性子線量である。コンクリート厚により長時間経過後の自由水分量は異なるが、実物件の壁厚等を考慮し規定組成ではコンクリート厚1,500㎜での水分量を記載する。しかし、想定されるコンクリート厚が1,500㎜と異なる場合に対応し、各コンクリート厚に対する水分移行解析を実施し、各厚さでの水分に対する回帰式を求め、それを用いた組成の補正式を提案した。

３．標準への記載

補正方法は標準本文に記載し、検討の経緯は附属書に記載する予定である。

---

*Koichi Okuno[1], Toshinobu Maenaka[2], Koji Oishi[3], Masahiro Yoshida[4], Mikihiro Nakata[5], Yoshihiro Hirao[6], Toshio Amano[7], Masahiro Taniguchi[8] [1]Hazama-Ando Corp. ,[2]Takenaka Corp., [3]JER, [4]NUSTEC, [5]NDC, [6]NMRI, [7]CTC, [8]TAISEI Corp.

炉物理解析コードシステム CBZ の放射線遮蔽計算への適用

Application of a reactor physics code system CBZ to radiation shielding calculations

*千葉 豪[1]
[1]北大

炉物理解析コードシステム CBZ の適用範囲の拡張の一環として行った放射線遮蔽計算の結果を示す。

キーワード：決定論的手法、中性子輸送計算、FRENDY、CBZ

1. 背景　北海道大学・原子炉工学研究室では、炉物理解析を主な用途とするコードシステム CBZ の開発を進めており、高速炉の炉心計算や軽水炉の燃料集合体計算などを対象に、機能の拡充や検証などを行っている。また、より広範な研究開発に活用することを目指した検討も進めており、その一環として放射線遮蔽問題への適用と精度の検証を進めている。

2. CBZ の概要　CBZ は C++で開発された決定論的手法に基づくコードシステムであり、炉物理解析に必要となるデータ・計算手法をクラスとして定義する。これらクラスのインスタンスを有機的に結合させて、ユーザーが実施したい計算手続きを構築することで、多様な炉物理解析が実現される。CBZ には、多群の中性子輸送方程式を解くためのソルバーが複数実装されており、放射線遮蔽解析では主に SN 法に基づくソルバーを用いる。現時点では、SN 法に基づくソルバーとして、球、円柱、(r,θ)、XYZ、Triangular-Z 座標系向けのものが開発済みである。いずれのソルバーも空間離散化にはダイアモンド差分を用いる。また、いくつかのソルバーには加速法（空間スイープのための拡散合成法や上方散乱反復のための Two-grid 加速法）が実装されている。

3. 計算例　BWR の原子炉遮蔽壁までをモデル化した 1 次元球体系の問題[1]の計算結果を例として示す。固有値問題を対象とし、参照解は連続エネルギーモンテカルロコード MVP-3 により得た。体系を構成する媒質の多群断面積は、CBZ のモジュールでも計算可能であるが、異なる核種間の共鳴干渉効果をより精度良く取り扱えることから FRENDY コードにより計算したものを用いた。図 1 に、圧力容器内の高速中性子束（左）、コンクリート遮蔽壁内とその外側鋼板における熱中性子束（右）の参照解に対する相対誤差を示すが、4,000 群程度の計算により参照解を良好に再現することが分かる。このような計算により、VITAMIN-B7 の 199 群構造や BUGLE-B7 の 47 群構造を用いた場合の計算精度の定量的な評価が可能となる。

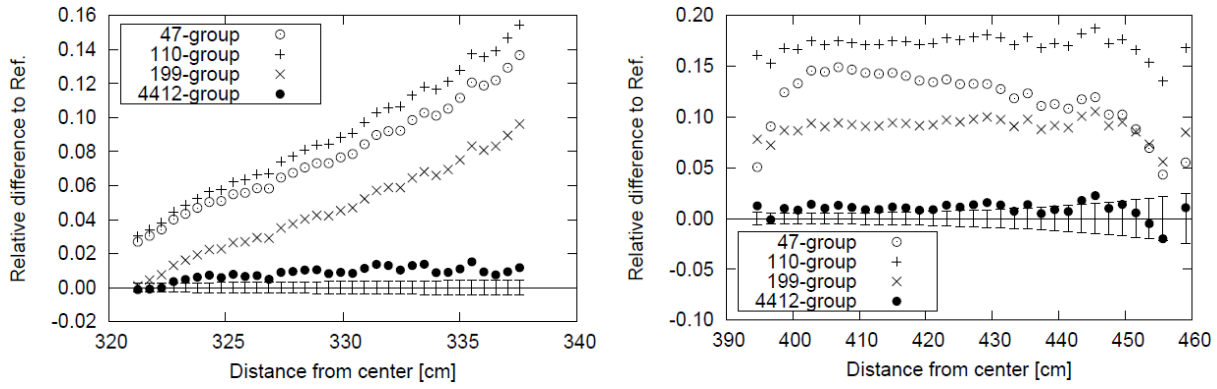


図 1 中性子束の誤差（左：圧力容器の高速中性子束、右：遮蔽壁の熱中性子束）

参考文献 [1] 千葉、2024 年春の大会.

* Go Chiba [1]
[1] Hokkaido University

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies：201-1 Nuclear Physics, Nuclear Data Measurement/Evaluation/Validation, Nuclear Reaction Technology

Thu. Sep 12, 2024 3:50 PM - 4:55 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 6:50 AM - 7:55 AM UTC Room F(Recture RoomsA 2F A202)

[2F14-17] Nuclear Data Research and Theoretical Analysis

Chair:Osamu Iwamoto(JAEA)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[2F14]

Prediction of optimum potential for nucleon-nucleus scattering using machine learning (III)

*Shoto Watanabe[1], Futoshi Minato[2], Masaaki Kimura[3], Nobuyuki Iwamoto[4], Sota Yoshida[5] (1. Hokkaido Univ., 2. Kyushu Univ., 3. RIKEN, 4. JAEA, 5. Utsunomiya Univ.)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2F15]

Comprehensive estimation of muon nuclear capture rates using machine learning

*Hiroki Iwamoto[1], megumi Niikura[2], Rurie Mizuno[3] (1. JAEA, 2. RIKEN, 3. UTokyo)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2F16]

Intermediate energy benchmark comparison of Antisymmetrized Molecular Dynamics and PHITS for heavy ion cancer therapy

*Yuta Mukobara[1], Tsunenori Inakura[1], Akira Ono[2], Satoshi Chiba[3], Tatsuya Katabuchi[1], Chikako Ishizuka[1] (1. Tokyo Tech, 2. Tohoku Univ., 3. NAT)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2F17]

Study of alpha particle induced reactions using the INC model

*Furuta Furuta Toshimasa[1], Uozumi Yusuke[1], Yamaguchi Yuji[2] (1. Kyushu Univ., 2. JAEA)

4:50 PM - 4:55 PM JST | 7:50 AM - 7:55 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

機械学習を用いた核子ー原子核散乱に対する最適なポテンシャルの予測（Ⅲ）

Prediction of optimum potential for nucleon-nucleus scattering using machine learning (III)

*渡辺 証斗[1]，湊 太志[2]，木村 真明[3]，岩本 信之[4],吉田 聡太[5]

[1]北海道大学，[2]九州大学，[3]理化学研究所，[4]JAEA，[5]宇都宮大学

ガウス過程回帰を用いて、核子-原子核散乱を記述する光学ポテンシャルの入射エネルギー依存性・陽子数依存性を推定した。本講演では、その方法と結果を報告する。

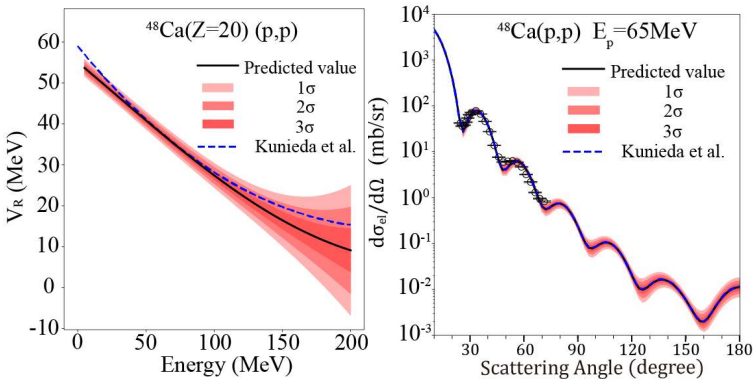
キーワード: ガウス過程回帰，光学ポテンシャルパラメータ，チャネル結合光学模型，弾性散乱角度分布，陽子入射，パラメータ不確かさ

1. 緒言

近年、世界中で機械学習を利用した核反応データの評価研究が行われている。我々は、核子-原子核散乱の断面積を評価するために、ガウス過程回帰を用いて最適な光学ポテンシャルパラメータを推定する研究を行っている。前回までは、光学ポテンシャルパラメータの入射エネルギー依存性を推定する手法とその有用性について報告した。今回はこの手法を発展させ、ガウス過程回帰を用いて、核子-原子核散乱を記述する光学ポテンシャルに対し、パラメータの入射エネルギー依存性・陽子数依存性を推定した。本講演ではその手法と結果について報告する。

2. 手法と結果

本研究では、陽子弾性散乱角度分布の計算にチャネル結合光学模型[1]を用い、ガウス過程回帰には GPy ライブラリ[2]を採用した。まず、複数の同調体（中性子数が同じ原子核）ごとに、様々な入射エネルギーにおける弾性散乱角度分布の実験データを再現するように、光学ポテンシャルにおける実部体積項の深さを決定した。次に、それらを訓練データとしてガウス過程回帰を行い、訓練データとして使用しなかった標的核に対して、実部体積項の深さを推定した。この推定結果を用いて、弾性散乱角度分布を計算し、実験データと比較することで予測精度を確認した。左図には、中性子数が 28、陽子数が 22~26 の標的核に対する角度分布から得た訓練データを用い、^{48}Ca(陽子数 20)に対する実部体積項の深さの推定結果を示してある。この推定結果のうち 65MeV での値を用いて弾性散乱角度分布（右図）を計算したところ、Kunieda et al. [3] の計算結果と同程度に実験データを再現していることが分かった。



図：ガウス過程回帰で推定した、中性子数 28、陽子数 20、任意のエネルギーにおける光学ポテンシャルの深さと、それから求めた弾性散乱角度分布

参考文献

[1] O. Iwamoto, N. Iwamoto, S. Kunieda, F. Minato and K. Shibata, Nucl. Data. Sheets. 131, 259 (2016), and references therein.

[2] https://github.com/SheffieldML/GPy

[3] S. Kunieda, S. Chiba, K. Shibata, A. Ichihara, E. Sukhovitski, J. Nucl. Sci. Technol. 44, 838 (2007).

*Shoto Watanabe[1], Futoshi Minato[2], Masaaki Kimura[3], Nobuyuki Iwamoto[4] and Sota Yoshida[5]

[1]Hokkaido Univ., [2]Kyushu Univ., [3]RIKEN, [4]JAEA, [5]Utsunomiya Univ.,

機械学習を用いた負ミューオン原子核捕獲率の包括的評価

Comprehensive estimation of muon nuclear capture rates using machine learning

*岩元 大樹[1]，新倉 潤[2]，水野 るり恵[3]
[1]JAEA，[2]理研，[3]東大

負ミューオンの原子核捕獲率を評価する機械学習モデルを開発した。機械学習モデルにガウス過程回帰を用い、訓練データに誤差評価済み実験データを使用した。検証の結果、開発したモデルは負ミューオン原子核捕獲率を包括的に評価できることが示された。

キーワード：負ミューオン，負ミューオン原子核捕獲，機械学習，ガウス過程回帰

1. 緒言

負ミューオンは、物質中に停止すると原子核のクーロン場に捕捉され、ミューオン原子を形成する。最低準位の 1s 軌道にある負ミューオンは、自然崩壊するか、原子核に捕獲されて、原子番号が一つ小さい励起状態の複合核が形成される。この複合核は脱励起過程を経て他の原子核へ核変換する。近年、この反応を利用した核変換技術への応用が期待され、負ミューオン誘起原子核反応に関する核データ（ミューオン核データ）の整備が進められている[1]。本研究では、ミューオン核データのうち、原子核捕獲率（以下、捕獲率）を核種別に包括的に評価する機械学習モデルを開発し、その検証を行った。

2. モデルの概要

本研究では、機械学習モデルにガウス過程回帰モデルを用いた。事前情報として Goulard–Primakoff の式[3]を機械学習モデルに与え、このモデルに誤差評価済みの捕獲率の実験データを学習させた。蓄積されている実験データ[2]の多くは、一部の例外を除いて天然組成の元素に限られている。そのため、まず天然元素を主とする参照元素に対して捕獲率の評価を行い、次に核種別の実験データから得られた参照元素に対する捕獲率比を包括的に評価し、両者を掛け合わせることで核種別の捕獲率を得た。

3. 結果と展望

図 1 に、実験データを学習して得られた捕獲率の予備評価結果を示す。開発したモデルは、実験値を再現するとともに、不確実性を含めて捕獲率を包括的に評価できることを確認した。今後は、捕獲率の評価値をさらに検証し、最終的な評価結果をミューオン核データの一部として公開する。

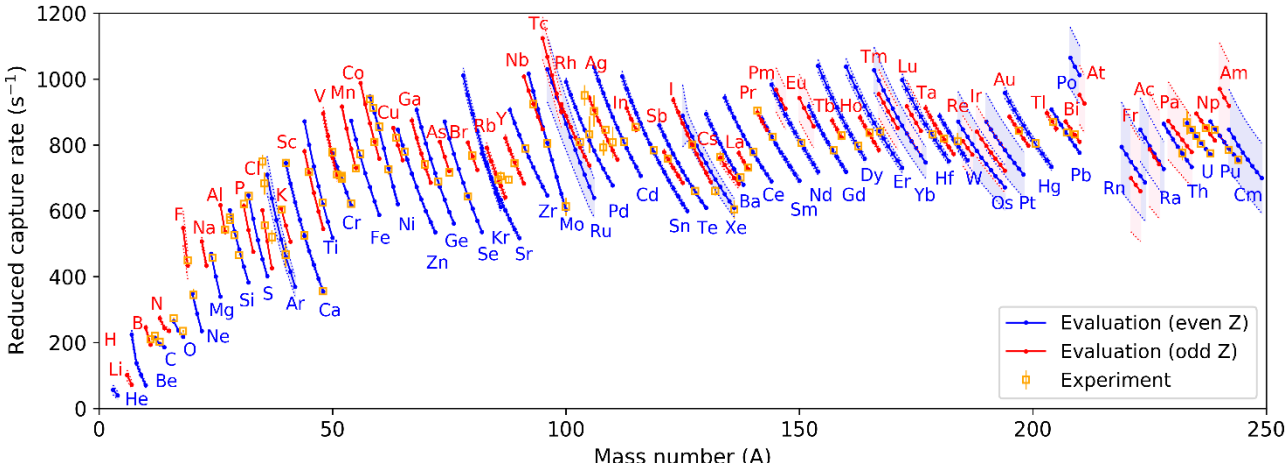


図 1 負ミューオン原子核捕獲率の予備評価結果（赤線：奇 Z 核、青線：偶 Z 核）

参考文献

[1] M. Niikura et al., arXiv:2403.19965. [2] T. Suzuki et al., Phys. Rev. C, **35**, 2212 (1987). [3] B. Goulard and H. Primakoff, Phys. Rev. C, **10**, 2034 (1974).

*Hiroki Iwamoto[1], Megumi Niikura[2] and Rurie Mizuno[3]
[1]JAEA, [2]RIKEN, [3]University of Tokyo

反対称化分子動力学と PHITS による重粒子線癌治療のための中間エネルギー領域のベンチマーク比較

Intermediate energy benchmark comparison of Antisymmetrized Molecular Dynamics and PHITS for heavy ion cancer therapy

*向原 悠太[1]，稲倉 恒法[1]，小野 章[2]，千葉 敏[3]，片渕 竜也[1]，石塚 知香子[1]
[1]東京工業大学，[2]東北大学，[3]NAT

重粒子線癌治療では、体内で発生する重イオン核反応により生成される粒子の予測精度が極めて重要である。我々のこれまでの研究により、炭素入射反応における平均場依存性が、特に前方に放出される粒子の断面積において顕著であることが明らかになった。そこで本研究では、62 MeV/u の炭素入射反応を例に、前方に放出される生成粒子の断面積を反対称化分子動力学と PHITS で計算する。

キーワード：反対称化分子動力学, 粒子生成, 平均場, 2 核子衝突, 核データ

1. 緒言

重イオン反応断面積は重粒子線癌治療といった応用面でも広く用いられており重要視されている観測量である。しかし、軽イオン反応と比べ反応機構が複雑なために標準的な模型が確立されていない。そのため反応系に応じて様々な模型が用いられる。本研究で用いる反対称化分子動力学[1](AMD)は重イオン反応で重要な平均場の効果と二核子衝突が含まれた優れた模型である。これまでの我々の研究[2]から、AMD による ^{12}C 入射反応断面積は平均場依存性を持つことがわかってきた。この依存性は特に前方で大きいことが明らかとなったため、前方角での平均場依存性の比較を行った。また、AMD によって得られた断面積と実験値[3]および PHITS[4]計算による断面積の比較を行った。

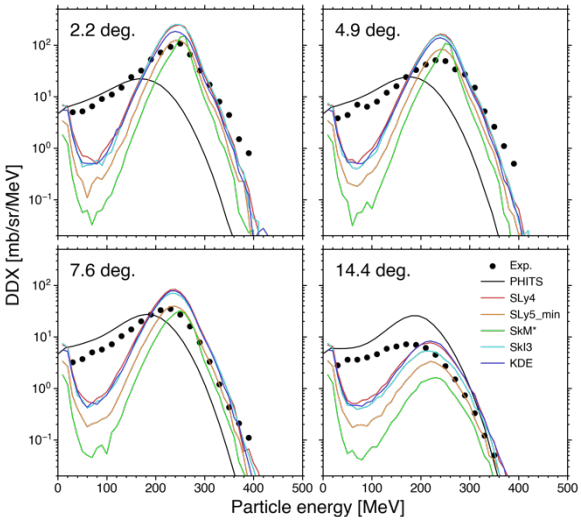


図 1. 62 MeV/u の ^{12}C(^{12}C, ^{4}He)反応における二重微分断面積。

2. 手法とまとめ

本研究では Napoli らの実験値[3]との比較を行うため、62 MeV/u の ^{12}C+^{12}C 反応を AMD と PHITS で計算した。AMD では摩擦冷却法で作成する初期配位にクラスター的様相が強く現れることがある。そのため、5 種類の平均場模型に対して各 10 パターンの初期配位を用意し、基底状態近傍のエネルギーの ^{12}C を作成した。作成した ^{12}C を用いて、100,000 イベントの衝突計算を行い、断面積を求めた。統計崩壊後に得られた ^{4}He の二重微分断面積を図 1 に示す。図より内部で QMD が用いられている PHITS よりも、AMD は前方に行くほどピーク位置が実験値をよく再現することがわかった。また、平均場依存性については、定量的には差が生じているが、定性的な様相には影響が小さいことが明らかとなった。

参考文献

[1] A.Ono et al., Phys. Rev. Lett. **68**, 2898 (1992). [2] Y.Mukobara et al., J. Nucl. Sci. Technol. 61, 206 (2024). [3] M.D.Napoli et al., Phys. Med. Biol. 57, 7651 (2012). [4] T.Sato et al., J. Nucl. Sci. Technol. 55, 684 (2018).

*Yuta Mukobara[1], Tsunenori Inakura[1], Akira Ono[2], Satoshi Chiba[3], Tatsuya Katabuchi[1] and Chikako Ishizuka[1]
[1]Tokyo Tech, [2]Tohoku Univ., [3]NAT

INC 模型を用いた 230MeV/u α 粒子入射反応の研究

Study of 230 MeV/u α-particle injection reaction using INC model

*古田　稔将[1]，魚住　裕介[1]，山口　雄司[2]，
[1]九大，[2]JAEA

本研究では 230MeV/u の α 粒子入射粒子生成反応の機構の解明を目的とする。230MeV/u の α 粒子入射反応の二重微分断面積の実験結果を分析することにより α 粒子入射のフラグメンテーション過程のモデルを構築した。そのモデルを INC 模型に取り入れ、その計算結果と実験結果を比較し再現性を確認した。その結果、α 粒子入射フラグメンテーション反応はクラスタ的描像が大きく寄与することが分かった。

キーワード：α 粒子入射，二重微分断面積，PHITS，INC 模型

1. 緒言

原子力発電建屋における放射線の遮蔽の設計や宇宙開発における被ばく線量の評価のための粒子輸送計算では、重粒子入射反応におけるフラグメンテーション反応のモデリングが重要な開発課題である。フラグメンテーション反応機構は未だ解明されておらず、DDX（二重微分断面積）を精度よく計算できる理論模型は存在しない。そうした中で、低エネルギーの α 粒子入射反応の DDX は INC 模型を用いることで精度よく再現できることがこれまでに判明した。そこで、本研究では INC 模型を用いて高エネルギーの α 粒子入射の DDX を再現するとともにその結果からフラグメンテーション反応の機構を考察する。

2. 計算手法

一般的な INC 模型は原子核を自由粒子の集合体と考え、核反応を入射核子と標的核内核子の二体による剛体衝突によって記述するモデルである。本研究ではこれに加えて、粒子の入射・放出時に標的核のポテンシャルによる角度偏向の効果を取り入れている。また、クラスタ衝突の取扱いについても既存の INC モデルとは異なり、クラスタ内の一核子の衝突による運動量変化を全体に反映させるという手法を採用している。

本研究では、α 粒子入射のフラグメンテーション反応に関して、各クラスターの生成断面積がクラスターの種類や α 粒子の入射位置に対して依存性を持つモデルを開発した。

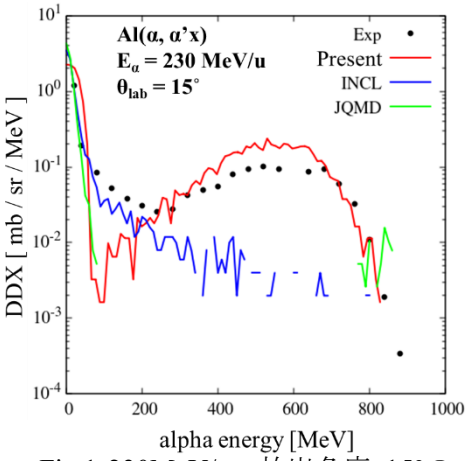


Fig.1 230MeV/u、放出角度 15°の Al(α,α'x)反応の DDX の実験値と各モデルの計算結果の比較

3. 結果・考察

計算結果の一つとして Al(α,α'x)反応の DDX の実験結果と計算結果の比較を Figure 1 に示す。我々が開発した INC 模型の計算結果は実験結果を良く再現していることが分かる。その一方で、JQMD モデルや INCL モデルでは低エネルギー領域を除いて DDX の再現性が低い。

---

*Furuta Toshimasa[1]，Uozumi Yusuke[1]，Yamaguchi Yuji[2]

[1]Kyushu Univ.，[2]JAEA

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：302-1 Advanced Reactor System

Thu. Sep 12, 2024 3:50 PM - 4:55 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 6:50 AM - 7:55 AM UTC Room G(Recture RoomsB 1F B101)

[2G14-17] Sodium-cooled Fast Reactor 2

Chair:Shigenobu Kubo(JAEA)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[2G14]

Utilization of Simulation and Evaluation Technologies in ARKADIA to Evaluations of Thermal-Hydraulics Related Issues in Sodium-cooled Fast Reactor for Demonstration

(1) Evaluation Support Program in Conceptual Design Study

*Masaaki TANAKA Tanaka[1], Toshiki Ezure[1], Ryuji Yoshikawa[1], Norihiro Doda[1], Takero Mori[1], Erina Hamase[1], Kazuo Yoshimura[1], Norihiro Kikuchi[1], Kentaro Matsushita[1], Shota Mochinaga[1] (1. JAEA)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2G15]

Study on Gas Entrainment Evaluation Method from Free Liquid Surface in a Sodium-cooled Fast Reactor

-Evaluation of Gas Entrainment Phenomena under the Different Outlet Conditions-

*Kazuki Endo[1], Shunsuke Kobayashi[1], Jasmine Hamelberg[1], Joutaro Takeda[1], Takaaki Sakai[1], Toshiki Ezure[2], Kentaro Matsushita[2] (1. Tokai Univ., 2. JAEA)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2G16]

Study on moisture transfer in heated concrete

*Ryogo Okamoto[1], Munemichi Kawaguchi[1], Kazuhiro Sawa[1] (1. Hokkaido Univ.)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2G17]

Development of core design optimization process in ARKADIA

(3) Study on multi-objective optimization with multiple constraints of core design using Bayesian optimization

*Kazuki Kuwagaki[1], Erina Hamase[1], Kenji Yokoyama[1], Norihiro Doda[1], Masaaki Tanaka[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:50 PM - 4:55 PM JST | 7:50 AM - 7:55 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

ナトリウム冷却高速炉実証炉の熱流動課題への ARKADIA 解析評価技術の適用 （1）概念設計段階における評価支援計画

Utilization of Simulation and Evaluation Technologies in ARKADIA to Evaluations of Thermal-Hydraulics Related Issues in Sodium-cooled Fast Reactor for Demonstration
(1) Evaluation Support Program in Conceptual Design Study

*田中 正暁[1]，江連 俊樹[1]，吉川 龍志[1]，堂田 哲広[1]，森 健郎[1]，浜瀬 枝里菜[1]，吉村 一夫[1]，菊地 紀宏[1]，松下 健太郎[1]，持永 祥汰[1]
[1]原子力機構

今後５ヶ年で行われるナトリウム冷却高速炉（SFR）実証炉の概念設計における熱流動課題（関連課題含む）の評価に対し、原子力機構が SFR 開発を通じて蓄積した解析評価技術及び知見・ノウハウ等を集約して整備を進めてきた統合評価手法「ARKADIA」の解析評価技術基盤を活用した評価支援計画について示す。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉実証炉，概念設計，熱流動課題，ARKADIA，解析評価技術基盤

1. 緒言　「戦略ロードマップ」（2022 年 12 月 23 日改訂）[1]に基づき、2024 年度から 5 年間、SFR 実証炉の概念設計が行われる。本報では、対象となる炉概念（暫定仕様[2]）をベースに、熱流動関連課題の評価に適用する解析評価技術を整理し、評価の実施に対する支援計画（主要なもの）を示す。ARKADIA[3]の解析評価技術を活用し、概ね、2026 年度までに実証炉への適用性確認解析（モデル改良等含む）と 2027 年度から課題評価への適用（モデル修正、妥当性確認含む）を行い、2029 年度からの基本設計（安全審査を含む）への移行に必要な判断根拠の提示に資するとともに、設計に提供する解析評価技術を確定する。妥当性確認試験データは、評価課題に含まれる現象に応じ、新旧試験データの他、国際協力を含めて拡充する。

2. 共通基盤技術　炉心・機器設計及び安全評価（DBA まで）に用いる主たる解析コードとして、プラント動特性解析コード「Super-COPD（S-COPD）」[4]を提供する。ループ型炉に対する既存の水・ナトリウム試験解析結果の知見を整理（再解析含む）し、プール型炉の仏フェニックス炉での試験の他、実証炉模擬の縮尺システム水流動試験を対象に、プラント過渡を含めた解析手法の妥当性確認を行う。

3. 炉心挙動解析技術　燃料集合体の健全性評価及び事故時を含めた炉心冷却性評価の他、2026 年頃の燃料仕様の選定根拠の提示に資することも含め、FAIDUS 集合体に適用可能なサブチャンネル解析コード「ASFRE」[5]、炉心変形とそれに伴う反応度変化を考慮可能な「炉心変形反応度解析評価手法」[6]、燃料ピン変形と健全性評価を行う「燃料集合体挙動評価手法」[7]を提供する。集合体の健全及び変形体系に係る国内外の新旧試験データと、国際協力を通じたコード間比較等を行い、機構論的な説明根拠を示して妥当性確認を行う。

4. プラント挙動解析技術　実証炉では、崩壊熱除去システムとして、AOO 及び DBA 対策にホットプレナム（HP）内に冷却器を浸漬させた DRACS（D-DRACS）と 2 次熱輸送系を共有する IRACS、DEC 対応に HP とコールドプレナム（CP）を接続する貫通型 DRACS（P-DRACS）を採用予定である[3]。崩壊熱除去時には、D-DRACS からの低温ナトリウム（Na）と高温の炉心部との相互作用に加え、IHX から CP に供給される低温 Na による炉心熱流動挙動を把握する原子炉容器内多次元熱流動解析手法（RV-CFD）[8]と、空気冷却器や IRACS の運転状況と関係する IHX での熱交換挙動を把握するための S-COPD との連成解析手法を適用し、S-COPD によるプラント動特性解析では難しい原子炉容器内の多次元性を考慮したプラント全体挙動を扱う解析評価手法を提供する。国内外の崩壊熱除去に係る試験データを活用して妥当性確認解析を実施する。

5. 流動適正化評価技術　炉心での気泡通過による出力変動や IHX での伝熱劣化を防止するため、HP 自由液面からのカバーガス巻込み評価が求められる。本課題に対し、HP の多次元熱流動解析により流動場の情報を得て、ガス巻込みの有無及びガス巻込み量を評価するツール（StreamViewer）[9]を提供する。実証炉の設計成立性確認に向け、実証炉の HP を模擬した縮尺水流動試験を実施して、一連の評価の妥当性確認を行う。

6. 結言　今後、概念設計期間に実施される各評価に対する解析評価技術の提供に向けた対応を着実に進める。

参考文献　[1]「戦略ロードマップ」(2022), [2]S. Kubo, et al., MEJ, 7, 19-00489 (2020), [3]M. Tanaka, et al., MEJ, 11, 23-00424 (2024), [4]F. Yamada, et al., NT, 188, p.292 (2014), [5]N. Kikuchi, et al., NERS, 9, p.031401-1 (2023), [6]N. Doda, et al., NURETH19, 35413 (2022), [7]T. Uwaba, et al., NT, 207, p.1280 (2021), [8]E. Hamase, et al., MEJ, 11, 21-00438 (2022), [9] K. Matsushita, et al., ICONE29-90288, (2022).

*Masaaki Tanaka[1], Toshiki Ezure[1], Ryuji Yoshikawa[1], Norihiro Doda[1], Takero Mori[1], Erina Hamase[1], Kazuo Yoshimura[1], Norihiro Kikuchi[1], Kentaro Matsushita[1], and Shota Mochinaga[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

ナトリウム冷却高速炉の自由液面からのガス巻込み評価手法に関する研究
−出口流路の異なる条件においてのガス巻込み現象の分析−

Study on Gas Entrainment Evaluation Method from Free Liquid Surface in a Sodium-cooled Fast Reactor
-Evaluation of Gas Entrainment Phenomena under the Different Outlet Conditions-

*遠藤 和紀[1]，小林 駿輔[1]，ハメルバーグジャスミン[1]，武田 承太朗[1]，堺 公明[1]
松下 健太郎[2]，江連 俊樹[2]
[1]東海大，[2]原子力機構

概念設計が実施されるタンク型ナトリウム冷却高速炉では、広い自由液面に発生するくぼみ渦によるガス巻込み現象(GE)に関する設計評価手法を十分に確立することが重要である。本研究では自由界面を移動するくぼみ渦について、出口流路形状を変えた試験を行い、下降流速勾配の変化が GE へ与える影響を分析した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、ガス巻込み現象、ガスコア、入口流速、下降流速勾配

1. 緒 言

ナトリウム冷却高速炉の原子炉容器内の液面部において、カバーガスであるアルゴン(Ar)が冷却材中に巻き込まれるガス巻込み現象(GE:Gas Entrainment)が発生した場合、Ar ガス気泡が冷却材と共に移行し、炉心を通過する際に反応度の擾乱要因となることが懸念される。本研究では、東海大学の試験装置[1]にて出口流路形状を変えた試験を行い、GE の発生数及びタイプを計測するとともに、数値解析を実施し、下降流速勾配の変化が GE に与える影響を分析した。

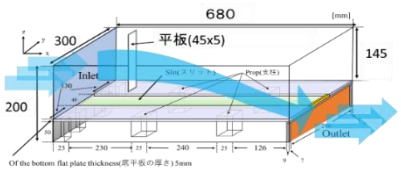


図1 試験装置(テスト部)

2. 試験・解析方法

テスト部(図 1)に流入した水は、底部スリットより流出する。入口近くの平板の後流に非定常渦が発生し、液面を移動するくぼみ渦が発生する。くぼみ渦の中心部のガスコアは下降流速勾配の影響を受けて成長し、GE を発生させる。試験では、下降流速勾配の条件を変えるため、図 2 の出口形状に示すように、流路条件を変えた条件において、高速度カメラにより GE 発生を撮影した。流速分布は、レーザー光を用いた PIV(粒子画像流速測定法)により測定した。GE 発生時のガスコアの状態により、気泡型(ガスコアの先端がちぎれて気泡が流れに連行される)と伸長型(ガスコアが千切れることなく成長し、そのまま出口まで発達して巻き込まれる)に GE のタイプを分類し、発生数を比較した。

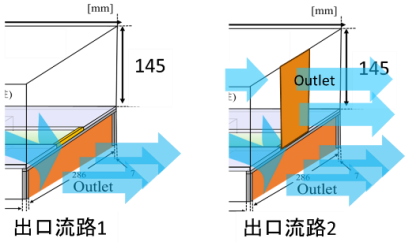


図 2 出口流路形状

解析は CFD コード(FLUENT)を用いて実施し、試験体系と同様の 3 次元メッシュを構成し、異なる出口条件の解析を実施し、そこでの流況の比較によって、出口流路の形状の変化に伴う下降流速勾配の変化が GE 現象へ及ぼす影響を分析した。

3. 試験・解析結果

試験では、ポンプ周波数を制御し、テスト部への流量を設定している。各ポンプ周波数条件にて PIV により測定した入口平均流速を図 3,4 横軸下に示す。同等の入口流速領域にて測定した結果、出口流路 1(図 3)では、入口流速の増大に伴い GE 発生数が有意に増える傾向にあるが、出口流路 2(図 4)では GE 発生数が大幅に減少することがわかる。解析の結果、出口流路 2 では、テスト部底部への下降流速勾配が減少することにより、GE 発生数が抑制されることが明らかとなった。

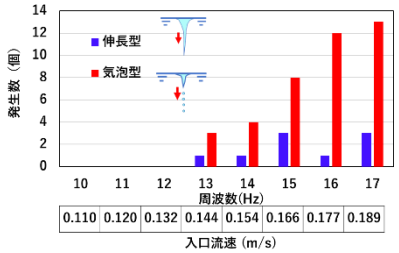


図 3 GE 発生数(出口流路 1)

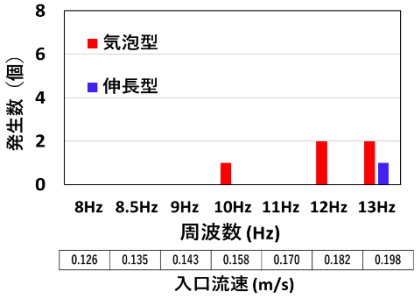


図 4 GE 発生数(出口流路 2)

4. 結 言

東海大学の試験装置にて出口流路を変化させた条件での GE のタイプと発生数の計測試験を行うとともに、数値解析により下降流速勾配の変化が GE 現象へ及ぼす影響を分析した。その結果、下降流速勾配の影響によって GE 発生に変化が生じるメカニズムを明らかにした。

参考文献

[1] Jasmine Hamelberg, et al., “Fundamental Experiment of Gas Entrainment Phenomenon from Free Liquid Surface in a Sodium-Cooled Fast Reactor”, ICONE31-133273 (2024).

*Kazuki Endo[1], Shunsuke Kobayashi[1], Jasmine Hamelberg[1], Jotaro Takeda[1], Takaaki Sakai[1], Kentaro Matsushita[2] Toshiki Ezure [2]
[1]Tokai Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency

加熱されたコンクリート中の水分移動に関する研究

Study on Moisture Transfer in Heated Concrete

*岡本 凌吾[1], 河口 宗道[1], 澤 和弘[1]
[1]北海道大学

本研究では、Bazant のモデルを用いて加熱されたコンクリートの温度／圧力／水分移動を計算する解析コードを開発した。本コードの妥当性を検証するために、コンクリート放出水の実験解析による検証を実施した。

キーワード：コンクリート、放出水、高速炉

1. 背景

Na 冷却高速炉の Na 漏えい事故では、Na 燃焼による発熱反応が発生するため、構造コンクリートに熱的負荷を与える可能性がある。本研究は、Bazant のモデル[1]を用いて加熱されたコンクリートの温度／圧力／水分移動の解析コードを作成し、コンクリート放出水の実験[2]の実験解析を行いコードの妥当性を検証した。

2. 解析モデル

加熱されたコンクリートは、自由水の蒸発や結合水の脱水により圧力が誘起される。Bazant はダルシーの法則を適用し、コンクリート中の温度／圧力／水分移動の解析モデルを提案した[1]。本解析コードは、熱流束、水分流束、質量保存則、エネルギー保存則を有限差分法で離散化して解を得る。

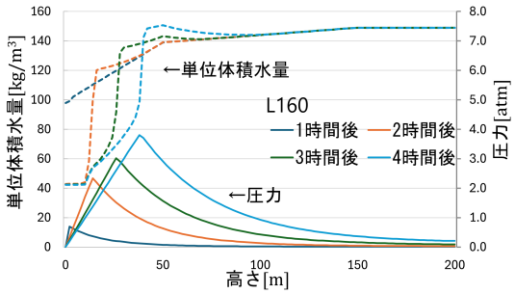


図 1　L160 の単位体積水量と圧力

3. コードの検証解析

コードの検証のために、加熱コンクリートの放出水実験[2]の実験解析（加熱条件：L120～U150）を行った。図 1 はコンクリート中の水量と圧力の高さ依存性を示す。圧力のピークと水量の減少位置が一致しており、水分移動は圧力勾配に従って発生している。図 2 は放出水量の実験値と解析値の比較を示す。加熱温度が高い条件（L350, U150 等）ほど放出水量が多く、解析結果と実験結果は良い一致を示した。なお本コードを用いて、Na 燃焼時のコンクリート放出水の解析を実施した。結果、放出水の速度は最大 0.35 kg/s という結果が得られた。

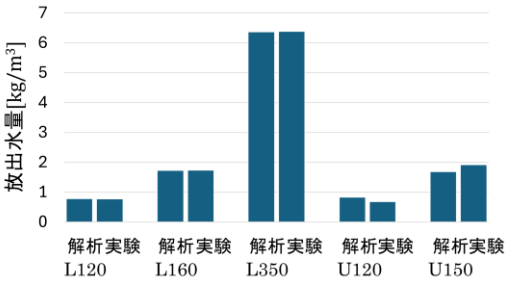


図 2 放出水量の比較

4. 結論

本研究は、Bazant のモデルを用いて、加熱コンクリートの温度／圧力／水分移動を計算する解析コードを作成し、実験解析による検証を行った。また Na 燃焼時のコンクリート放出水の解析を行い、放出水の速度は最大 0.35 kg/s という結果が得られた。

参考文献

[1] Z. P. Bazant, W Thonguthai, Mag. Concr. Res., 31(107), 1979. [2] PNC TJ9409 97-002,1996.

*Okamoto Ryogo[1], Kawaguchi Munemichi[1], Sawa Kazuhiro[1]
[1]Hokkaido Univ

ARKADIA における炉心設計最適化プロセスの整備
(3)ベイズ最適化を用いた炉心設計の複数制約条件付き多目的最適化検討

Development of core design optimization process in ARKADIA

(3) Study on multi-objective optimization with multiple constraints of core design using Bayesian optimization

*桑垣 一紀[1]，浜瀬 枝里菜[1]，横山 賢治[1]，堂田 哲広[1]，田中 正暁[1]

[1]JAEA

設計支援ツール ARKADIA-Design の機能として開発を進めている炉心設計最適化プロセスを用いて、ナトリウム冷却高速炉を対象に多目的最適化を実行し、本プロセスの適用見込みを確認した結果について報告する。

キーワード：炉心設計，多目的最適化，ベイズ最適化，ナトリウム冷却高速炉

1. 緒言　ARKADIA-Design[1]での開発機能の 1 つとして、核–熱流力–燃料健全性評価–プラント動特性解析の連携解析とベイズ最適化手法[2]を組み合わせた、炉心設計最適化プロセス（図 1）を整備している[3,4]。本検討では炉心設計解析（核–熱流力–燃料健全性評価）に焦点を当て、最適化目的を単目的[4]から多目的へ拡張し、ナトリウム冷却高速炉（均質 2 領域炉心）を対象に本プロセスの適用見込みを確認した結果を報告する。

2. 均質 2 領域炉心の複数制約条件付き多目的最適化検討

2-1. 最適化問題の設定　本検討では、3 目的最適化問題を設定した。目的関数は、取出平均燃焼度（最大化）、増殖比（最大化）、プルトニウム（Pu）フィッサイル重量（最小化）とした。また、設計変数として炉心高さ、サイクル長さ、燃料ピン径（D）、燃料ピンの配列ピッチ（P）とピン径の比（P/D）の 4 変数、制約条件として、Pu 富化度、最大線出力、最大高速中性子照射量、燃焼反応度、圧力損失、累積損傷和（CDF）値の 6 制約を設定した。

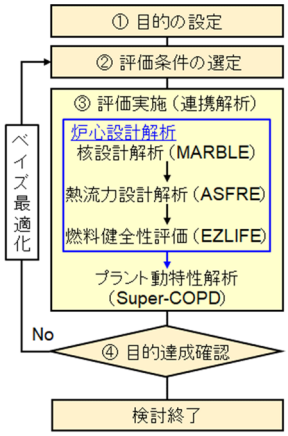


図 1 最適化プロセスのフロー[3]

2-2. 炉心設計解析の概要　炉心設計の連携解析の手順として、まず 2 次元 RZ 体系の核設計解析を行い、目的関数及び制約条件に加えて、評価対象となる燃料集合体の出力分布を算出する。続いて、対象集合体に対して熱流力設計解析を実施し、被覆管の肉厚中心温度が制限値（700℃）となる必要最小流量を反復計算により算出し、最小流量時の被覆管温度分布と圧力損失を評価する。燃料健全性評価では、流量配分区域毎に最も照射条件が厳しい燃料ピンの CDF 値評価が必要となるが、本検討では、評価対象を出力が最も高くなる炉心中心の燃料集合体と暫定し、CDF 値の評価を簡略化した。対象集合体内で照射条件が最も厳しくなる燃料ピンを抽出し、核設計解析で求めた出力分布及び熱流力設計解析で求めた被覆管温度分布から CDF 値を算出した。この際、製造公差及び被覆管温度不確かさ（工学的安全係数）を統計処理により加味した。

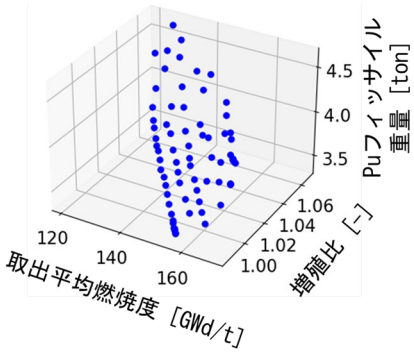


図 2 パレート解集合

2-3. 多目的最適化の実行結果　トレードオフの関係にある複数の目的関数を同時に考慮する多目的最適化問題では、最適解が一意には決定できず、パレート解と呼ばれる解の集合を得ることが目標となる。設定した最適化問題に本プロセスを適用し、図 2 に示すパレート解集合が得られた。3 つの目的関数間のトレードオフにより、パレート解集合が 2 次元曲面状に存在することが確認できる。今後、指定した各目的関数の重要度（重みづけ）を元にパレート解を抽出する機能や、目的関数と設計変数に対する相関分析機能を実装し、パレート解同士を比較した設計検討を実現する。また、他手法（遺伝的アルゴリズム等）でも同様の問題を解き、パレート解集合の精度や計算コストの比較により性能評価を行い、炉心設計最適化に適したアルゴリズムを評価する。

3. 結言　ナトリウム冷却高速炉の均質 2 領域炉心を対象に 6 制約条件付き 4 変数 3 目的最適化問題を設定し、核–熱流力–燃料健全性評価の連携解析機能とベイズ最適化を組み合わせた最適化プロセスによりパレート解集合が算出できることを確認し、本プロセスによる実炉心設計での多目的最適化実行へ見込みを得た。

参考文献　[1] H. Ohshima, et al., J. of Nuclear Rad. Sci., vol. 9 (2023). [2] D. R. Jones, et al., J. Global Optimization, vol. 13 (1998). [3] 浜瀬他、日本原子力学会 2024 年春の年会、2M13. [4] 桑垣他、同左、2M14.

*Kazuki Kuwagaki[1], Erina Hamase[1], Kenji Yokoyama[1], Norihiro Doda[1], and Masaaki Tanaka[1]　[1]Japan Atomic Energy Agency

Oral presentation | I. General Issues：General Issues

Thu. Sep 12, 2024 3:50 PM - 4:55 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 6:50 AM - 7:55 AM UTC Room J(Recture RoomsB 1F B104)

[2J05-08] Nuclear Education 1

Chair:Yasuhisa Oya(Shizuoka Univ.)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[2J05]

Current status and future development of using NSRR for nuclear human resource development

*tetsuya kobayashi[1], yuiko motome[1], yoshiya akiyama[1], soma yoshida[1], toshiki agake[1], kazuki aizawa[1] (1. JAEA)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2J06]

Improvement of the severe accident practice tool

*IKUO KAWASAKI[1], Toshiya Takaki[1], Naoki Nishida[2], Hajime Takebe[2] (1. INSS, 2. KEPCO)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2J07]

Report on the implementation of nuclear power and radiation education in an elementary school science class

*Takako Shiraki[1], Masafumi Utsumi[1], Kumiko Kawasaki[2], Hajime Hashimoto[3], Takahito Masuyama[3], Takahiro Ogami[4] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 2. Doshisha Elementary School, 3. OSTEC EXHIBITION HALL, 4. Kansai Atomic Industry Conference)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2J08]

Implementing outreach activities including radiation and energy education

Powers of 10 worldview of energy

*Akihiko Nishimura[1,2], Hiroko Miyamura[1], Yuki Morishita[1] (1. JAEA, 2. Univ. Fukui)

4:50 PM - 4:55 PM JST | 7:50 AM - 7:55 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

NSRR の原子力人材育成への活用状況と今後の展開

Current status and future development of using NSRR for nuclear human resource development

*小林　哲也[1], 求　惟子[1], 秋山　佳也[1], 吉田　颯馬[1], 安掛　寿紀[1], 會澤　和希[1]
[1]日本原子力研究開発機構

現在 NSRR で行っている学生向け運転実習の実施状況と、今後予定している中高生、教員向け実習の検討状況、また、PA 活動の状況について報告する。

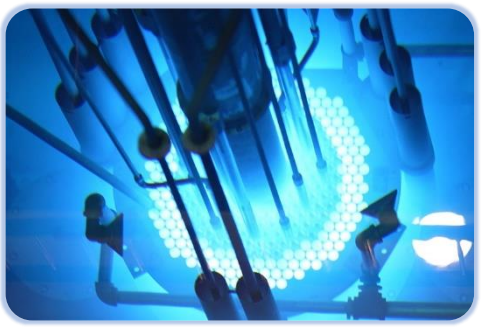
Keywords：NSRR, research reactor, nuclear human resource development, public acceptance activities

1. 緒言

JAEA が保有する原子炉安全性研究炉（NSRR）は、きわめて高い安全性を有することから、人材育成への活用として、学生に対して炉物理実習を行っている。近年、試験研究炉を活用した原子炉人材育成のニーズは高まりつつあるが、国内の教育に供される試験研究炉は、新たな規制基準のもと、その多くが廃止措置となっている。そこで、次世代の原子力人材育成のため、NSRR の教育訓練への更なる活用を進めることとした。本報では、これらの活動状況と今後の展開について報告する。

2. 人材育成利用の実績

NSRR は 2009 年から学生向けの実習として炉物理実習を行ってきた。この実習は、NSRR 運転員が原子炉を運転した際のデータを測定して実習を行うものであり、学生の手で実際に制御棒の操作を行うことはなかった。そこで我々は、保安規定に基づく運転手引の改正を行い、学生が実際に制御棒を操作できる環境を整備し、2023 年度より制御棒操作を伴う運転実習を開始した。2023 年度は、東京大学原子力専攻実習、未来社会に向けた先進的原子力教育コンソーシアム（ANEC）実習、JAEA 夏期休暇実習に参加した計 22 名の学生に対して、自ら制御棒を操作して原子炉の出力調整を行うなど、より実践的な実習の機会を提供した。さらに、NSRR の特徴であるパルス運転時に、学生が肉眼でチェレンコフ光を観察することで、即発臨界時の原子炉挙動について深い理解に繋げた。実習後の学生の感想においては、自分の手で制御棒の操作ができたこと、また、チェレンコフ光を肉眼で観察できたことについて大きな反響があった。



即発臨界超過時の原子炉挙動の観察
（チェレンコフ光の観察）

3. 今後の展開

これまで NSRR では学生に対して実習を行ってきたが、今後は、より一般の人々に原子力や試験研究炉を知って頂く機会をつくる必要があると考え、特に中高生や教員向けの実習プログラムの実施を検討するとともに、PA（Public Acceptance）活動も積極的に進めることとする。中高生向けとしては、原子炉施設の見学に加えチェレンコフ光の観察を行う。教員向けとしては、原子炉の運転操作を含めた実習を検討する。なお、実施に当たっては、ANEC や茨城原子力協議会等の関係組織との連携も視野に入れて検討していく。PA 活動としては、NSRR のオリジナルマスコットや漫画を活用した子供向けパンフレットを作成し、原子力、試験研究炉の理解促進に努める。

これらの活動を通じて、一般の人々の原子力に対する興味・関心に応え、試験研究炉の役割に対する理解促進につなげることで、次世代原子力人材育成の促進に貢献したいと考えている。

---

* Kobayashi Tetsuya[1], Motome Yuiko[1], Akiyama Yoshiya[1], Yoshida Soma[1], Agake toshiki[1], Aizawa Kazuki
[1]Japan Atomic Energy Agency

シビアアクシデント演習ツールの改良

Improvement of the severe accident practice tool

*川崎 郁夫[1]，高木 俊弥[1]，西田 直樹[2]，武部 創[2]
[1]原子力安全システム研究所，[2]関西電力

福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえて開発した，シビアアクシデント（SA）時の事象進展を疑似体験できる演習ツールについて，関西電力での SA 研修の実施結果および受講者からの改善要望，緊急時活動レベル（EAL）判断基準の見直し等を反映して改良を行った．
キーワード：シビアアクシデント，演習ツール，緊急時活動レベル

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえて開発した，シビアアクシデント（SA）時の発電所の原子力緊急対策本部対応を疑似体験できる SA 演習ツールにおいて，関西電力での SA 研修の実施結果および受講者からの改善要望，緊急時活動レベル（EAL）判断基準の見直し等を反映して改良を行った．今回は，前回報告以降の SA 演習ツールの改良のうち，特重施設等の反映と演習実施後の解説資料の改善について報告する．

2. 特重施設等の反映

原子力発電所における特定重大事故等対処施設（特重施設）の設置に伴い，特重情報を踏まえた EAL 判断をできるようにする必要があるため，SA 演習ツールの表示画面に「フィルタベント」「特重に関する電源」「特重に関するポンプ」表示を新規追加した．

また，外部電源情報を踏まえた EAL 判断をできるようにする必要があるため，SA 演習ツールの表示画面に「外部電源」表示を新規追加した．

表 1　原子炉冷却材漏えいの演習シナリオ概要

主要なイベント
原子炉冷却材漏えい発生 原子炉トリップ 非常用炉心冷却装置作動 （安全注入信号発信） A,B 非常用ディーゼル発電機自動起動 A 充てん/高圧注入ポンプ起動失敗 B,C 充てん/高圧注入ポンプ起動 A,B 余熱除去ポンプ起動 AL21,AL42
2 次系強制冷却開始
A 余熱除去ポンプ停止
A,B 非常用ディーゼル発電機故障停止 B,C 充てん/高圧注入ポンプ停止 B 余熱除去ポンプ停止 SE21,GE21 AL25 → 30 分後 SE25 → 1 時間後 GE25
炉心出口温度 350℃超過　SE42
被覆管破損
炉心損傷検知　GE28

3. 解説資料の改善

2023 年度は，原子炉冷却材漏えいおよび 2 次系給水喪失の 2 つのシナリオを用いて演習を実施した．表 1 に示す原子炉冷却材漏えいの演習シナリオ概要において，赤文字記載の AL，SE，GE が判断すべき EAL である．

演習実施後の解説資料において，従来は文章による解説資料としていたが，EAL 判断の理解を深めるため，当該 EAL 判断に必要な条件を網羅した判断フローを作成した．

4. 結論

今回改良した SA 演習ツールを活用し，改善した演習シナリオの解説資料に基づき，関西電力において SA 研修を実施した．その結果，EAL 判断基準の変更点について研修受講者の理解を深めることができたことを確認した．

今後の課題として，種々の EAL を網羅するよう演習シナリオの充実を図っていく必要がある．また，関西電力での SA 研修の実施結果および受講者からの改善要望を踏まえた演習ツールの改善を継続して実施することにより，研修の効率化を図っていく必要がある．これらを実施し，SA 演習ツールが更に効果的なものになるように努める．

参考文献

[1] 川崎郁夫，吉田至孝，岩崎良人，“シビアアクシデント演習ツールの開発と適用”，INSS Journal，Vol.21，PP.196 -204 (2014).
[2] 川崎郁夫，高橋俊佑，“シビアアクシデント演習ツールの改良”，INSS Journal，Vol.23，PP.135 -144 (2016).
[3] 川崎郁夫，中村晶，高橋俊佑，“シビアアクシデント演習ツールの改良”，INSS Journal，Vol.25，PP.137 -142 (2018).
[4] 川崎郁夫，高木俊弥，山本治宗，池田浩之，“シビアアクシデント演習ツールの改良”，INSS Journal，Vol.28，PP.169 -173 (2021).

---

* Ikuo Kawasaki[1], Toshiya Takaki[1], Naoki Nishida[2], Hajime Takebe[2]
[1] Institute of Nuclear Safety System, Incorporated, [2] Kansai Electric Power Co., Inc.

小学校における理科特別授業「原子力発電・放射線」実施報告

Report on the implementation of nuclear power and radiation education in an elementary school science class

*白木 貴子[1]，内海 正文[1]，川﨑 公美子[2]，橋本 一[3]，増山 隆仁[3]，大神 隆裕[4]
[1]三菱重工，[2]同志社小学校，[3]大阪科学技術館，[4]関西原子力懇談会

同志社小学校と、三菱重工、大阪科学技術館、関西原子力懇談会とが協力し、原子力発電・放射線に関する小学校６年生向けの理科特別授業を実施したので結果を報告する。

キーワード：小学校授業　理科　原子力発電　放射線

1. 緒言

同志社小学校から「6 年生の理科の授業にてエネルギー教育を実施する中で、日本のエネルギーについて児童自らが考えられるよう原子力についても正しく理解して欲しいので、原子力の専門家と連携してわかりやすい授業を実施できないか」との提案があった。

これを受け、三菱重工、大阪科学技術館、関西原子力懇談会が協力して、原子力発電・放射線に関する特別授業を計画し実施したので報告する。

2. 授業の概要

原子力発電・放射線を科学的にかつ分かりやすく教えるために、教員とともに半年間をかけて、アニメーションやクイズ形式等を採用したカリキュラムを検討した。これに基づき、2024 年 2 月に 6 年生（約 30 人×3 クラス）を対象に、原子力発電を知るための講義と放射線を知るための実習を組み合わせた特別授業を行った。特別授業の最後には、教員主導による児童同士の意見交流も行った（プログラム詳細は下表参照）。

特別授業プログラム　「原子力発電について知ろう、考えよう」

1. **「原子力発電について学ぼう！」【講義】（三菱重工）　（40 分）** ①原子力発電や核分裂のしくみ、②原子力発電の特徴、③安全のための技術、④燃料サイクル・廃棄物
2. **「放射線について学ぼう！」【実習】（大阪科学技術館，関西原子力懇談会）（60 分）** ①放射線のお話、②「ベータちゃん」を使った実験、③霧箱の観察、④「ガンマ君」を使った実験
3. **意見交流・まとめ　（同志社小学校）（30 分）** ①意見交流（高レベル放射性廃棄物処分について）、②教員によるまとめ

3. 結果及び考察

アンケート結果より、多くの児童が原子力発電や放射線について楽しく学び、理解や興味を深めることができることを確認できた。

授業の様子（原子力発電の講義）

授業の様子（放射線測定実習）

*Takako Shiraki[1], Masafumi Utsumi[1], Kumiko Kawasaki[2], Hajime Hashimoto[3], Takahito Masuyama[3], Takahiro Ogami[4]
[1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [2]Doshisha Elementary School, [3]OSTEC EXHIBITION HALL, [4]The Kansai Atomic Conference

放射線教育とエネルギー教育を包含するアウトリーチ活動の実践 エネルギーにおける１０のべき乗の世界観

Implementing Outreach Activities Including Radiation and Energy Education Powers of 10 Worldview of Energy

*西村 昭彦[1,2]，宮村 浩子[1]，森下 祐樹[1]
[1]JAEA，[2]福井大

放射線教育とエネルギー教育を包含する概念として、10 のべき乗のエネルギーの世界観を示した。放射線測定実験とアンケート調査を行い、以後のアウトリーチ活動の改善に反映させることとした。

キーワード：放射線教育、エネルギー教育、アウトリーチ活動

1. 緒言と狙い　1977 年、イームズ夫妻の制作した 9 分間の短編映画は、素粒子から日常生活を含み大宇宙にかけて 10 のべき乗スケールで旅をする科学古典の名作である[1]。ここでは、10 のべき乗で変化させる物理量として長さをテーマにしている。一方、他の物理量として、時間、エネルギー、質量などをテーマとすることも可能である。可視光の光子 1 個のエネルギーから超新星の爆発までの 60 桁以上にわたるエネルギーを 10 のべき乗の世界観で示すことにより、そのスケールの中に放射線教育とエネルギー教育の両方を包含する。図 1 に PDCA サイクルを示す。10 のべき乗の世界観を茨城県内の高専等にて実施し、そこでのアンケート結果を分析して、「女子中高生夏の学校」[2]での実施内容に反映させることを狙いとする。

2. 実践内容　本教育は、講義と実験の 2 本立てで構成した。講義により、エネルギーの 10 のべき乗の世界観を示した後に複数の小実験を実施した。先ず、予め日本地図の裏側にウラン鉱石の小片を貼り付けておく。生徒には何処に貼り付けてあるかは知らせない。サーベイメータで日本地図上を計測して、紙を抜けてくる放射線を捉える。ウラン鉱石の小片を貼り付ける場所を、兵庫県淡路島や福島県沖などとしておくことで、放射線を捉えた場所が大地震の震源地であることに気付かせる。

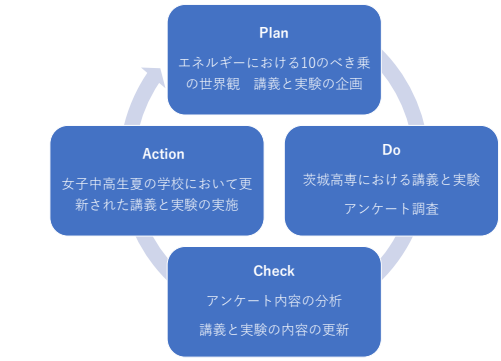


図１　PDCA サイクル

3. 結果と展開　実施の様子は茨城高専の公式 X に示す[3]。アンケート調査では、次回の受講で希望する内容を選択させた。選択肢は、1）宇宙や生命に関わる理科学、2)ロボコンに有用な技術内容、3)美しく儚い自然現象、である。併せて感想を自由記述させた。その結果、宇宙や生命に関わる理科学が最も関心が高いことが明らかになった。従って、「女子中高生夏の学校 2024」においては、日本各地の地震規模及び大陸プレート間の衝突を示した資料を参加者に配布することとした。

参考文献

[1]https://www.bing.com/videos/riverview/relatedvideo?q=powers+of+ten+film&mid=1F9980E1934E859E41CE1F9980E1934E859E41CE&FORM=VIRE

[2]女子中高生夏の学校 2024 公式 HP : https://natsugaku.jp/

[3]茨城高専ロボット部 公式 X ：https://x.com/NITIC_RobotClub/status/1753387792447721480

*Akihiko Nishimura[1,2], Hiroko Miyamurai[1] and Yuki Morishita[1]
[1]JAEA., [2]Univ.Fukui

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：304-1 Thermal Hydraulics, Energy Conversion, Energy Transfer, Energy Storage

Thu. Sep 12, 2024 4:05 PM - 5:10 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 7:05 AM - 8:10 AM UTC Room H(Recture RoomsB 1F B102)

[2H15-18] Multiphase Flow2

Chair:Takahiro Arai(CRIEPI)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2H15]

Effective diffusion coefficient in wall condensation from steam-air mixture

*Michio Murase[1], Toshiya Takaki[1] (1. Institute of Nuclear Safety System, Inc.)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2H16]

Analysis for experiments of natural convection condensation from steam-air mixture on a vertical flat plate

*Toshiya Takaki[1], Michio Murase[1] (1. INSS)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2H17]

Study on the flow pattern of concentric-tube two-phase thermosyphon

*Yohei Okada[1], Naoya Kaminaga[1], Hideaki Monji[1], Chikako Iwaki[2], Rei Kimura[2], Takashi Mawatari[2] (1. Univ. of Tsukuba, 2. TOSHIBA ESS)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[2H18]

Development of a Method for Predicting Droplet Entrainment Rate During Nucleate Boiling in a Liquid Film

*Kaito Nade[1], Raka Firman[1], Yuki Narushima[2], Tomio Okawa[1], Kenichi Katono[2] (1. UEC, 2. Hitachi)

5:05 PM - 5:10 PM JST | 8:05 AM - 8:10 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

蒸気と空気の混合流体からの壁面凝縮における有効拡散係数

Effective diffusion coefficient in wall condensation from steam-air mixture

*村瀬 道雄[1]，高木 俊弥[1]
[1]原子力安全システム研究所

蒸気質量分率 Y_s の対数則分布を用いて乱流域での有効拡散係数 D_{eff} を求め、蒸気と空気の混合流体から鉛直平板への凝縮熱流束 q_c を予測する方法について検討し、q_c を簡易に計算できる見通しを得た。

キーワード：壁面凝縮，非凝縮性ガス，熱流束，拡散係数，境界条件

1. 緒言　原子炉の事故時における格納容器（CV）内では、空気中に蒸気や水素が流出し、蒸気が構造物表面で凝縮する。本研究では、数値流体力学（CFD）コードを用いた CV 解析で構造物表面に与える凝縮熱流束 q_c と壁関数の相関式について検討してきた[1, 2]。一方、Soma et al. [3]は、蒸気質量分率 Y_s の壁関数（Y_s^+）を用いて乱流域での有効拡散係数 D_{eff} を評価し、壁面での蒸気質量流束 m_s の相関式を求めた。この場合、CV 解析で境界条件が q_c 相関式[1]より簡易化される可能性がある。そこで、本報告では、壁面凝縮に対する CFD 解析の結果[4]を使用して D_{eff} と q_c の相関式について検討した。

2. 評価方法　本報告では、Soma et al. [3]による計算式の一部を変更し、分子拡散係数 D と D_{eff} の最大値を使用した。

$$m_s = -\max(D, D_{eff})\frac{\rho}{1-Y_s}\frac{\partial Y_s}{\partial y}, q_s = m_s h_{fg} \quad (1)$$

Y_s^+の従来の定義式を用いると流れ方向分布の相違が大きいため、Murase et al. [2]による次の定義式を用いて D_{eff} を求めた。

$$Y_{s,mod}^+ = -\frac{\rho u_\tau}{m_s}\frac{Y_s - Y_{s,i}}{1-Y_s}, D_{eff} = \frac{\nu y^+}{Y_{s,mod}^+} \quad (2)$$

式(2)と従来式との相違は $1/(1-Y_s)$ である。u_τ は摩擦速度である。

強制対流凝縮に対する CFD 解析結果[4]での分布 $Y_s(y)$ を用いた凝縮熱流束の予測値 $q_{c,y}$ を図 1 に示す。q_c は CFD 計算値である。$Y_{s,mod}^+$の相関式には、平板に対する式(3) [2]を使用した。また、層流から乱流への遷移域での $q_{c,y}$ を式(4)により改善した。

$$Y_{s,mod}^+ = 1.87\ \ln(y^+) + 3.64 \quad (3)$$

$$Y_{s,mod}^+ = 2.5\ \ln(y^+) \quad (4)$$

3. 結論　Y_s^+の対数則分布から D_{eff} を求め、壁面からの距離 y での物理量を用いて q_c を簡易に計算できる見通しを得た。

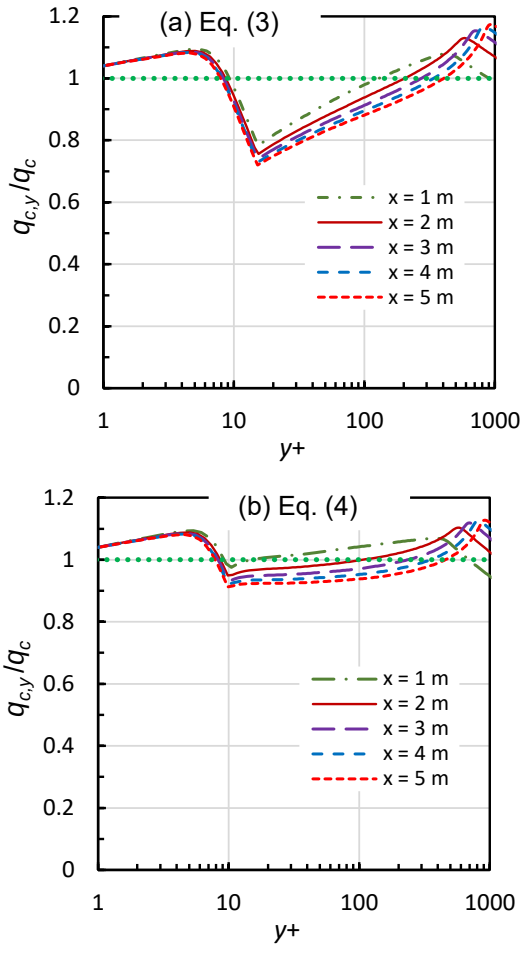


図 1　凝縮熱流束の予測値 $q_{c,y}$
（x は流れ方向位置）

参考文献

[1] M. Murase, et al., Trans. ASME, NERS, **8**, 031404, 2022.
[2] M. Murase, et al., Trans. ASME, NERS, **9**, 011401, 2023.
[3] S. Soma, et al., Nucl. Eng. Des., **416**, 112754, 2024.
[4] 歌野原陽一，他，原子力学会 2023 秋の大会, 2G02, 2023.

*Michio Murase[1], Toshiya Takaki[1]
[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

蒸気と空気の混合流体から鉛直平板への自然対流凝縮の実験解析

Analysis for experiments of natural convection condensation from steam-air mixture on a vertical flat plate

*高木 俊弥[1]，村瀬 道雄[1]
[1]原子力安全システム研究所

蒸気と空気の混合流体から鉛直平板への凝縮伝熱に関する従来実験を対象として CFD コード FLUENT を使用して実験解析を行い、CFD 解析で自然対流凝縮での熱流束を比較的よく再現できることを確認した。

キーワード：壁面凝縮，非凝縮性ガス，鉛直平板，CFD，自然対流，熱流束

1. 緒言　原子力発電所の事故時における格納容器（CV）内では、空気（もしくは窒素ガス）雰囲気に蒸気が流出し、構造物表面で非凝縮性ガス存在下での壁面凝縮伝熱になる。本報告では、CFD コード FLUENT を使用し、既報[1]で作成した蒸気と空気の混合流体から鉛直平板への凝縮伝熱解析モデルに水素もしくはヘリウムを追加し、従来実験 COPAIN [2]での自然対流凝縮の解析を行い、熱流束 q の測定値[3]と比較した。

2. 評価方法　計算対象は、二次元の鉛直並行平板とし、平板間距離を 440 mm、流入部を両面断熱で長さ 1 m、凝縮面を高さ 6 m で厚さ 10 mm の SUS304 にして対面を断熱にした。定常計算とし、SST k-ω 乱流モデルを使用した。壁面での凝縮熱流束は $q_c = -\{D\rho/(1-Y_s)\}(\partial Y_s/\partial y)\, h_{fg}$ [4]で与えた（D は拡散係数、h_{fg} は潜熱、Y_s は蒸気質量分率、y は凝縮面からの距離、ρ は密度）。流れ方向セル幅 $\Delta x = 5$ mm、凝縮面に接する y 方向セル幅 $\Delta y = 0.05$ mm とした。以上は既報[1]と同じである。流体は蒸気と空気に水素もしくはヘリウムを追加して 3 成分系にした。前報[5]で蒸気と空気の混合気体での COPAIN 実験[2, 3]を対象とした強制対流凝縮の検証解析を実施したのに対し、本報告では自然対流凝縮の実験解析を行った。 平板間距離 440 mm では自然対流による加速により出口で逆流が生じて影響が上流に伝播したため、平板間距離を 2 倍の 880 mm に拡大した（凝縮面に接する y 方向セル幅は $\Delta y = 0.10$ mm に拡大）。

P0444 実験では入口での速度 $u_{in} = 0.5$ m/s、蒸気質量分率 $Y_{s,in} = 0.227$、P0344 実験では $u_{in} = 0.33$ m/s、$Y_{s,in} = 0.136$ である。熱流束 q の測定値と計算値の比較を図 1 に示す。q の測定値は、CFD 計算値と Corradini の相関式[6]による計算値の間にあり、これらの不確かさの範囲内で評価できる。

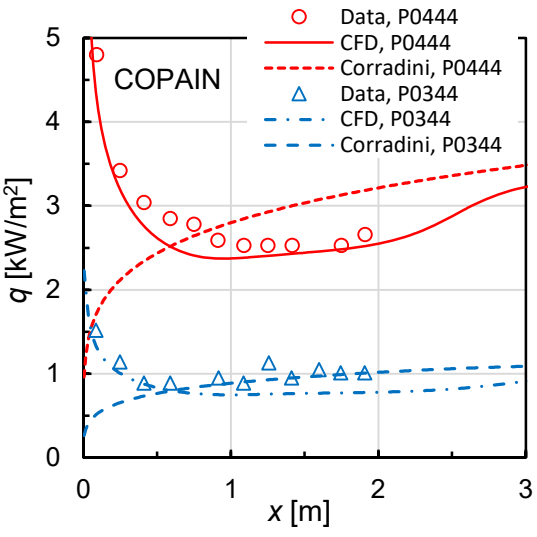


図 1　COPAIN 実験 P0444 と P0344 での熱流束 q（x は流れ方向位置）

3. 結論　COPAIN 実験での自然対流凝縮熱流束を評価し、CFD 計算値は過小評価し、Corradini 相関式は過大評価したが、これらの不確かさの範囲内で計算できることを確認した。

参考文献

[1] 歌野原陽一ほか，原子力学会 2023 秋の大会，2G02, 2023.
[2] X. Cheng, et al., Nucl. Eng. Des., **204**, 267-284, 2001.
[3] H. Bian, et al., Int. J. Thermal Sci., **145**, 105948, 2019.
[4] A. Dehbi, et al., Nucl. Eng. Des., **258**, 199-210, 2013.
[5] 歌野原陽一，他，原子力学会 2024 春の年会, 3K11, 2024.
[6] M. L. Corradini, Nucl. Technol., **64**, 186-195, 1984.

* Toshiya Takaki[1], Michio Murase[1]
[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

二重管二相熱サイホンの流動様相に関する研究

Study on the flow pattern of concentric-tube two-phase thermosyphon

*岡田 陽平[1]，神永 尚也[1]，文字 秀明[1]，岩城 智香子[2]，木村 礼[2]，馬渡 峻史[2]
[1]筑波大学，[2]東芝エネルギーシステムズ株式会社

超小型炉MoveluX™ (Mobile VEry small reactor for Local Utility in X-mark)における炉心の除熱方法として、受動的除熱が可能である二重管二相熱サイホンによる熱輸送が検討されている。本研究では、二重管二相熱サイホンの実験装置を用いて、投入熱量を変化させた時の管内部の流動を観察した。

キーワード：二重管熱サイホン，蒸気-水 二相流，流動様相，沸騰，加熱条件

1. 緒言

超小型炉 MoveluX™ [1]では炉心の除熱において動的機器を排除し受動的安全性やメンテナンス性を高める事を目指している。その手段としてサーモサイホンの適用、特にループ式と比べて体積が小さい利点を持つ二重管二相熱サイホンによる熱輸送が検討されている。しかし二重管の形状や投入熱量を変化させた際の管内の流動と限界熱輸送量の関係は明らかでない。そこで本発表では、熱輸送量評価モデル開発のための基礎実験として、今後の限界熱輸送量モデル構築に資するために、投入熱量を変化させた際の流動を評価した。

2. 実験概要

図 1 に実験装置の概略図を示す。装置は冷却部、二重管、加熱部の 3 つで構成されており、冷媒として蒸留水を使用した。冷媒は、加熱部で加熱され、蒸気となり、それが冷却部で凝縮され、水となり内管と加熱部へと戻る循環を示す。実験条件として冷却温度を 10℃、冷却部の初期圧力を 5kPa、投入熱量を 100W－380W で変化させた。

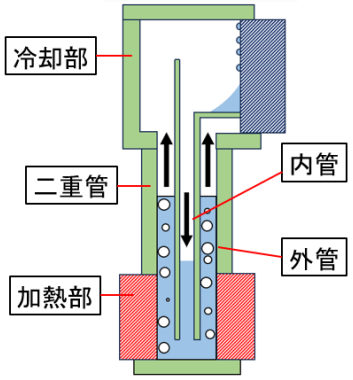


図 1 実験装置の概略図

3. 実験結果

100W の管内での流動は、沸騰流動状態と静止状態を周期的に繰り返す、間欠的な挙動となった。図 2 に 200W と 380W の管内での流動を示す。図 2(左図)から 150W－300W では、連続的な蒸発と凝縮により、外管に大きな蒸気泡を含む上昇流、内管に下降水流が観察された。投入熱量が大きくなると内管内に気泡が確認できた。この気泡は、冷却部で凝縮された水が非凝縮性ガスを巻き込む形で内管内に押し下げ、発生したと考えられる。380W では図 2(右図)のように内管内を蒸気流が上方に流れる吹き出し現象が確認され、循環型ヒートパイプとして機能しない状態を示した。

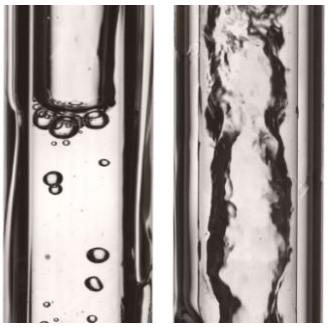


図 2 管内の様子
(左図：200W，右図：380W)

4. まとめ

流動の観察から、本実験装置では、内管に蒸気が侵入して冷媒の循環が妨げられ、熱輸送限界に達した。本研究では熱輸送限界と流動の関係を示した。今後、圧損等の物理量を測定し、限界熱輸送量モデルの構築を進める。

参考文献

[1] 木村ほか “水素化物減速ヒートパイプ冷却超小型炉 MoveluX の開発(1)：原子炉システム及び炉心コンセプト概要” 日本原子力学会 2019 年春の年会 1J04

---

*Yohei Okada[1], Naoya Kaminaga[1], Hideaki Monji[1], Chikako Iwaki[2], Rei Kimura[2], and Takashi Mawatari[2]
[1]Univ. of Tsukuba, [2]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

流下液膜内核沸騰による液滴飛散率予測手法の開発

Development of a Method for Predicting Droplet Entrainment Rate During Nucleate Boiling in a Liquid Film

*名手 海人[1]，Raka Firman[1]，成島 勇気[2]，大川 富雄[1]，上遠野 健一[2]
[1]電気通信大学，[2]日立製作所

液膜からの液滴飛散率を予測するため，強制対流液膜の加熱試験を行い，液膜からの液滴飛散現象に着目した．液滴飛散率の計測を行い，得られた試験結果を用いて，液滴飛散率の相関式を開発した結果を示す．

キーワード：液滴飛散，液膜ドライアウト，熱流束，気液二相流，沸騰水型原子炉

1. 緒言

沸騰水型原子炉の燃料棒は環状流領域では燃料棒表面の液膜によって冷却が行われる．管内壁の液膜が完全に消失することを液膜ドライアウトといい，伝熱面の焼損につながる．そのため，液膜ドライアウト点を正確に予測することは原子炉の安全設計上非常に重要であり，液膜の挙動を予測するために液滴飛散現象を解明する必要がある．(1) 液滴飛散現象は，気流のせん断力で発生すると仮定して，非加熱の水・空気試験結果をもとに相関式が開発されてきた．本研究では加熱系で試験を行い，せん断力ではなく液膜内核沸騰の影響に着目し，液膜からの液滴飛散現象の可視化計測及び飛散量の計測から，液滴飛散率の相関式を開発した．

2. 試験装置概要

流路は長さ 400 mm であり，高さ 10 mm，幅 15 mm の矩形流路である．流路の入口から気相と液相が独立して流入する構造とし，合流部で強制対流液膜を形成した．流路下流で液膜を加熱し，加熱には銅ブロックに内蔵したカートリッジヒータを用いた．伝熱面はオーバル形状で長さが 50 mm，幅が 11 mm である．

3. 結果・考察

図 1, 2 に気相速度 J_g [m/s], 液相速度 J_l [m/s] の変化に対する液滴飛散率 m_{EB} [kg/m^{2}s] の測定結果を示す．図 1, 2 の両方の図が示す通り壁面熱流束 q_w [kW/m^2] が増加するほど液滴飛散率も増加する傾向がみられた．また，気相速度が増加すると液滴飛散率は減少した．気相速度が増加すると界面でのせん断力が増加し，液膜厚さが薄くなり液膜速度が増加する．その結果，液膜内核沸騰によって生じた蒸気泡が崩壊する前に，対流によって蒸気泡が伝熱面を通過するために液滴飛散率が減少する．さらに，液相速度が増加すると液滴飛散率は増加した．液膜内核沸騰により蒸気泡が発生する影響で液膜が乱れるが，液相速度の増加に伴い液膜 Reynolds 数 Re_{film} が増加する影響で液膜の乱れが増長される．その結果，気流せん断力による液滴飛散の影響が顕著になるので液滴飛散率が増加した．以上の図 1，2 の結果を用いて液滴飛散率を Wever 数 We の関数としてグラフにプロットした結果を図 3 に示す．なお We は以下の式で評価した．

$$We = \rho_l \delta \left(q_w / \left(h_{fg} \rho_g \right) \right)^2 / \sigma$$

ここで, ρ_l 及び ρ_g は液相, 気相の密度 [kg/m^3], δ は液膜厚さ [m], σ は表面張力 [N/m], h_{fg} は蒸発潜熱 [kJ/kg] である．Re_{film} が小さいときは液膜内核沸騰により蒸気泡が発生し崩壊する”Filament type”の液滴飛散が顕著であるが，Re_{film} が大きくなると液膜の乱れが増え，さらに液膜内核沸騰による蒸気泡が発生で液膜の乱れが増長され，液滴が飛散する”Wave type”の液滴飛散が顕著となり液滴飛散のメカニズムが変化する．したがって，液滴飛散率は Re_{film} の大小によって分類され We に相関が見られた．相関式の詳細を以下の式に示す．

$$m_{EB} / \left(q / h_{fg} \right) = X (We)^n, \begin{cases} Re_{film} < 7800 \text{ のとき} X = 2.4 \times 10^{-1}, n = 0.61 \\ Re_{film} > 7800 \text{ のとき} X = 8.6 \times 10^{-2}. n = 1.9 \end{cases}$$

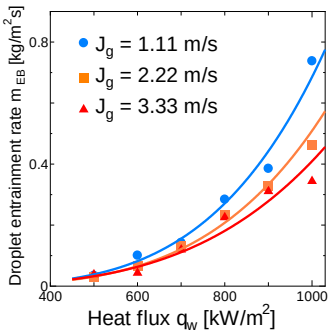


Fig.1. Droplet entrainment rate as a function of gas-phase velocity

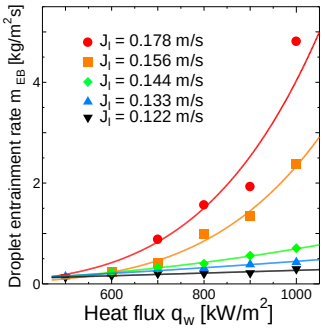


Fig.2. Droplet entrainment rate as a function of liquid-phase velocity

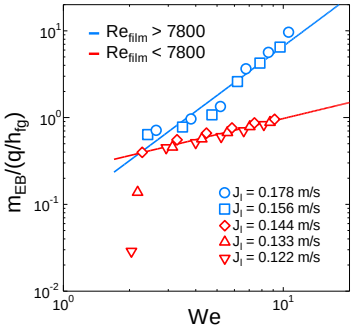


Fig.3.Correlation of boiling entrainment rate

参考文献

[1] Raka Firman B. P., J. Tabuchi, Y. Narushima, H. Furuichi, T. Okawa, K. Katono, Experiments on the onset of boiling entrainment from a falling liquid film with gas sheared flow, International Journal of Heat and Mass Transfer, Vol.220 (2024), 125006.

*Kaito Nade[1], Raka Firman[1], Tomio Okawa[1], Yuki Narushima[2] and Kenichi Katono[2]
[1]The University of Electro-Communications, [2]Hitachi, Ltd.

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering：601-3 Tritium Science and Technology (Fuel Recovery and Refining, Measurement, Iisotope Effect, Safe Handling)

Thu. Sep 12, 2024 4:05 PM - 5:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 7:05 AM - 8:30 AM UTC Room B(Recture RoomsA 1F A102)

[2B15-19] Tritium Behavior

Chair:Keisuke Mukai(NIFS)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2B15]

Tritium recovery from Liquid Lithium-Lead
Tandem extraction efficiency of the inlet flow and falling droplets

*Fumito Okino[1], Yukinori Hamaji [2], Teruya Tanaka[2], Juro Yagi[1] (1. Institute of Advanced Energy, Kyoto University, 2. National Institute for Fusion Scienece)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2B16]

Effect of lead addition on the material properties and the tritium release behaviors of Li_2TiO_3-Li_4SiO_4 mixed ceramic materials

*Asahi Sanfukuji[1], Qilai Zhou[2], Makoto Kobayashi[3], Yasuhisa Oya[1] (1. Shizuoka Univ., 2. Wuhan University of Technology., 3. NIFS)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2B17]

Hydrogen permeation behavior from high-temperature and high-pressure water to gas phase through Inconel tube

*Shogo Iwata[1], Kazunari Katayama[1], Kenta Akashi[1], Humiya Nakamura[1] (1. KYUSHU Univ.)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[2B18]

Study on T production method using high-temperature gas-cooled reactor for fusion reactors
~ Hydrogen absorption performance of Zr spheres in 80–8000 Pa hydrogen atmosphere ~

*Hiromi Kawai[1], Hideaki Matsuura[1], Aoi Furuya[1], Kazunari Katayama[2], Teppei Otsuka[3], Etsuo Ishitsuka[4], Shigeaki Nakagawa[4], Kenji Tobita[5], Yoji Someya[6], Yoshiteru Sakamoto[6] (1. Dept. Eng. Kyushu Univ., 2. Dept. Eng. Sci. Kyushu Univ. , 3. Kindai Univ., 4. JAEA, 5. Tohoku Univ., 6. QST)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

[2B19]

Local depth profiling of tritium in W by an electrochemical etching method

*Teppei Otsuka[1], Yuya Ueno[1], Masato Konno[1] (1. Kindai Univ.)

5:20 PM - 5:30 PM JST | 8:20 AM - 8:30 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

液体リチウム鉛からのトリチウム回収　管内部分流と液滴からのタンデム回収率

Tritium recovery from Liquid Lithium-Lead　　Tandem extraction efficiency of the inlet flow and falling droplets.

*興野　文人[1]，浜地　志憲[2]，田中　照也[2]，八木　重郎[1]
[1]京都大学エネルギー理工学研究所(IAE)、[2]核融合科学研究所(NIFS)

抄録　　報告者らは液体ブランケット中で生成されたトリチウムをリチウム鉛 (LiPb) 液滴から回収する研究を実施している。実用化に向けた処理流量向上として液滴大径化は必須であるが回収率低下を伴う。導入管部での液面回収を大径液滴による回収とタンデム結合し回収率低下を補完する手法の確認試験を実施した。事前想定より 20～30%大きい回収率 0.8～0.9 が得られた。液滴内の移流拡散係数が大径化に伴い拡大している可能性が示唆される。

キーワード：リチウム鉛、トリチウム回収、菅内部分流、液滴、タンデム

1. 実施内容

Fig. 1 に示すタンデム回収構造を核融合科学研究所 (NIFS)に設置の液体金属試験ループ (Oroshhi-2) に装着し重水素を溶解した LiPb からの総合回収率を 8h 連続で 7 回測定した。液滴径は従来 1.89 mm に対し今回は 2.27 mm とし流量比 1.8 倍。LiPb 流量は 0.1 ~ 0.3 Lpm. LiPb 温度 350℃。

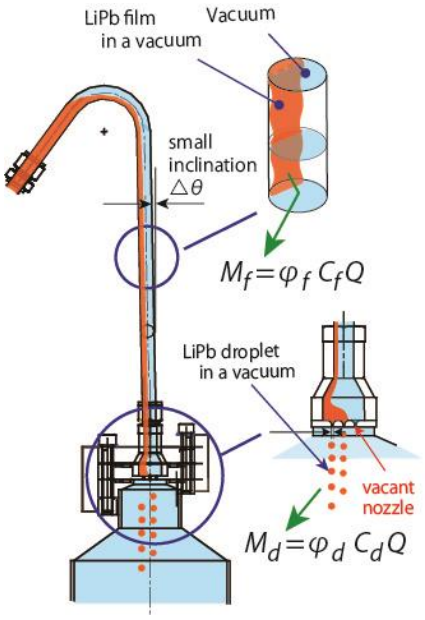


Fig.　1.　導入菅部と液滴からのタンデム回収構造。

2. 結果

Fig. 2 に理論予想値と測定結果を示す。予想タンデム回収率 0.65~0.85 に対し、実測回収率は 0.75～0.95 となり 14～30%大きい値が得られた。試験装置の制約により流量設定範囲が狭く回収率の流量依存性は不明確。導入管部からの回収に必要な空ノズル割合は 0.2~0.7 で Moody friction factor に準じた挙動であった。

3. 結論と考察

導入管部での回収率は単体での実測値による(2024 春の年会で報告)。したがい総合回収率の拡大は液滴径 2.27mm からの放出が予測値より上振れた為と考えられる。写真観察から液滴の微細化、球体振動等の外的拡大要因は観察されなかった。液滴からの回収率は径 1.89mm で得られた移流拡散係数[1]を流用して計算した。測定結果は移流拡散係数が径 2.27mm では拡大する可能性を示唆している。トリチウム回収処理能力の向上に寄与する内容であり今後追求していく。

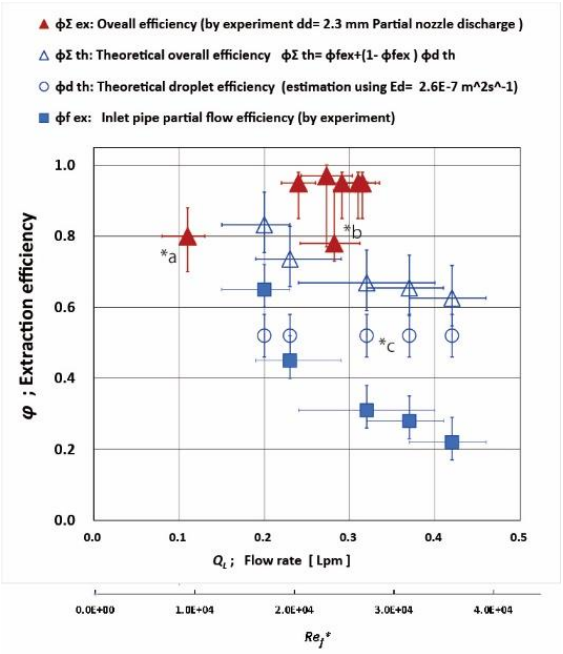


Fig.　1.　総合回収率
予想値(△)、実測値(▲)、
液滴回収率(○)、導入管部回収率(■)。

参考文献

[1] F. Okino et al., Continuous deuterium extraction from falling lithium-lead droplets in a vacuum, Fusion Eng. Des. 202 (2024) 114349.,

*Fumito Okino[1], Yukinori Hamaji[2], Teruya Tanaka[2] and Juro Yagi[1]
Kyoto University, IAE., [2]National Institute for Fusion Science (NIFS).

Li_2TiO_3-Li_4SiO_4 混合セラミックス材の材料特性及びトリチウム放出挙動に及ぼす鉛添加の影響

Effect of lead addition on the material properties and the tritium release behaviors of Li_2TiO_3-Li_4SiO_4 mixed ceramic materials

*三福寺旭[1]、周啓来[2]、小林真[3]、大矢恭久[1]
[1]静岡大，[2]武漢理工大，[3]核融合研

鉛を添加した固体トリチウム増殖材に対して中性子を照射し、トリチウム放出挙動および照射欠陥回復挙動を評価した。バンドギャップの測定結果では、鉛無しの試料よりも鉛を添加した試料の方が大きかった。TDS の結果では、鉛を添加した試料の方がトリチウム放出温度は低温側に見られた。鉛を添加したことにより、トリチウム放出挙動が変化したと考えられる。

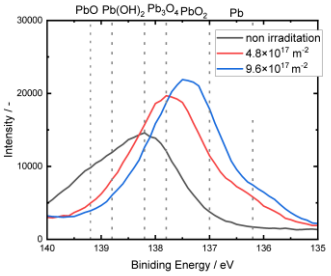
キーワード：固体ブランケット、トリチウム、炉工学

1. 緒言

核融合炉では重水素とトリチウムの核融合反応を利用してエネルギーを得る。トリチウムは自然界にほとんど存在しないため、核融合炉内でトリチウムを生成する必要がある。固体トリチウム増殖材の候補として考えられている Li_2TiO_3-Li_4SiO_4 混合セラミックスにトリチウム親和性が低い鉛(Pb)を加えることにより効率的な回収が期待される。本研究ではこれらの試料に対して中性子を照射し、トリチウム放出挙動、照射欠陥回復挙動および混合セラミックスの材料特性を評価した。

2. 実験

実験には武漢理工大学にて調製された Li_2TiO_3-Li_4SiO_4 試料に鉛を添加したもの（LTO-LSO-Pb）を使用した。京都大学研究用原子炉(KUR)にて中性子を 3.96×10^{16} n・cm^{-2} 照射した試料を用いて、静岡大学にて昇温脱離法(TDS)で生成したトリチウムの放出挙動、液体シンチレーションで全放出トリチウム放出量を評価するとともに、電子スピン共鳴装置(ESR)にて欠陥種の同定およびその消滅挙動を評価した。また、X 線光電子分光装置(XPS)によって 3 keV、Ar イオンで 1.6×10^{16} m^{-2}・s^{-1} の条件でスパッタし、試料の化学状態およびバンドギャップを評価した。



3. 結論

図 1 に Ar イオンを各時間照射することで表面を除去した LTO-LSO-Pb における XPS スペクトルを示す。試料内部では鉛の価数は大きいことが分かった。よって試料内部の鉛は反応性が高いため、鉛は LTO や LSO と酸化物を形成していると考えられる。試料のバンドギャップは、鉛無しの試料は 2.78 eV、鉛添加の試料は 4.53 eV であった。図 2 に各試料の TDS 結果を示す。結果より、鉛を添加した試料の方がトリチウム放出温度は低温側に見られた。これらより、鉛を添加することで、トリチウム放出挙動に変化を与えていると示唆された。発表では XPS の結果も加えてトリチウム放出挙動について議論する。

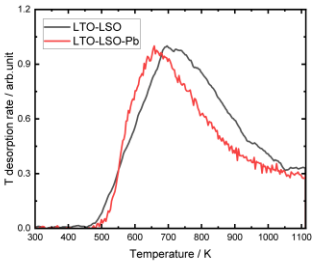


図 2　LTO-LSO-Pb および LTO-LSO における TDS スペクトル

*Asahi Sanfukuji[1], Zhou Qilai[2], Makoto Kobayashi[3] Yasuhisa Oya[1]
[1]Shizuoka Univ., [2]Wuhan Univ. Tech., [3]NIFS

高温高圧水から気相へのインコネル管を介した軽水素透過挙動

Hydrogen permeation behavior from high-temperature and high-pressure water to gas phase through Inconel tube

*岩田 将吾[1]，片山 一成[1]，赤司 健太[1]，中村 文哉[1]
[1]九州大学

Inconel600 を介して約 300℃、16MPa の高温高圧状態の軽水から気相へ透過した軽水素濃度を測定した。得られた結果から軽水素透過束を評価し、過去に実施したトリチウム水からのトリチウム透過実験結果と合わせて、高温高圧水間での水素同位体透過挙動について議論した。

キーワード：トリチウム，透過，高温高圧水，インコネル 600

1. 緒言

重水素とトリチウムを燃料とする DT 核融合炉では、ブランケットで生成されたトリチウムの一部が冷却水へ透過する。我が国では、核融合原型炉の一次冷却材及び二次冷却材に加圧水を使用することが想定されており、熱交換器を介した高温高圧水間でのトリチウム移行量評価は重要な課題である。しかしながら、高温高圧水間における金属壁を介した水素同位体透過に関する実験データは少なく、物質移動現象についての理解は十分ではない。本研究では、熱交換器の候補材料である Inconel600 を介した高温高圧水から気相への軽水素透過挙動を調べた。

2. 実験

九州大学筑紫キャンパス内にて、軽水素透過装置を作製した。装置は Inconel600 の内管(ϕ6.35 × t0.5 × l400 mm)と SUS316 の外管からなる二重管構造となっており、内管内側に軽水を、外側に Ar ガスを封入した。Inconel 管内側を He ガスで加圧し外管外側からリボンヒーターで加熱することで軽水を約 300℃、16MPa の高温高圧状態にして一定期間保持した。不定期に Ar ガスを開放し、軽水素濃度をガスクロマトグラフで、水蒸気濃度を露点計で測定した。

3. 結果及び考察

測定結果から算出した閉じ込め期間内平均軽水素透過束の経時変化を **Fig.1** に示す。各点は Ar ガスを開封した時間にプロットしている。加熱から 3 日以内に透過が開始し、3.34×10^{-8}～1.34×10^{-8} mol/(m^2・s)の透過束が得られた。なお、透過した水素のうちほとんどが水蒸気として検出された。閉じ込め期間中に透過した水素が、金属表面の酸化膜と反応したためと考えられる。

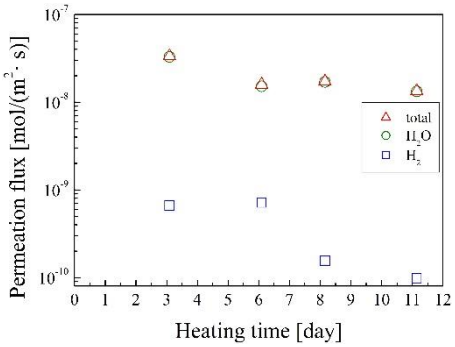


Fig. 1 軽水素透過束の経時変化

以前実施したトリチウム水から軽水へのトリチウム透過実験[1]では、T/H 比は 10^{-9} でトリチウム透過束は 10^{-15} mol/(m^2・s)程度であった。同位体効果を無視し、透過束が濃度に単純比例すると仮定して、本軽水素透過実験に適用すると、10^{-9}: 10^{-15} = 1: 10^{-6} より、軽水素透過束は 10^{-6} mol/(m^2・s)と見積もられる。実験結果はこの値よりも 2 桁小さかった。なお、トリチウム実験では顕著なトリチウム透過は 17 日で検出されており、本実験での軽水素の方が、透過開始が早かった。

参考文献

[1] K. Katayama et al., J. Nucl. Mater., 565 (2022) 153723.

---

*Shogo Iwata[1], Kazunari Katayama[1], Kenta Akashi[1] and Humiya Nakamura[1]
[1]Kyushu Univ.

高温ガス炉を用いた核融合炉用 T 製造法の検討
～　80–8000 Pa 圧力下における Zr 球の水素吸収性能　～

Study on T production method using high-temperature gas-cooled reactor for fusion reactors
～ Hydrogen absorption performance of Zr spheres in 80–8000 Pa hydrogen atmosphere ～

*川井大海[1]，松浦秀明[1]，古屋碧海[1]，片山一成[2]，大塚哲平[3]，
石塚悦男[4]，中川繁昭[4]，飛田健次[5]，染谷洋二[6]，坂本宜照[6]

九大院工[1]，九大院総理工[2]，近大[3]，JAEA[4]，東北大工[5]，QST[6]

高温ガス炉において製造したトリチウムを Li 装荷体(Li ロッド)内に閉じ込めるため、Li ロッド内に Zr 球を装荷することを検討している。これまで、我々は 800 Pa 程度の水素圧力下での Zr 球の水素吸収性能データの取得に取り組んできており、本研究では 80–8000 Pa の圧力下での Zr 球の水素吸収性能を調べた。

キーワード：T、高温ガス炉、Li 装荷用ロッド、Zr 球

1.緒言

第一世代核融合炉の初期装荷用トリチウム(T)を確保する一つの方法として、我々は高温ガス炉に Li ロッドを装荷し、^{6}Li(n, α)T 反応により T 製造を行う方法を提案している[1]。Li ロッドは、円柱型 Al_2O_3 容器の中に $LiAlO_2$ ペブル及び T 内圧上昇抑制のための Zr 球を装荷して構成する[2]。高温ガス炉に T 製造機能を付与しつつ、発電機能及び水素製造機能への影響を抑えるため、製造された T は Li ロッド内に閉じ込める方針である。これまで、我々は Li ロッドの T 内圧や Li ロッドからの T 流出量等を推定するための T 拡散モデル作成に取り組んできた[2]。このモデルに基づく評価では、T 製造率、Al_2O_3 の物性値又は Zr の物性値等に応じて、T 製造期間内の Li ロッドの T 内圧が変わる。評価に際し、我々は Al_2O_3 の水素透過特性データの取得[3]や Zr 球の水素吸収性能データの取得(800 Pa 圧力下[2,4])を進めてきた。異なる T 圧力下では表面状態等の変化を介して Zr 球の水素吸収性能が変化する可能性がある。今回は、80–8000 Pa 圧力下での Zr 球の水素吸収性能を調べたので報告する。

2.実験手法・結果

図 1 に実験に用いた Zr 球(a)、$LiAlO_2$ 粉末(b)及び Al_2O_3 容器(c)を示す。実験では、Zr 球 30 球と $LiAlO_2$ 粉末 5 mg を入れた Al_2O_3 容器を石英管内に設置し、900 ℃まで昇温した後、石英管内に水素を導入し、石英管内の圧力変化を記録した。図 2 及び図 3 に実験開始時の圧力を 90 及び 8000 Pa とした場合の圧力変化を示す。圧力の減少は Zr 球の水素吸収によるものである。初期圧力 90 Pa の実験は実験開始から 60 分まで、初期圧力 8000 Pa の実験は実験開始から 10 時間までの圧力変化に対し、拡散モデルを用いて Zr 球の見かけの拡散係数及び溶解度係数を推定した。初期圧力を 8000 Pa にした場合、初期圧力を 90 Pa とした場合と比べ、見かけの拡散係数は低下し、見かけの溶解度係数は上昇した。また、どちらの実験においても、実験結果から推定される見かけの拡散係数及び溶解度係数に、これまでの Zr 球の水素吸収性能データ(800 Pa 程度の水素圧力下においては拡散係数は 10^{-12}–10^{-11} m^2/s、溶解度係数は 100–250 mol/m^3/Pa$^{1/2}$[2,4])と比較して大きな違いはない。このことから、80–8000 Pa 圧力下で Zr 球が Li ロッドからの T 流出を抑制するために充分な水素吸収性能を持つことが確認できたと考えている。発表では、水素圧力によって見かけの拡散係数及び溶解度係数に違いが現れた理由について議論する。

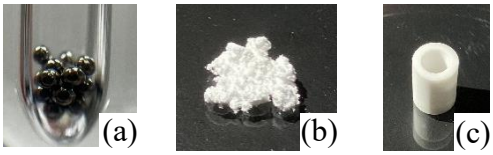


図 1 (a)Zr 球 (b)$LiAlO_2$ 粉末 (c)Al_2O_3 容器

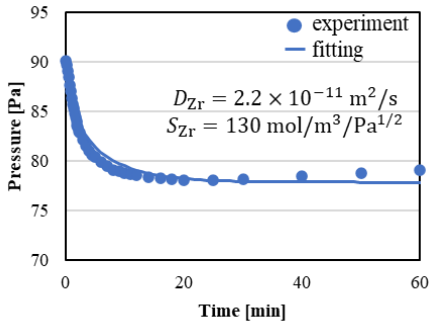


図 2 初期圧力 90 Pa における Zr 球の水素吸収曲線

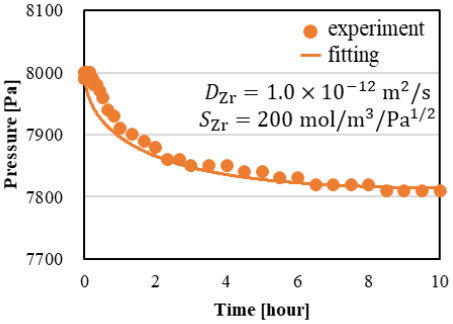


図 3 初期圧力 8000 Pa における Zr 球の水素吸収曲線

参考文献
[1] H. Matsuura, et. al., Nucl. Eng. Des., **243** (2012), 95.
[2] H. Matsuura, et. al., Fus. Eng. Des., **197** (2023), 114.
[3] K. Katayama, et.al., Fus. Sci. Tech., **68** (2015), 662.
[4] 松浦秀明，他，*日本原子力学会「2024 春の年会」*1G11

*Hiromi Kawai[1], Hideaki Matsuura[1], Aoi Furuya[1], Kazunari Katayama[2], Teppei Otsuka[3], Etsuo Ishitsuka[4], Shigeaki Nakagawa[4], Kenji Tobita[5], Yoji Someya[6], Yoshiteru Sakamoto[6]: [1]Dept. Eng. Kyushu Univ., [2]Dept. Eng. Sci. Kyushu Univ., [3]Kindai Univ., [4]JAEA., [5]Tohoku Univ., [6]QST

タングステン材料の局所トリチウム深さ分布測定のための新規電解エッチング手法の開発

Local depth profiling of tritium in W by an electrochemical etching method

*大塚 哲平, 上野 悠也, 金野 真大

近大・理工

定電位電解エッチング法を用いて、過電圧を制御することにより、W のエッチング速度を制御することに成功した。

キーワード: タングステン，電解エッチング，トリチウム，深さ分布

1. 緒言 タングステン（W）ダイバータタイルのプラズマ対向表面近傍には燃料である放射性水素同位体トリチウム（T）が蓄積する。このため、W タイル表面近傍の T 深さ分析が行われてきている。ただし、T を含んだ数十 cm サイズの W タイルの取扱いは難しく、従来はタイルを 10 mm 角形状に切断したり、円柱形状にコアリングしたりして、T 深さ分析のために他所へ輸送する必要があった。本研究では、電気化学制御したエッチングにより、タイル表面の任意の位置で、簡便、迅速、かつ正確に W タイル表面の T 深さ分布を定量測定する手法を開発した。

2. 実験方法 試料として鏡面研磨した ITER grade-W（アライドマテリアル社製、純度 99.9%）の平板（10 mm×15 mm×1 mm*t*）を用いた。

図 1 に電解エッチング装置の概略図を示す。フッ素樹脂セル内の ϕ 8 mm 径の穴に電解液（2.5 mol/L NaOH 水溶液、1.2 cc）を入れ、作用電極としての W 試料表面に接触させた。参照電極として銀-塩化銀（Ag|AgCl）、対電極として白金線を用いた。

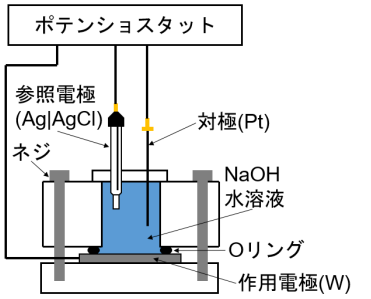


図 1 電解エッチング装置の概略図

電位走査速度 1 mV/s として分極測定実験を行った。つぎに、-0.5 ～-0.2 V の所定の電位で、定電位とし、電解エッチングを行った。エッチング後、重量測定や触針式段差測定によりエッチング深さを測定した。

3. 結果および考察 分極測定実験の結果、W の平衡腐食電位は-0.72 V であった。この値をもとに、定電位エッチング条件を定めた。

図 2(b)に過電圧 0.52 V（電位-0.2 V）で一定時間電解エッチング後の深さ測定結果を示す。エッチング時間が長くなるにつれて、ϕ 8 mm の領域（図 2(a)）がより深く、ほぼ均一にエッチングできることを確認できた。

図 2(c)に過電圧を変化させて、電解エッチングした場合の W のエッチング深さを示す。それぞれの過電圧におけるエッチング深さは時間に対して良い線形性を示した。このことは、過電圧によってエッチング速度を制御することができることを示している。

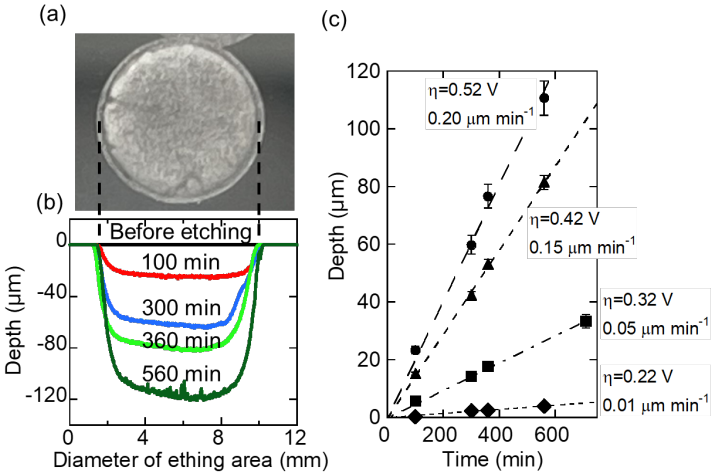


図 2 (a) エッチング痕, (b) 過電圧 0.52 V で一定時間電解エッチング後の深さ測定結果; (b) 過電圧を変化させた場合の W の電解エッチング深さ

今後は、トリチウム含有 W 試料に応用し、トリチウム深さ分布測定を実施する予定である。

*Teppei Otsuka, Yuya Ueno, Masato Konno

KINDAI Univ.

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：505-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

Thu. Sep 12, 2024 4:20 PM - 5:55 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 7:20 AM - 8:55 AM UTC Room L(Recture RoomsB 2F B201)

[2L14-19] Contaminated Concrete

Chair:Kazuya Idemitsu(Tohoku Univ.)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2L14]

Mesoscale analysis of crack propagation in concrete at high temperature and its influence on structural performance and durability of concrete structures

*Puttipong Srimook[1], Taito Miura[2], Shintaro Miyamoto[3], Ippei Maruyama[1], Abudushalamu Aili[2], Takumi Sato[4], Yuji Nagae[4], Go Igarashi[2] (1. University of Tokyo, 2. Nagoya University, 3. Tohoku University, 4. Japan Atomic Energy Agency)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2L15]

Volume reduction of concrete contaminated by $^{14}CO_2$

(5) Rubbing the carbonated concrete debris

*Norikazu Kinoshita[1], Akira Saito[1], Hitoshi Nakashima[1], Kazuyuki Torii[1], Yuki Sasaki[1], Mamoru Hanzawa[1] (1. Shimizu)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[2L16]

Pilot Study on Thermal, Physico-Chemical, and Mechanical Behaviour of Concrete to understand the failure behavior of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Reactor Pressure Vessel Pedestals

Project overview

*Go Igarashi[1], Taito Miura[1], Abudushalamu Aili[1], Ippei Maruyama[2], Shintaro Miyamoto[3], Yuji Nagae[4], Takumi Sato[4] (1. Nagoya Univ., 2. UTokyo, 3. Tohoku Univ., 4. JAEA)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

[2L17]

Estimation of contamination infiltrated through building concrete

(1) Method for evaluating contamination infiltrated into concrete

*Kazuyuki Torii[1], Yuki Sasaki[1], Hitoshi Nakashima[1], Norikazu Kinoshita[1], Hirohumi Noguchi[2], Hikaru Takada[2] (1. Shimizu Corporation, 2. The Japan Atomic Power Company)

5:20 PM - 5:35 PM JST | 8:20 AM - 8:35 AM UTC

[2L18]

Estimation of contamination infiltrated through building concrete

(2) Comparison of predicted data with actual measurements

*Yuki Sasaki[1], Kazuyuki Torii[1], Hitoshi Nakashima[1], Norikazu Kinoshita[1], Hirofumi Noguchi[2], Hikaru Takada[2] (1. Shimizu, 2. JAPC)

5:35 PM - 5:50 PM JST | 8:35 AM - 8:50 AM UTC

[2L19]

Study on the Methodology for Rational Treatment/Disposal of Contaminated Concrete Waste Considering Volume Reduction of Waste

(3)Diffusion Behavior of Iodine in Cementitious Materials under Different Temperature Conditions

©Atomic Energy Society of Japan

*Haruya Funayama[1], Shinichirou Uematsu[1], Naoko Watanabe[1], Tamotsu Kozaki[1], Yuka Morinaga[2], Daisuke Minato[2] (1. Hokkaido Univ., 2. CRIEPI)

5:50 PM - 5:55 PM JST | 8:50 AM - 8:55 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

Mesoscale analysis of crack propagation in concrete at high temperature and its influence on structural performance and durability of concrete structures

* Srimook Puttipong[1], Taito Miura[2], Shintaro Miyamoto[3], Ippei Maruyama[1], Abudushalamu Aili[2], Takumi Sato[4], Yuji Nagae[4] and Go Igarashi[2]

[1]University of Tokyo, [2]Nagoya University, [3]Tohoku University, [4]Japan Atomic Energy Agency.

Abstract

This study contributes to the decommissioning of concrete structures in the Fukushima Daiichi nuclear power plant. The mesoscale rigid-body-spring-model was developed to investigate crack propagation under high temperatures due to the reactor core melting accident, which crucially affects concrete deterioration in various aspects.

Keywords: decommissioning, concrete structure, Fukushima Daiichi, mesoscale rigid-body-spring-model, crack propagation, high temperature, concrete deterioration, structural performance, durability, contamination level.

This study is part of the decommissioning project for damaged concrete structures in the Fukushima Daiichi nuclear power plant that were submerged under seawater and contaminated water for some periods. To decide the appropriate decommissioning procedure, an evaluation of crack propagation is essential because cracks significantly affect concrete deterioration in various aspects such as structural performance, durability, and contamination level. Under accidental conditions, concrete structures might experience a core melting of nuclear reactors, which severely deteriorates concrete performance under high temperatures. Even though various studies have clarified the impact of high temperatures [1], the influence of cracks was not accentuated due to difficulties in the visualization of cracks. Thus, this study aims to enhance the understanding of deterioration based on the mesoscale rigid-body-spring-model (RBSM), which has the potential to investigate cracking behavior in concrete. Various phenomena have been reported as causes of the deterioration such as microstructural change of cementitious materials due to moisture loss, and chemical decomposition as well as crack propagation under high temperatures. At elevated temperatures, aggregate continuously expands, while cement paste swells up to 200 ℃, then shrinks under the balance between thermal expansion and microstructural change [1]. The mismatch deformation induces self-balancing stress that initiates cracks along with the development of gap strain (strain difference between cement paste and aggregate). By using the mesoscale RBSM, mismatch deformation was introduced based on the volumetric change of concrete constituents (mortar and aggregate) as reported in the reference experiment [2]. From the results, crack propagation under high temperatures (200 – 800℃) could be reasonably reproduced. A significant increase in crack density and maximum crack width (up to 0.5 mm) indicated a severe impact on durability and contamination level. In addition, cracking was clarified as the major cause of deteriorated structural performance. The stiffness and strength under compressive loading significantly decrease to 55 and 29 % at 800 ℃, respectively.

References

[1] D.J. Naus. A compilation of elevated temperature concrete material property data and information for use in assessments of nuclear power plant reinforced concrete structures (NUREG/CR-7031). United States Nuclear Regulatory Commission, 2010

[2] C. R. Cruz and M. Gillen. Thermal expansion of Portland cement paste, mortar, and concrete at high temperature. Fire and Materials 1980, vol. 4, No.2.

$^{14}CO_2$ 汚染コンクリートの減容化

（5）炭酸化したコンクリートガラのすりもみ

Volume reduction of concrete contaminated by $^{14}CO_2$
(5) Rubbing the carbonated concrete debris

*木下 哲一[1]，齋藤 亮[1]，中島 均[1]，鳥居 和敬[1]，佐々木 勇気[1]，半沢 守[1]
[1]清水建設

圧力容器を用いて高圧の CO_2 環境下でコンクリートガラを一定時間暴露することによりガラを炭酸化させた。ロサンゼルス試験機に一定量の炭酸化したガラと鉄球を入れ、一定時間のすりもみを行った。微粉発生量と全炭素分析計を用いて残存ガラに含まれる CO_2 量を測定した。

キーワード：炭酸化コンクリート，すりもみ，ロサンゼルス試験機，除染係数，微粉

1. 緒言　原子力発電所では長期間の運転中に発生した $^{14}CO_2$ がコンクリートに吸収され、廃止措置時には莫大な量の $^{14}CO_2$ 汚染コンクリートが排出される。老朽化した原子力発電所ではコンクリートの $^{14}CO_2$ の吸収だけでなく天然由来の CO_2 の吸収による炭酸化も進む。炭酸化したコンクリートは緻密化により強度が増大することが知られており、すりもみ効率が低下することが懸念される。本研究ではより実際に近い状況を想定し、炭酸化させたコンクリートガラのすりもみ試験を実施した。

2. 実験方法　28 日圧縮強度が 30 MPa のコンクリート供試体を作製し、ジョークラッシャーを用いて破砕した。ふるい分けにより得られた 10~40 mm のガラを加圧容器内（0.2 kPa）で 2 週間 CO_2 ガスに暴露し、強制炭酸化させた。この炭酸化させたガラをすりもみの試料に用いた。ガラ 5 kg とガラ重量の 0%、25%、50%の大サイズ(13 mmϕ)もしくは中サイズ(9.5 mmϕ)の鉄球をロサンゼルス試験機に投入し、500 回転ごとに得られた微粉の重量測定を行った。1500 回転後に試験機のミル内に残存しているガラを粉砕し、全炭素分析計を用いてガラに含まれる CO_2 量を分析した。処理前後に含まれる CO_2量より除染係数を算出した。

3. 結果と考察　大サイズの鉄球と共にすりもみしたときの各回転回数における微粉発生量を図 1 に示す。図 1 に見られるように、微粉発生量は、回転回数とともに直線的に増加した。しかしながら、炭酸化させていないガラをすりもみしたときは、加熱したガラからは加熱していないガラの 1.3~1.8 倍の微粉が得られ、鉄球の量とサイズとの関連が見られたが[1]、炭酸化したガラでは加熱の有無による顕著な傾向は見られなかった。また微粉発生量は、炭酸化していないガラの 6~9 割であった。また図 2 に、1500 回転後における炭酸化させたガラと炭酸化していないガラの除染係数を比較した。炭酸化したガラでは 1~2 の除染係数が得られた。炭酸化による強度増大がすりもみ効率を低下させたと考えられる。およそ 3000 回転まですりもみを続ければ、数十の除染係数が得られたと考えられる。

実際の炭酸化の進んだコンクリートガラのすりもみにおいても、加熱の顕著な効果は見られず、また、一定の除染係数が得られるまでには炭酸化していないガラの倍程度の処理時間を要するものと思われる。

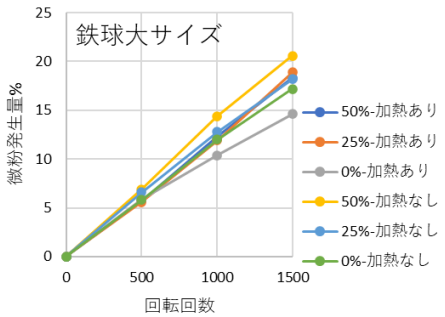


図 1　大サイズ鉄球を使用したときの微粉発生量

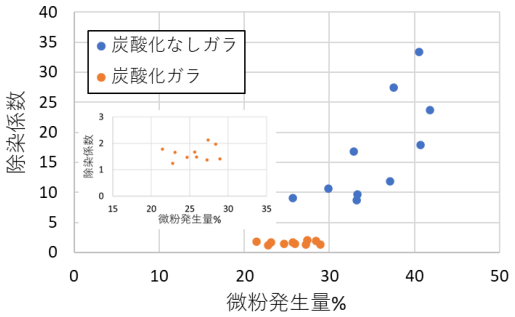


図 2　各微粉発生量における除染係数

参考文献

[1] Kinoshita et al., Capability for volume reduction of concrete contaminated by radioactive carbon dioxide using rubbing. Proc ICONE31

*Norikazu Kinoshita[1], Akira Saito[1], Hitoshi Nakashima[1], Kazuyuki Torii[1], Yuki Sasaki[1], Mamoru Hanzawa[1]
[1]Shimizu Co.

ペデスタル部鉄筋コンクリート損傷挙動の把握に向けた構成材料の物理・化学的変質に関する研究 プロジェクト概要

Pirot Study on Thermal, Physico-Chemical, and Mechanical Behaviour of Concrete to understand the failure behavior of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Reactor Pressure Vessel Pedestals Project overview

*五十嵐 豪[1], 三浦 泰人[1], Aili Abudushalamu[1], 丸山 一平[2], 宮本 慎太郎[3], 永江 勇二[4], 佐藤 拓未[4]
[1]名大, [2]東大, [3]東北大, [4]JAEA

本研究では、福島第一原子力発電所（1F）1 号機原子炉格納容器（PCV）の内部調査で観測された、ペデスタル鉄筋コンクリート部材で鉄筋を残したままコンクリートだけ崩落した状態の発生メカニズムを検討した。

キーワード： 福島第一原子力発電所，コンクリート，高温加熱，熱履歴，ペデスタル

1. 緒言

2022 年度に実施された 1F1 号機の PCV 内部調査では、ペデスタル部のコンクリートが鉄筋を残して消失する 1 号機固有の損傷状態が観測されている。本研究では観測された現象が発生するコンクリート固有の要因と、1 号機固有の特殊な外部環境要因を明らかにするための調査・検証を実施した。

2. 調査・研究の概要

2-1. コンクリート固有の要因：高温による短期の溶解メカニズム

高温時の溶融実験の条件設定の予備実験を実施し、加熱後の寸法変化、剛性変化、鉱物組成のデータ取得方法を検討した。また、熱力学的平衡計算による溶液組成変化の解析とセメント水和物の焼成実験により、溶解現象の有無を判断するための解析フレームワークを構築した。さらに、剛体バネモデル解析において加熱による体積変化を組み込む数値解析手法を構築した。

2-2. コンクリート固有の要因：温度履歴による長期の溶解メカニズム

実際のペデスタル部の温度、注水履歴を整理し、実験に用いるコンクリートの曝露条件の決定、材料選定や膨張量の測定手法を確立した。また、高温加熱後の水分供給による膨張現象に関する既往知見を整理した。

2-3. 特殊な外部環境要因：燃料デブリの伝熱解析によるコンクリート熱条件の評価

公開されている事故シナリオ等を参照して、事故時の 1 号機 PCV コンクリートの熱条件を評価するための、伝熱予備解析を実施した。

2-4. 特殊な外部環境要因：コンクリート破損に関わる特殊な外部環境要因に対する要素挙動試験と総合試験

水蒸気や温度がコンクリート材の変質挙動に及ぼす影響について、コンクリート材の水蒸気雰囲気での高温保持小規模試験の予備試験を実施した。また、金属デブリとコンクリートの反応挙動について、反応予備試験を実施した。さらに、ウラン酸化物の酸素量に着眼した試験に供するウラン含有亜酸化物を作製した。

3. 結論

本研究により、1F1 号機で観測されたコンクリート破損のメカニズムに関わる基盤的知見を取得した。

4. 謝辞

本研究は、JAEA 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業 JPJA23P23813418 の助成を受けた。

---

*Go Igarashi [1], Taito Miura [1], Aili Abudushalamu[1], Ippei Maruyama[2], Shintaro Miyamoto [3], Yuji Nagae [4], Takumi Sato [4]
[1]Nagoya Univ., [2] UTokyo, [3]Tohoku Univ., [4]JAEA

建屋コンクリートの汚染浸透推定
(1) コンクリート汚染浸透推定方法

Estimation of contamination infiltrated through building concrete
(1) Method for evaluating contamination infiltrated into concrete

*鳥居 和敬[1]，佐々木 勇気[1]，中島 均[1]，木下 哲一[1]，野口 裕史[2]，髙田 光[2]
[1]清水建設，[2]日本原子力発電

原子力発電所の廃止措置では，廃液等で汚染した建屋コンクリートの除染のため，汚染範囲，浸透深さを特定する必要がある。木下ら[1]は，汚染物質が液相と固相に溶解と吸着を繰り返しながら浸透することに着目し，福島第一原子力発電所のような短期間の接液を想定したコンクリートへの浸透モデルを構築した。本研究では，木下らの浸透モデルの長期間の接液による汚染浸透への適用性を検討した。

キーワード：汚染浸透，建屋コンクリート，分配平衡モデル，分配係数，深度分布

1. 緒言　建屋コンクリートへの汚染の浸透深さを特定するにはコアボーリングにより採取したサンプルを分析する必要がある。汚染が広範囲にわたる場合は膨大な量のサンプル採取・分析が必要となるが，汚染の浸透深さを予測することができれば効率的に廃止措置を進めることができる。木下らの浸透モデルは福島第一原子力発電所汚染コンクリートなどの短期間の接液を想定したものであるが，原子力発電所の廃止措置では長期間の接液による浸透汚染も存在する。約 40 年間使用された東海発電所使用済燃料冷却池ではコンクリートに ^{60}Co や ^{137}Cs が浸透し，図 1 に示すような汚染深度分布がコアボーリングにより得られている。木下らの浸透モデルには実測値から得られるパラメータが必要不可欠であり，本研究では，使用済燃料冷却池での実測値を基にパラメータを決定し，浸透モデルの適用性を検討した。

2. 汚染浸透推定方法　木下らの浸透モデルは，式(1)に示すように浸透面からの深さ d の関数で表される。

$$A(d) = A(0) \times exp\left\{-\frac{d}{d_{theo}} \times \left(\left(\frac{1}{\varepsilon} - 1\right) \times K_d + 1\right)\right\} \qquad \text{式(1)}$$

ここで，$A(d)$は深さ d における目的核種の放射能濃度，d_{theo} は理論段数 1 段分の厚さ，ε はコンクリートの空隙率，K_d は分配係数を示す。浸透モデルのパラメータのうち K_d および ε は表 1 のように設定し，d_{theo} は図 1 の汚染深度分布を対数線形回帰によりフィッティングして求めた。コンクリート表面（d=0）における放射能濃度 $A(0)$は，次稿(2)に示すようにガンマカメラ測定と PHITS による解析を併用して算定した。

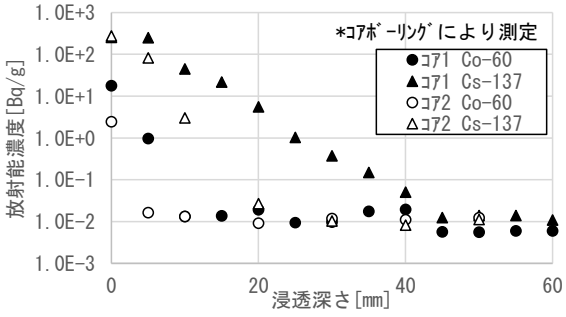


図 1　東海発電所の汚染深度分布（冷却池壁面）

表1　浸透モデルのパラメータの設定

パラメータ	Co-60	Cs-137
K_d	(0.7～1.7)×10^4	2.2～4.4
ε	0.1～0.2	同左
d_{theo} [mm^2]	(0.28～2.3)×10^5	(0.20～1.8)×10^2

K_d：バッチ試験により測定した
ε：一般的なコンクリートの空隙率から設定した
d_{theo}：図1の汚染深度分布から推定した

参考文献

[1] 木下哲一，大石晃嗣，鳥居和敬，末木啓介，横山明彦（2016）「様々な核種が浸透したコンクリートにおける各元素の深度分布の推定」，日本放射線安全管理学会誌，vol.15，p.46-51

* Kazuyuki Torii[1], Yuki Sasaki[1], Hitoshi Nakashima[1], Norikazu Kinoshita[1], Hirofumi Noguchi[2] and Hikaru Takada[2]
[1]Shimizu Corporation, [2]The Japan Atomic Power Company

建屋コンクリートの汚染浸透推定
(2) 推定結果と実測値との比較

Estimation of contamination infiltrated through building concrete
(2) Comparison of predicted data with actual measurements

*佐々木 勇気[1]，鳥居 和敬[1]，中島 均[1]，木下 哲一[1]，野口 裕史[2]，髙田 光[2]
[1]清水建設，[2]日本原子力発電

前稿(1)の汚染浸透推定手法の適用性を検証するため，推定結果と実測値の比較を行った。推定値はコアボーリングにより得られた実測値と概ね整合し，木下らの浸透モデルが長期間の接液による汚染浸透にも適用できることが分かった。精度よく汚染深さを推定することで，測定や除染作業の効率化が期待できる。

キーワード：汚染浸透，ガンマカメラ，表面線量，実測値，測定効率

1. 緒言　前稿(1)の汚染浸透推定手法を検証するため，東海発電所使用済燃料冷却池のコンクリートの汚染深度分布の推定値とコアボーリングによる実測値の比較を行った。

2. 表面線量の測定　前稿(1)で述べたように，汚染浸透推定にはコンクリート表面（d=0）における放射能濃度 $A(0)$が必要であるため，東海発電所使用済燃料冷却池でのガンマカメラ測定と PHITS[1]による解析を併用して $A(0)$を求めた。ガンマ線の測定には測定効率に優れる H3D 社の「H420」を用いた（図 1）。ガンマカメラで測定した線量にはコンクリート内部からのガンマ線も含まれるため，図 2 に示すように，コンクリート内部の放射能濃度が浸透モデルに基づき浸透面から対数線形的に減少すると仮定して PHITS による解析を行い，ガンマカメラの測定値を補正した。

3. 推定結果と実測値との比較

図 3 に示すように木下らの浸透モデルによる推定結果は除染深さの設定に支障が無い範囲で実測値と整合しており，木下らの浸透モデルが長期間の接液による汚染浸透にも適用できることが分かった。

4. 結言　浸透モデルにコアボーリングや表面線量の実測値を組み合わせることで高い精度で汚染深さを推定でき，測定や除染作業の効率化が期待できる。ガンマカメラ測定により汚染の面的な分布も把握できるため，汚染箇所の見落としの防止，汚染の深さに応じた除染による放射性廃棄物の削減も期待できる。

図 1　ガンマカメラ「H420」

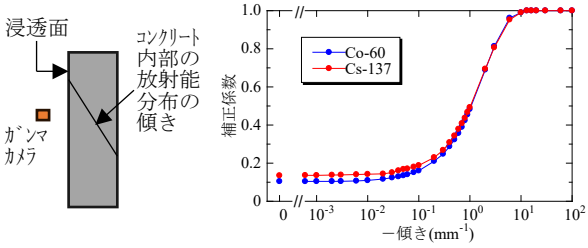


図 2　PHITS によるガンマカメラの測定値の補正

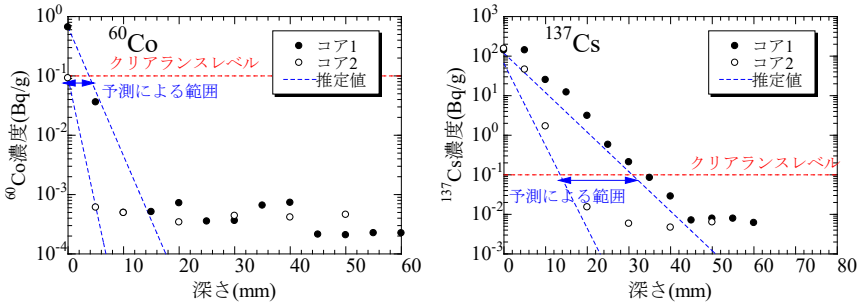


図 3　汚染深度分布の推定結果と実測値との比較
（左：^{60}Co，右：^{137}Cs）

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).

*Yuki Sasaki[1], Kazuyuki Torii[1], Hitoshi Nakashima[1], Norikazu Kinoshita[1], Hirofumi Noguchi[2] and Hikaru Takada[2]
[1]Shimizu Corporation, [2]The Japan Atomic Power Company

放射性コンクリート廃棄物の減容を考慮した合理的処理･処分方法の検討
(3)異なる温度条件下におけるセメント系材料中のヨウ素の拡散挙動

Study on the Methodology for Rational Treatment/Disposal of Contaminated Concrete Waste Considering Volume Reduction of Waste

(3)Diffusion Behavior of Iodine in Cementitious Materials under Different Temperature Conditions

*船山 晴矢[1], 植松 慎一郎[1], 渡辺 直子[1], 小崎 完[1], 森永 祐加[2], 湊 大輔[2]

[1]北海道大学, [2]電力中央研究所

^{125}I を用いた非定常拡散試験によって、硬化セメントペースト試料中のヨウ素の見かけの拡散係数を異なる温度条件下で決定するとともに、拡散係数の温度依存性より活性化エネルギーを求め、拡散挙動を検討した。

キーワード：セメント系材料、^{125}I、拡散挙動、温度依存性、活性化エネルギー

1. 緒言　福島第一原子力発電所の廃炉を合理的に進めるためには、建屋コンクリート構造物中の放射能分布の把握が重要である。しかし、コンクリート構造物の一部は汚染水との長期間の接触により溶脱変質すると考えられることから、そこでの放射性核種の移行挙動の理解が必要である。本研究では、長半減期を持つ ^{129}I に着目し、HCP 試料、モルタル試料および溶脱処理を施した両試料に対して、収着および拡散係数を求めることで、セメント系材料中におけるヨウ素の移行に及ぼす溶脱および骨材の影響を明らかにするとともに、その拡散プロセスについて検討した。

2. 実験方法　普通ポルトランドセメントを水セメント比 （W/C）0.55 および 0.36 で混錬し、50 ℃で 28 日間水中養生することで円柱状硬化セメントペースト（HCP 試料）を調製した。海砂を骨材として、水、セメントおよび骨材を 0.55 : 1.0 : 2.0 の重量比で混錬し、HCP 試料と同条件で養生することでモルタル試料を調製した。さらに、各試料を 6 mol/L の硝酸アンモニウム溶液に 1 週間浸漬することで、それぞれの溶脱試料を調製した。収着実験は、各試料を粉砕・篩にかけた粉末を固相とし、Na^{125}I を含むセメント平衡水を液相に用い、固液比 1:100 のバッチ式により行った。拡散実験では、短冊状に切断した試料に Na^{125}I 溶液を含ませたろ紙を密着固定し、所定温度（15℃ ~ 50℃）で静置後、イメージングプレートを用いて 2 次元放射能分布を得た。

3. 結論　収着試験において、HCP 試料（W/C = 0.36）の収着分配係数 Kd は約 800 L/kg であったのに対し、溶脱 HCP 試料では収着は検出下限値以下であった。拡散試験において得られた各試料中の ^{125}I の見かけの拡散係数 Da の温度依存性を図 1 に示す。HCP 試料中の Da は 10^{-13}～10^{-12}[m^2･s^{-1}]の範囲であり、拡散温度の逆数に対して比較的良い直線性を示した。一方、モルタル試料および溶脱 HCP 試料中の Da はそれぞれ 10^{-12} および 10^{-10}[m^2･s^{-1}]のオーダーとなり、HCP 試料への骨材添加の影響は小さいものの、溶脱の影響は顕著であった。溶脱による Da の増加は、HCP の溶脱に伴う拡散経路の幾何学的形状の変化に加えて、Kd 値の減少に起因したものと考えられる。

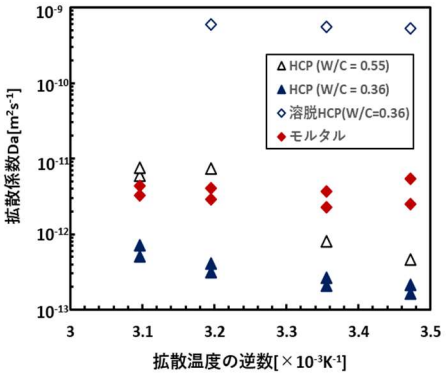


図1：各試料中の^{125}Iの見かけの拡散係数Daの温度依存性

謝辞　本研究は、文部科学省「英知を結集した原子力科学技術･人材育成推進事業(課題解決型廃炉研究プログラム)」･「放射性コンクリート廃棄物の減容を考慮した合理的処理･処分方法の検討」(令和 5～7 年度)の一部として実施した。

*Haruya Funayama[1], Shinichiro Uematsu[1], Naoko Watanabe[1], Tamotsu Kozaki[1], Yuka Morinaga[2] and Daisuke Minato[2]

[1]Hokkaido Univ., [2]CRIEPI

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies：202-3 Neutron Source, Neutron Technology

Thu. Sep 12, 2024 4:25 PM - 5:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 7:25 AM - 8:30 AM UTC Room A(Recture RoomsA 1F A101)

[2A13-16] Accelerator-driven Neutron Source

Chair:Kaoru Sakasai(JAEA)

4:25 PM - 4:40 PM JST | 7:25 AM - 7:40 AM UTC

[2A13]

Measurements of thermal neutron sacattering cross-section for mixtures of light and heavy water

*Takafumi Tsujimoto[1,2], Masahide Harada[1], Yutaka Abe[3], Atsushi Kimura[1], Shunsuke Endo[1], Kenichi Oikawa[1], Yusuke Tsuchikawa[1], Seiko Kawamura[1], Yasuhiro Inamura[1] (1. JAEA, 2. Tohoku Univ., 3. Kyoto Univ.)

4:40 PM - 4:55 PM JST | 7:40 AM - 7:55 AM UTC

[2A14]

The measurements of γ-ray from Kyoto University Accelerator-driven Neutron Source (KUANS)

*Yudai Takita[1], Seiji Tasaki[1] (1. Kyoto Univ.)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[2A15]

The measurements of the intensity of fast neutrons by using 3He detector at Kyoto University Accelerator-driven Neutron Source (KUANS), a compact neutron source.

*Mizuki Iriyama[1], Seiji Tasaki[1], Yutaka Abe[1] (1. Kyoto Univ.)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2A16]

Effects of polyethylene pre-moderator on cold neutron intensity at KUANS

*Seiji Tasaki[1], Mizuki Iriyama[1], Yudai Takita[1], Yutaka Abe[1] (1. Kyoto Univ.)

5:25 PM - 5:30 PM JST | 8:25 AM - 8:30 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

軽水・重水混合系の熱中性子散乱断面積測定

Measurements of thermal scattering cross-section for mixtures of light and heavy water

*辻本 隆文[1,2], 原田 正英[1], 安部 豊[3], 木村 敦[1], 遠藤 駿典[1],
及川 健一[1], 土川 雄介[1],河村 聖子[1], 稲村 泰弘[1]
[1]JAEA, [2]東北大, [3]京大

加速器駆動型中性子源開発のための基礎データとして、J-PARC 中性子実験装置にて、室温における軽水と重水の混合系に対する熱中性子全断面積及び捕獲断面積、散乱断面積を測定した。測定値と分子動力学法による解析結果の比較を行い、概ね一致する結果が得られた。

キーワード：熱中性子散乱断面積, 加速器駆動型中性子源, J-PARC

1. 緒言

加速器駆動型中性子源では、高エネルギー中性子を冷熱中性子まで減速させ供給する減速材の重要度が高く、その開発及び高度化においては減速材材料の熱中性子散乱断面積が必要である。これまでは単一の材料を減速材として用いるのが一般的であったが、中性子減速特性が異なる複数材料の混合系を減速材に適用することを検討するため、本研究では軽水・重水混合系の熱中性子散乱断面積を測定した。軽水・重水混合系では H/D 交換反応により、H_2O、D_2O、HDO の 3 つの分子が存在し、その分子混合比は軽水と重水の混合割合により変化する。そこで本研究では、これらの分子混合比の変化による熱中性子散乱断面積の変化、特に HDO の影響を評価することを目的としている。

2. 測定方法・結果

軽水、重水及び混合割合を変化させた混合系について、J-PARC 中性子実験装置 NOBORU にて全断面積、ANNRI にて捕獲断面積、AMATERAS にて散乱断面積を測定した。図 1 に、軽水、重水及び軽水と重水を 50%の割合で混合（H_2O:D_2O:HDO=1:1:2）したものの全断面積の測定結果と分子動力学法を利用した解析コード[1]による解析結果（実線）を示す。全断面積は NOBORU にて試料有り・無しについて透過データを測定し、試料のエネルギー依存の透過率から全断面積に変換した。測定値と解析結果を比較すると、概ね一致しているが、数 meV 以下の領域で測定値のほうが解析結果よりも断面積が大きい傾向が見られる。当日の発表では、全断面積の他に、二重微分断面積及び捕獲断面積の結果について報告する。

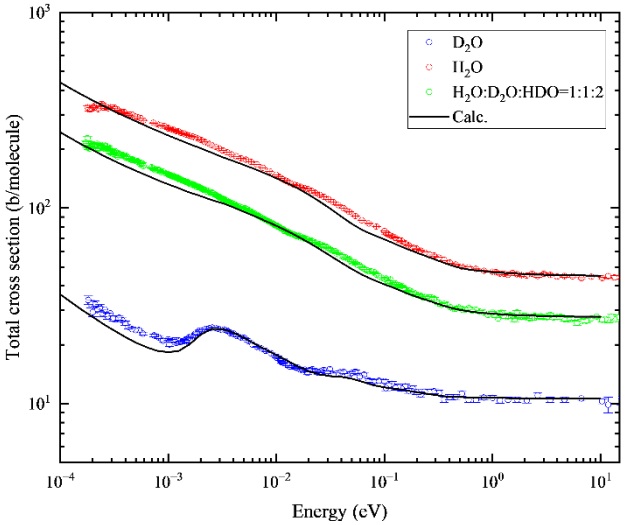


図 1：全断面積測定値と解析結果の比較

参考文献

[1] Y. Abe et al., Calculation scheme for thermal neutron scattering cross-section of hydrogenous molecules in liquid and solid phases by molecular dynamics, *Annals of Nuclear Energy* **194**, 110101 (2023).

*Takafumi Tsujimoto[1,2], Masahide Harada[1], Yutaka Abe[3], Atsushi Kimura[1], Shunsuke Endo[1], Kenichi Oikawa[1], Yusuke Tsuchikawa[1], Seiko Kawamura[1], Yasuhiro Inamura[1]
[1]JAEA, [2]Tohoku Univ., [3]Kyoto Univ.

京都大学加速器中性子源（KUANS）から発生するγ線の測定

The measurements of γ-ray from Kyoto University Accelerator-driven Neutron Source (KUANS)

*田北 雄大[1]，田崎 誠司[1]

[1]京都大学

小型の加速器を使った京都大学加速器中性子源（KUANS）において、γ線のバックグラウンドを評価するために、発生するγ線のスペクトルおよびその経時変化を測定した。その結果、γ線の半分は陽子パルス継続中に発生し、陽子パルス終了後には指数関数的に減少することが分かった。また、その強度は中性子強度より弱く、KUANS で用いられる検出器の場合中性子実験にあまり影響を与えないと思われる。

キーワード： 小型中性子源，γ線，パルス中性子源

低速中性子は物質に対する透過率が高い、軽元素での反応が大きい、磁場と相互作用する等の性質から理学的、工学的に広く用いられている。さらに近年、加速器により電子や陽子をターゲットに衝突させるコンパクトな中性子源の利用が進められてきた。このような中性子源では測定装置とターゲットが近いので、発生するγ線が問題になる可能性がある。本研究では KUANS で発生したγ線の単位時間当たりの発生量とスペクトル、陽子パルスを起点としたγ線の強度及びスペクトルの経時変化を調べた。

KUANS では陽子が 3.5MeV まで加速され、幅 50μs、間隔 10ms のパルスとなっている。その後パルスがターゲットである Be に入射し、そこから出た中性子が減速材により熱中性子まで減速する。このときに放出されるγ線を CsI 検出器を用いて測定した。測定配置は図のようである。CsI 検出器はバックグラウンドを減らすため、鉛のブロックで覆い、ターゲットの方向からのγ線を検出するようにした。また、中性子の影響を避けるため、10%の LiF 入りのポリエチレンで加速器側を覆った。さらに加速器の出力変動による補正を施すための 3He 中性子検出器を設置した。

γ線検出器の信号を MCA で解析してγ線のエネルギースペクトルを得た。また、この MCA は測定を行うかどうかを外部信号で制御できるので、陽子パルスに同期したスペクトル解析が可能である。まず陽子パルスに同期させず全発生γ線を測定したところ、中性子計数よりもやや少ないγ線が発生していた。次にパルスに同期させてγ線の経時変化を測定したところ、陽子パルスの持続時間中に全体のおよそ半分のγ線が発生しており、陽子パルスが終わると指数関数的に減少していた。また、そのエネルギースペクトルには水素による中性子捕獲反応によるものと思われるピークが見られた。

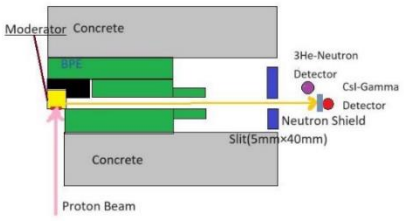


図　実験配置

参考文献

[1] Seiji Tasaki et.al. “Physics Procedia Volume60”. 2014. Pages 181-185

---

*Yudai Takita[1] and Seiji Tasaki[1]

[1]Kyoto Univ.

小型中性子源である京都大学加速器中性子源(KUANS)の 3He 検出器を用いた高速中性子強度評価

The measurements of the intensity of fast neutrons by using 3He detector at Kyoto University Accelerator-driven Neutron Source (KUANS), a compact neutron source.

*杁山　瑞貴[1]，田﨑　誠司[1]，安部　豊[1]
[1]京大

京都大学加速器中性子源(KUANS)では、高速中性子照射による中性子線育種が行われている。本研究では、照射場における高速中性子の強度評価を行った。測定実験では、モデレータの置かれていない KUANS の上流に BPE コリメータ、Cd 板、PE ブロック、3He 検出器を順に配置することで高速中性子数を測定した。

キーワード：高速中性子、小型中性子源、PHITS

1. 緒言

高速中性子照射を利用した中性子線育種技術[1]は、γ線や荷電粒子を用いる方法と比較して高い効率での育種が可能である。KUANS では、ターゲットの極めて近くに試料を置くことができるので、大型中性子源に匹敵する高速中性子強度が期待できる。本研究では、小型中性子源である京都大学加速器中性子源(KUANS)の高速中性子源としての性能を調べるため、ターゲットで発生する高速中性子の強度評価を行った。

2. 実験

減速されていない高速中性子を観測するため、図 1 に示すようにモデレータの置かれていない KUANS の上流部に BPE コリメータ、Cd 板、PE ブロック、3He 検出器を順に配置して測定を行った。この実験配置によってコリメータを通った中性子のうち熱成分を吸収させ、PE ブロックで減速させて高速中性子由来の熱中性子を観測した。また、PHITS を用いて実験体系でのターゲットで発生した中性子の検出器位置に対する輸送効率を算出し、測定結果と合わせて KUANS の高速中性子強度を得た。

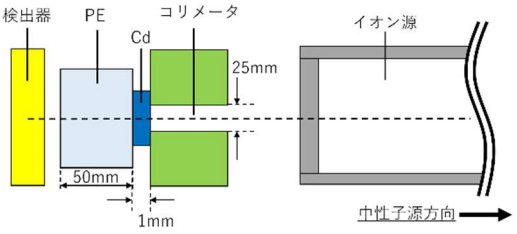


図 1.実験体系の概略

3. 結果・考察

本研究で得られた強度は他の文献から推定される値より小さくなってしまったが、その原因として RFQ 及びイオン源の内部構造が正確にわかっていなかったため、発生した中性子のうち内部 構造物に散乱されて本来検出器に入らないものを考慮していなかったことが考えられる。

参考文献

[1] Quantum flowers & foods. https://qff.jp/

*Mizuki Iriyama[1], Seiji Tasaki[1] and Yutaka Abe[1]
[1]Kyoto Univ.

KUANS における冷中性子強度に対するポリエチレン前置減速材の影響

Effects of polyethylene pre-moderator on cold neutron intensity at KUANS

*田崎 誠司[1]，杣山 瑞貴[1]，田北 雄大[1]，安部 豊[1]
[1]京大

概要 京大加速器中性子源(KUANS)では、高速中性子照射のためターゲットとメシチレン冷減速材の間に 50mm の空隙をあけている。今回は、空隙に 30mm の厚さのポリエチレンを入れた場合と入れない場合の減速材表面での中性子強度分布をピンホール撮影法で測定したので、その結果を報告する。

キーワード：小型中性子源，メシチレン冷減速材、前置減速材

1. 緒言

京都大学加速器駆動中性子源(Kyoto University Accelerator Driven Neutron Source KUANS)は、小型の加速器で陽子を 3.5MeV に加速し、Be ターゲットに衝突させることで中性子を発生させるコンパクトな中性子源で、減速材としてポリエチレンおよびメシチレン冷減速材を用いている。現在 KUANS では、高速中性子照射を行うためターゲットと減速材の間に 50mm の隙間をあけており、熱・冷中性子の強度がやや弱くなっている。これを補償するため 50mm の隙間に厚さ 30mm のポリエチレンを前置減速材として挿入した。本研究ではこの前置減速材が冷中性子強度に与える影響を評価した。

2. ピンホール撮像法による減速材からの中性子強度測定

実験は図 1 に示すように、KUANS の減速材と 2 次元位置感度型検出器(2D-PSD)の間に、ホウ酸入りポリエチレン(BPE)と B4C ゴムシートから成る直径 5mm のピンホールを設置したものである。減速材はメシチレン冷減速材が出口側にあり、奥側にポリエチレン(PE)がある構造である。これら減速材のターゲット(Be target)側に厚さ 30mm の前置ポリエチレン(PE)を置いた場合と置かない場合の減速材表面での中性子強度のピンホール像を飛行時間法により波長ごとに撮像した。

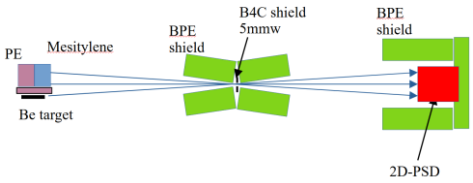


図 1 実験配置

その結果を図 2 および 3 に示す。これらの図はそれぞれ前置 PE のない場合およびある場合の減速材表面における熱および冷中性子の分布である。

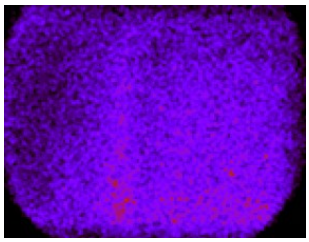


図 2 前置 PE のない場合

前置 PE のある場合にはない場合と比較して、明らかに減速材全体にわたって熱・冷中性子が増大していることがわかる。

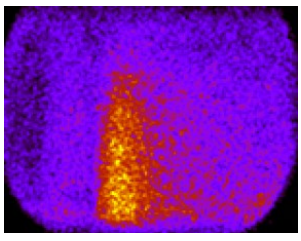


図 3 前置 PE のある場合

3. 結論

図 2 および 3 の領域全体の中性子の飛行時間分布から、熱および冷中性子の強度を積分して比をとると、前置 PE によって熱・冷中性子は 5 割以上強くなることが分かった。

*Seiji Tasaki[1], Mizuki Iriyama[1], Yudai Takita[1], Yutaka Abe[1,2]
[1]Kyoto Univ.

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：501-2 Nuclear Fuel and the Irradiation Behavior

Thu. Sep 12, 2024 4:40 PM - 6:05 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 7:40 AM - 9:05 AM UTC Room N(Recture RoomsB 2F B203)

[2N17-21] Severe Accident and Fuel Debris

Chair:Shun Hirooka(JAEA)

4:40 PM - 4:55 PM JST | 7:40 AM - 7:55 AM UTC

[2N17]

Development of Estimation Technology of Aging Properties of Fuel Debris

(6) Quantity Evaluation of Micronized Particles from Zr(O)+(U,Zr)O_2 Fuel Debris deteriorated by Oxygen-containing Gas

*Akihiro Suzuki[1], Yusuke Miura[1], Atsushi Ohuchi[1], Yoshiyuki Kawaharada[2], Hidehiro Urata[2], Shohei Kawano[3,2] (1. NFD, 2. Toshiba ESS, 3. U Tokyo)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[2N18]

Development of Estimation Technology of Aging Properties of Fuel Debris

(7) Quantity Evaluation of Micronized particles from Glassy Fuel Debris Containing (U,Zr)O_2 Inclusions in Water

*Yusuke Miura[1], Akihiro Suzuki[1], Atsushi Ohuchi[1], Chiaki Shimoda[2], Hidehiro Urata[2], Shohei Kawano[3,2] (1. NFD, 2. Toshiba ESS, 3. U Tokyo)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2N19]

Confirmatory examination of neutron detection events in the early phase of FDNP accident

*KAN SAKAMOTO[1], Chisato Sakaguchi[1], Yoichi Endo[1], Katsuaki Sasa[1], Masato Mizokami[2], Mutsumi Hirai[2], Shinya Mizokami[2] (1. NFD, 2. TEPCO HD)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2N20]

Steam oxidation tests of uranium nitride fuels with carbon additives

*Kyosuke Shibasaki[1], Shigeru Kurematsu[1], Nozomu Murakami[2] (1. NDC, 2. MHI)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2N21]

Leaching behavior of elements from failed MOX fuel during wet storage

*Takeshi Sonoda[1], Kenta Inagaki[1], Kinya Nakamura[1], Daniel Serrano-Purroy[2], Vincenzo V. Rondinella[2] (1. CRIEPI, 2. JRC-Karlsruhe)

5:55 PM - 6:05 PM JST | 8:55 AM - 9:05 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

燃料デブリの経年変化特性の推定技術の開発
(6) Zr(O)+(U,Zr)O_2 燃料デブリの気中での長期にわたる微粒子発生量評価

Development of Estimation Technology of Aging Properties of Fuel Debris
(6) Quantity Evaluation of Micronized particles from Zr(O)+(U,Zr)O2 Fuel Debris deteriorated by Oxygen-containing Gas

*鈴木 晶大[1]、三浦 祐典[1]、大内 敦[1]、川原田 義幸[2]、浦田 英浩[2]、川野 昌平[2,3※1]
[1]NFD、[2]東芝エネルギーシステムズ、[3]東大

福島第一原子力発電所（1F）燃料デブリのうち Zr(0)+(U,Zr)O_2 の組成を有する燃料デブリの模擬材を用いて、組成、酸素分圧、時間等を変えた系統的な加速試験を実施した。空気中での化学的経年変化による微粒子発生量予測式にまとめ、1F の燃料デブリからの長期にわたる微粒子発生量を予測した。

キーワード：燃料デブリ性状、化学的経年変化、放射性微粒子、気中試験

1. 緒言 1F 燃料デブリは現在原子炉格納容器(PCV)内で窒素封入されているが、今後、燃料デブリ取出し時の負圧管理での空気侵入下や保管中に空気雰囲気下に置かれることが考えられる。金属性の Zr を有する Zr(0)+(U,Zr)O_2 組成の模擬燃料デブリの気中加速試験にてわずかな微粒子発生が認められており、その組成や酸素分圧によって発生量が変化することがわかっている[1]。本報では、Zr(0)+(U,Zr)O_2 に着目して長期にわたる微粒子発生予測式を推定し、1F 廃炉工程にわたる微粒子発生量を予測した。

2. 長期にわたる微粒子発生量予測式 前報[1]で微粒子発生速度が Zr/U 組成に依存することを報告したが、測定点を増やした結果、試料表層の Zr(0)比率が約 10%に達するまで微粒子は発生せず、しきい値を超えると Zr(0)比率と微粒子発生速度が比例した。また、試験温度を変化させた加速試験により微粒子発生の活性化エネルギーから加速試験の加速倍率を計算した。実時間が 35 年間相当に達するまで加速試験を実施したところ、微粒子発生速度は時間経過とともに若干減少し、試験後試料の表層の Zr(0)比率の減少に依存していることがわかった。また、任意の Zr(0)比率にて、微粒子発生量は環境中酸素濃度に比例した。これらの結果を Zr(0)+(U,Zr)O_2 の長期にわたる微粒子発生量予測式としてまとめた。

3. 廃炉工程に沿った微粒子発生量の予測 現在より 15 年後に取出しを開始し、30 年後に取り出される Zr(0)−(U,Zr)O_2 の微粒子発生量の積算値を予測した結果を図 1 に示す。PCV 内が窒素雰囲気の間、及び取出しによる負圧管理にて酸素分圧が上昇しても燃料デブリが水分で覆われている間は、微粒子は発生しない。一方、取り出し後大気中に保管すると微粒子が発生し始め 60 年後の積算値で約 0.06mg/cm^2 の微粒子が発生する。ただし、取り出し後窒素中で保管すれば微粒子は発生しない。今後、各号機の廃炉工程に沿った微粒子発生量の予測を基に、各廃炉技術における影響評価が進むことを期待する。

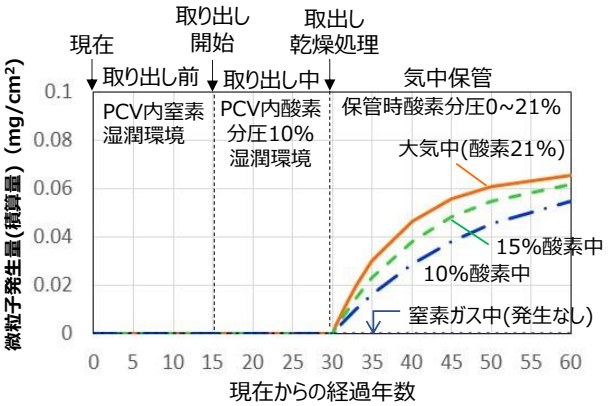


図 1 Zr(O)+(U,Zr)O_2 の廃炉工程に沿った微粒子発生量の積算値

参考文献 [1] 鈴木ら、2E05、原子力学会 2024 年春の年会

本研究は、経済産業省「「廃炉・汚染水対策事業費補助金」として、東芝エネルギーシステムズ株式会社が 2019～2022 年度に実施した「燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発（燃料デブリの経年変化特性の推定技術の開発）」の成果の一部である。

*Akihiro Suzuki[1], Yusuke Miura[1], Atsushi Ohuchi[1], Yoshiyuki Kawaharada[2], Hidehiro Urata[2], Shohei Kawano[2,3※1]
[1]NFD, [2]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [3]U Tokyo ※1 2023 年 8 月より東京大学大学院

燃料デブリの経年変化特性の推定技術の開発
(7) $(U,Zr)O_2$ 介在ガラス状燃料デブリの水中での長期にわたる微粒子発生量評価

Development of Estimation Technology of Aging Properties of Fuel Debris
(7) Quantity Evaluation of Micronized particles
from Glassy Fuel Debris Containing $(U,Zr)O_2$ Inclusions in Water

*三浦 祐典[1]、鈴木 晶大[1]、大内 敦[1]、下田 千晶[2]、浦田 英浩[2]、川野 昌平[2,3※1]
[1]NFD、[2]東芝エネルギーシステムズ、[3]東大

福島第一原子力発電所（1F）燃料デブリのうち、$(U,Zr)O_2$ 介在ガラス状燃料デブリの模擬材に対し、組成、平衡気相中酸素分圧、時間等を変えた系統的な加速試験を実施した。水中での化学的経年変化による微粒子発生量予測式を推定し、1F における燃料デブリからの長期にわたる微粒子発生量を評価した。

キーワード：燃料デブリ性状、化学的経年変化、放射性微粒子、水中試験

1. 緒言　燃料デブリが長期間おかれる環境下における経年変化（微粒子化）挙動を明らかにすることを目的として研究を進めている。前報[1]までに、$(U,Zr)O_2$介在ガラス状燃料デブリが水中環境にて、$(U,Zr)O_2$介在物、ガラス質および水中溶存酸素の3因子が揃った時に微粒子を発生させることや、その微粒子発生速度が組成や平衡気相中酸素分圧に依存することを確認した。本報では、前報からデータ点を追加する加速試験により長期にわたる微粒子発生予測式を推定し、1F廃炉工程にわたる微粒子発生量を評価した。

2. 長期にわたる微粒子発生量予測式　追加データの取得により、微粒子化は、$(U,Zr)O_2$ 介在物とガラス相の比率（介在物比率）が約 7 %～49 % の範囲で発生し、介在物比率 25.6 %の条件で最も微粒子発生速度が大きくなることを確認した。また、平衡気相中酸素分圧に対して微粒子発生速度は放物線則で変化した。長期挙動については、介在物比率 12.4 %の模擬燃料デブリに対して、実時間に換算して 10 年に達するまでの加速試験を実施したところ、時間の経過に応じて、微粒子発生速度が低下する傾向を確認した。これは時間とともに表層の微粒子化が進むことで、介在物比率が減少したことによるもの推定された。これらを $(U,Zr)O_2$ 介在ガラス状燃料デブリの長期にわたる微粒子発生量予測式としてまとめた。

3. 廃炉工程に沿った微粒子発生量の予測　廃炉工程に沿った微粒子発生量の予測の一例を図 1 に示す。$(U,Zr)O_2$ 介在ガラス状燃料デブリは、酸素を含む水中環境のみで微粒子化が発生するため、現在の窒素脱気水中環境や、保管中の気中環境では微粒子が発生しないと推定される。取出し中に、作業中の負圧管理等によって平衡気相中酸素分圧が上昇した場合は微粒子が発生し、その発生量は、平衡気相中酸素分圧に依存する。今後、これらの結果が各廃炉工程や臨界管理等の設計・評価等に資されることを期待する。

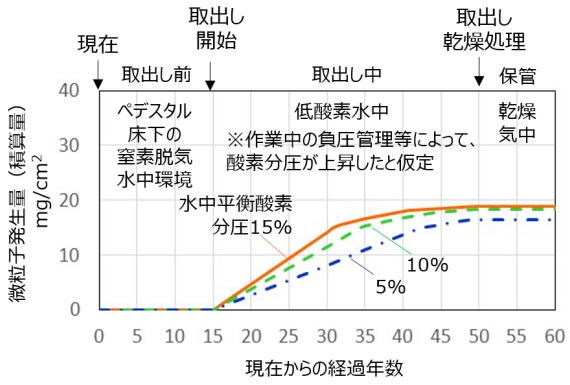


図 1　$(U,Zr)O_2$ 介在ガラス状燃料デブリの廃炉工程に沿った微粒子発生量の積算値※

図注釈　介在物比率 25.6%の$(U,Zr)O_2$ 介在ガラス状燃料デブリを 15 年後に取出し開始、50 年後に気中保管すると設定。確認範囲 10 年までの予測式のため微粒子化開始後 10 年以降は外挿評価。

参考文献[1] 三浦ら、2E06、原子力学会 2024 年春の年会

本研究は、経済産業省「「廃炉・汚染水対策事業費補助金」として、東芝エネルギーシステムズ株式会社が 2019～2022 年度に実施した「燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発（燃料デブリの経年変化特性の推定技術の開発）」の成果の一部である。

*Yusuke Miura[1], Akihiro Suzuki[1], Atsushi Ohuchi[1], Chiaki Shimoda[2], Hidehiro Urata[2], Shohei Kawano[2,3※1]
[1]NFD, [2]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [3]U Tokyo　※1 2023 年 8 月より東京大学大学院

福島第一原子力発電所の事故初期における中性子検出事象に関する確認試験

Confirmatory examination of neutron detection events in the early phase of FDNP accident

*坂本 寛[1]，坂口 知聡[1]，遠藤 洋一[1]，佐々 勝明[1]，溝上 暢人[2]，平井 睦[2]，溝上 伸也[2]
[1]NFD，[2]東電 HD

福島第一原子力発電所の事故初期に正門付近において中性子が検出された原因は未だ不明である。検出の原因を試験的に確認するため、事故初期を模擬した照射済燃料試料の加熱試験を実施した。その結果、事故初期の 1500 ℃程度までの温度領域で放出された自発核分裂性核種が原因であることが示唆された。

キーワード：福島第一原子力発電所，事故進展，中性子検出，照射済燃料，同位体

1. 緒言

これまでに多くの調査や解析が実施され、より確からしい炉内状況、燃料デブリの状態、核分裂生成物の放出経路等についての情報が取得されているが、現時点でも多くの未解明事象が残されている。3/13 早朝、及び、3/14 夜から 3/15 未明の中性子検出もその一つであるが、検出場所は原子炉建屋から約 1 km 離れた場所であること、検出された時間帯が実測・解析により予測される炉心損傷/溶融時期と一致することから、炉心損傷/溶融と関連した事象である可能性が指摘されている[1]。しかし、具体的な中性子源は不明であることから、本試験では事象解明の最初の取り組みとして、自発核分裂により中性子を放出するアクチノイド(An)核種の燃料ペレットもしくは燃料マトリクスからの放出に注目した照射済燃料試料の加熱試験を実施した。

2. 手法

国内商用炉で約 2000 日間照射された燃料棒から被覆管を含めた厚さ 2 mm のディスク状試料を乾式切断により取得して、外観観察、放射線測定（β・γ線、中性子線）の後に、0.9 %H_2-Ar ガス雰囲気において昇温速度約 5 ℃/min、最高温度約 1280 ℃もしくは 1440 ℃、保持時間約 2 h で加熱した。加熱は炉心管内で試料の上部に長さ 300 mm の Ta 製トラップ板を配置した縦型電気炉で行い、雰囲気ガスは炉心管下部から上部にガス流量 1.2 L/min で供給した。なお、蒸発/放出核種のトラップ板への回収を促進するため、試料位置から 300 mm 上部で約 150 ℃低くなる温度勾配を形成した。試験後は、試験後試料の外観観察、放射線測定、回収したトラップ板の付着物の ICP-MS 測定、α線測定、γ線測定を行った。

3. 結果

約 1280 ℃まで加熱した試料では加熱による外観上の変化はなく、An 核種の放出もごく微量であった。一方、最高温度 1440 ℃まで加熱した試料では、図 1 に示す様に燃料被覆管が粉砕する等の外観上の変化が大きく、かつ、An 核種の放出も増加した。この結果から、An 核種の放出は Cs と同様に比較的低温である 1500 ℃程度までの温度領域で起こることが確認された。また、各核種の付着量と自発核分裂の確率から中性子放出への寄与を比較したところ、Cm の同位体の寄与が支配的となった。今後、放出機構解明のため、燃料被覆管の役割や An 核種の放出形態などを明らかにしていく。

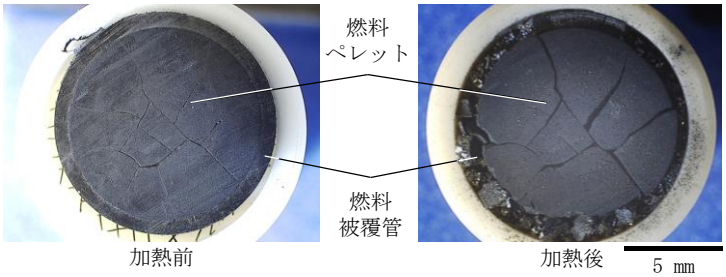


図1　加熱前後の試料外観

参考文献

[1] 東京電力ホールディング株式会社、「福島第一原子力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・検討結果のご報告 -第 6 回進捗報告-」、2022 年 11 月 10 日

* Kan Sakamoto[1], Chisato Sakaguchi[1], Yoichi Endo[1], Katsuaki Sasa[1], Masato Mizokami[2], Mutsumi Hirai[2], Shinya Mizokami[2]
[1]NFD, [2]TEPCo HD

炭素添加窒化ウラン燃料の水蒸気反応試験

Steam oxidation tests of uranium nitride fuels with carbon additives

*柴﨑 京介[1]，榑松 繁[1]，村上 望[2]
[1]NDC，[2]MHI

窒化ウラン燃料を軽水炉へ適用する場合の課題である水蒸気との高い反応性の抑制を指向した既往研究において、無添加試料と比較して炭素添加窒化ウラン試料で水蒸気との反応性が抑制される傾向が確認されている。本研究では、炭素添加量をパラメータとして試作した窒化ウラン試料の水蒸気反応試験を行い、その結果、炭素添加量の多寡は水蒸気反応抑制効果に与える影響は小さい可能性が示唆された。

キーワード：窒化ウラン，核燃料，　水蒸気酸化，添加物

1. 緒言

窒化ウラン燃料は、二酸化ウラン燃料と比較してウラン密度や熱伝導率が高く、核燃料として優れた特性を有し、将来の原子炉燃料の候補として検討されている。一方で、高温で水蒸気と反応する特性が知られ[1]、軽水炉への適用に際しては、燃料リーク時の水分との反応による燃料の酸化・細粒化発生が課題となる。既往研究[2]では、無添加試料と比較して炭素添加窒化ウラン試料で水蒸気との反応性が抑制される傾向が確認された。本研究では、炭素添加による水蒸気反応抑制効果について更なる知見を獲得するため、炭素添加量をパラメータとした窒化ウラン試料を製作し水蒸気反応試験に適用した。

2. 試験

2-1. 試料作製

原料である金属 U 塊を UH_3 粉末とし、窒化処理により U_2N_3 を経由し UN 粉末の調製を行った。UN 粉末に C 粉末を混合した粉末、ならびに無添加試料用の UN 粉末単体を成形し、Ar 気流中で焼結を行った。

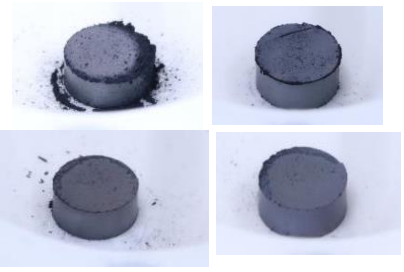


図 1　350℃240 分試験後試料例
(左上)0.25wt%C 添加　重量増 0.17wt%
(右上)0.50wt%C 添加　重量増 0.05wt%
(左下)0.92wt%C 添加　重量増 0.11wt%
(右下)1.40wt%C 添加　重量増 0.15wt%

2-2. 試験装置・条件

電気炉内で石英管を加熱・保温しながら、石英管入口側からフラスコにて沸騰させた純水を導入した。石英管内にはアルミナ製試料ボートを配置し、そのボート上にて試料を水蒸気と反応させた。水蒸気の導入、電気炉の昇温により試料近傍温度が所定温度に達した時点から所定の時間、水蒸気を導入し、電気炉内温度を所定温度に保った。

2-3. 結果

図 1 に試験後の炭素添加窒化ウラン試料の例を示す。無添加試料では 350℃に到達後 75 分で試料が粉体化したのに対し、炭素添加試料ではより長時間の 240 分間の水蒸気反応試験後も寸法形状を維持しており、反応が微小であることが確認された。炭素添加量によらず、各試料の試験前後での重量変化は同程度であった。

3. まとめ

炭素添加試料は、無添加試料の粉体化が生じた条件においても反応が微小であり、炭素添加により水蒸気反応が抑制される傾向が確認された。今回の試験条件の範囲内では、炭素添加量によらず試料の反応の進行度は同程度であり、炭素添加量の多寡が水蒸気反応抑制効果に与える影響は小さい可能性が示唆された。

参考文献

[1] S. Sugihara, S. Imoto, Hydrolysis of Uranium Nitrides, J. Nucl. Sci. Technol. 6(5)(1969)237-242
[2] 柴﨑ほか，日本原子力学会 2022 年秋の大会, 2D08.

*Kyosuke Shibasaki[1], Shigeru Kurematsu[1] and Nozomu Murakami[2]
[1]NDC, [2]MHI

湿式貯蔵時の MOX 破損燃料からの浸出挙動

Leaching behavior of elements from failed MOX fuel during wet storage

*園田 健[1]，稲垣 健太[1]，中村 勤也[1], D. Serrano-Purroy[2], V. V. Rondinella[2]

[1]電中研，[2]JRC-Karlsruhe

湿式貯蔵時の MOX 破損燃料からの浸出挙動を解明するため、ほう酸水中における使用済 MOX 輪切り試料の浸出試験を実施した。これまでに取得した使用済 UO_2 燃料や TMI-2 燃料デブリ試料の浸出挙動と比較し、MOX 燃料からの元素の浸出挙動の特徴について報告する。

キーワード：MOX 破損燃料、浸出試験、ほう酸水、UO_2 燃料、TMI-2 燃料デブリ

1. 緒言

軽水炉燃料は稀に、照射環境の変化による腐食発生、腐食性の核分裂生成（FP）による被覆管内面からの亀裂発生、等によりピンホール破損が発生する。これら破損燃料は現状、乾式貯蔵や再処理を行うことが出来ず、使用済燃料プールまたはピットに水中で長期保管されている。しかし破損燃料からの元素の長期の浸出挙動についての情報は少ない。また事故時の燃料デブリからの浸出挙動の情報も少ない。本研究ではこれまで BWR と PWR 使用済 UO_2 燃料、および TMI-2 燃料デブリについて異なる水環境での浸出試験を実施し、燃料中の各元素の浸出挙動および溶媒の影響を調査してきた[1]。今回、ほう酸水中における使用済 MOX 燃料試料の浸出試験を実施し、これまでの試験結果との比較から、MOX 燃料の浸出挙動の特徴を調査する。

2. 実験方法

JRC-Karlsruhe のホットセル内で、使用済 MOX 輪切り試料の浸出試験を行った。試験試料は、商用 PWR で局所燃焼度 : 56 GWd/tHM まで照射した MOX 燃料棒（製造法 : SBR 法、Pu 濃度 : 5.5wt%、結晶粒径 : 7-8.4μm）の輪切り試料（被覆管付、約 1.7g）を使用した。試験試料は室温にて 50cc のほう酸水:2g/L に浸漬し、常時攪拌した。0.1、 1、 6、 13、 34、 61、 103、 237、 320 日で溶媒を取り換えた。採取した溶液は 1mol/L の硝酸で希釈後に ICP-MS 測定を行い、溶出元素濃度を測定した。試料表面に形成される析出物の情報を得るため、ラマン分光測定を実施した。

3. 結果および考察

図 1 に使用済 MOX 輪切り試料からの U、Pu、 Cs、 Tc、Mo の浸出速度(mg/m^{2}d)の時間変化を示す。浸出試験後期の浸出速度を同試験条件の照射済 UO_2 輪切り試料の浸出試験結果と比較したところ、U と Pu の浸出速度はほぼ同等であり、ほう酸水中での U と Pu の浸出挙動は MOX も UO_2 と大きな違いはない傾向を確認した。他元素の挙動、および試料表面の析出物については当日報告する。

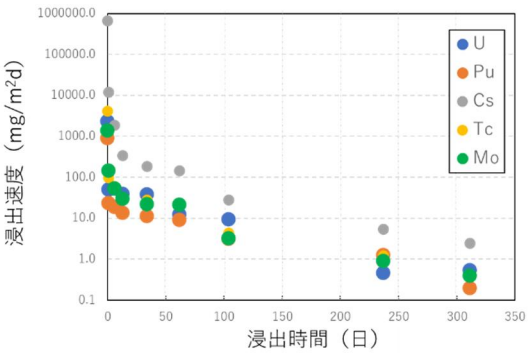


図 1 ほう酸水中での使用済 MOX 輪切り試料からの元素の浸出速度

参考文献

[1] T. Sonoda et al., Proc. of TopFuel 2019, Pages 257-262.

*Takeshi Sonoda[1], Kenta Inagaki[1], Kinya Nakamura[1], D. Serrano-Purroy[2], and V. V. Rondinella[2]

[1]CRIEPI., [2]JRC-Karlsruhe.

Oral presentation | VII. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

Thu. Sep 12, 2024 4:40 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 7:40 AM - 9:30 AM UTC Room C(Recture RoomsA 1F A105)

[2C17-23] Fukushima 3

Chair:Jun Hirouchi(JAEA)

4:40 PM - 4:55 PM JST | 7:40 AM - 7:55 AM UTC

[2C17]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(12) Current Status of Radiation Monitoring based on KURAMA-II

*Minoru Tanigaki[1] (1. Kyoto Univ.)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[2C18]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(13) Enhancing sensitivity for measuring radioactive cesium deposition in the car-borne survey system, ASURA

*Jun Goto[1] (1. Niigata Univ.)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2C19]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(14) Modeling on the integrated radiation air dose rate maps during 2011–2022

*Kazuyuki Sakuma[1], Hiroshi Kurikami[1], Haruko Murakami Wainwright[2], Soichiro Tanimori[3], Fumiya Nagao[1], Kotaro Ochi[1], Yukihisa Sanada[1], Kimiaki Saito[1] (1. JAEA, 2. MIT, 3. AdvanceSoft)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2C20]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(15) Analysis of time series using integrated map data developed after the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident; statistical evaluation of decontamination in agricultural land

*Minsik Kim[1], Kazuyuki Sakuma[1], Yoshiaki Shikaze[1], Hiroshi Kurikami[1], Satoshi Mikami[1], Fumiya Nagao[1], Machida Masahiko[1], Kimiaki Saito[1] (1. JAEA)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2C21]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(16) Development of a prediction model for ambient dose equivalent rate distribution based on environmental half-life profiles using LASSO

*Yoshiaki Shikaze[1], Kimiaki Saito[1], Satoshi Mikami[1], Masahiko Machida[1], Kazuya Yoshimura[1] (1. JAEA)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2C22]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(17) Characteristics of radiation detection device for sawmill line

*Norihiro MATSUDA[1], Kimiaki SAITO[1], Akihiro KAIMORI[2], Masayuki GOTO[3] (1. JAEA, 2. Wood structure prom. Inc., 3. G-tech Co., Ltd.)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2C23]

©Atomic Energy Society of Japan

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(18) Setting Discharge Limits using Dose Coefficients for Intakes of Radionuclides by Members of the Public

*Sakae Kinase[1,2], Satoshi Mikami[1], Masaki Andoh[1], Yoshiaki Shikaze[1], Masanori Takeyasu[1], Tomonori Hokama[1], Shun Sato[1], Kimiaki Saito[1] (1. JAEA, 2. Ibaraki Univ.)

6:25 PM - 6:30 PM JST | 9:25 AM - 9:30 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

福島における放射性物質分布調査
(12) KURAMA-IIを活用した放射線モニタリング展開の現状

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(12) Current Status of Radiation Monitoring Based on KURAMA-II

*谷垣 実
京都大学

走行サーベイシステムKURAMA-IIを活用したモニタリング技術の開発動向を紹介する。特定復興拠点における放射性物質分布可視化技術の展開の現状のほか、固定・可搬モニタリングポストへの応用、シングルボードコンピュータを利用した小型化、モニタリングネットワークへのLPWAの活用にむけた試験などの状況を紹介する。

キーワード：KURAMA-II, 特定復興再生拠点, モニタリングポスト, シングルボードコンピュータ, LPWA

1. はじめに

東電福島第一事故に対応すべく開発されたGPS連動型放射線自動計測システムKURAMA[1]の発展形であるKURAMA-II[2]は多彩な知見[3]と運用実績がある。将来の原子力災害も見据えたKURAMA-IIの研究開発の現状について紹介する。

2. KURAMA-IIに基づく特定復興再生拠点の農地の土壌汚染への対応

福島第一原発周辺の放射性物質で汚染された農地の回復のため、KURAMA-IIベースのシステムであるKURAMA-Xによる土壌汚染密度と分光的手法による土壌化学性の可視化が可能なロボットの開発が完了した [4][5]。令和3年度からは特定復興再生拠点等の高度な汚染が想定される地域への適用拡大とそのための研究開発が進行中である。大熊町内の除染後圃場の保全管理作業中に自動的に土壌汚染密度の測定が行われ、除染後圃場における放射性物質の面的・経時的な動態のデータが営農者に負担のない形で蓄積できることを実証した。特定復興再生拠点での営農再開に向けた社会実装の取り組みも進んでいる。圃場における放射性物質の分布の調査の現状や、圃場でKURAMA-Xにより発見されたホットスポットの詳細調査の結果を紹介する。

3. KURAMA-IIのシングルボードコンピュータ移行と自律ネットワーク対応の試み

既存のKURAMA-IIの機動性や汎用性を高めるため開発中の浜ホトC12137シリーズを利用可能なシングルボードベースのKURAMA-IIについての現状を紹介する。ドローン搭載といった社会実装に向けた取り組みの事例を紹介する。

令和6年能登半島地震では通信不具合による能登半島北部のモニタリングポスト最大18局の欠測が発生した[7]。機動的に展開可能なメッシュ型LPWAはこのような際の代替通信手段として活用が期待される局面である[8]。先に報告したWi-SUN FAN[9]の適用可能性試験[10]をさらに拡大し、Wi-SUN FAN対応超小型KURAMA-IIによる機動的なモニタリングネットワークの構築試験をおこなったので報告する。

参考文献：

[1] M. Tanigaki, R. Okumura, K. Takamiya et al., Nucl. Instr. Meth. **A726**(2013)162-168.
[2] M. Tanigaki, R. Okumura, K. Takamiya et al., Nucl. Instr. Meth. **A781**(2015)57-64.
[3] 原子力規制委員会 https://www.nsr.go.jp/news_only/20171226_01.html
[4] 農林水産技術会議 http://www.affrc.maff.go.jp/docs/fukushima/h30kettei.htm
[5] M. Tanigaki, Y. Inoue, S. Momota et al., Radiat. Prot. Dosim. **198**(2022)964-970.
[6] 青森県原子力センター, 青森県原子力センター所報 **17**(2022)39-48.
[7] 原子力規制庁, 令和6年能登半島地震における原子力施設等への影響および対応, 2024年1月10日.
[8] 谷垣実他, 日本原子力学会和文論文誌, **22**(2023)38-49.
[9] Wi-SUN Alliance, https://wi-sun.org/ja/fan/
[10] 谷垣実, 日本原子力学会 2023年度秋の大会, 2023年9月8日.

*Minoru Tanigaki
Kyoto University

福島における放射性物質分布調査
（13）自動車走行サーベイシステム ASURA における
放射性セシウム沈着量測定の高感度化

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(13) Enhancing sensitivity for measuring radioactive cesium deposition
in the car-borne survey system, ASURA

*後藤 淳[1]
[1]新潟大学

指向性がある自動車走行サーベイシステム ASURA を開発し、福島第一原発事故被災地での自動車走行サーベイを継続的に実施している。本研究では、ASURA の沈着量測定用検出器の高感度化について報告する。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，自動車走行サーベイ，放射性セシウム

1. 緒言 原発事故被災地の効率的な除染及び汚染状況の把握と記録に資する事を目的として、ASURA を開発し、被災地での調査を継続して実施してきた。本発表では、下向きに向けた大型の遮蔽体付検出器を ASURA に追加することによる道路表面の放射性セシウム沈着量測定の高感度化について報告する。

2. ASURA について ASURA は、鉛遮蔽で囲う事で一方向のみに感度を持たせた 6 台の CsI 検出器（自動車の進行方向に対して前後左右上下の 6 方向に向けて設置）で構成され、各方向の計数率（散乱線排除のためエネルギー弁別し、車体による遮蔽を各方向別に定めた補正係数で補正した値）から、それぞれの検出器が向けられた方向にある汚染からの寄与を分けて検出できる。従来、ASURA では検出器として浜松ホトニクス製放射線検出モジュール C12137-01（シンチレータサイズ 38×38×25mm）を用いてきたが、本研究ではこれらに加えて新たに下向き検出器としてより大型の検出器 C12137-10（シンチレータサイズ φ110×25mm）を 7 台目の検出器として追加した。

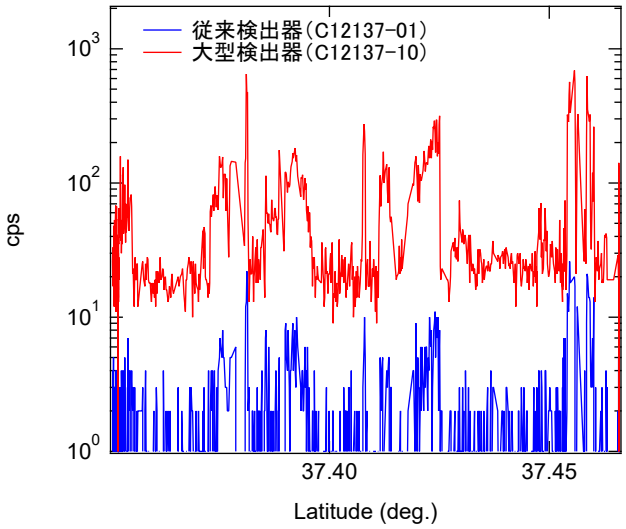


図 1．ASURA の下向き従来検出器及び追加した大型検出器による測定結果の比較。

3. 調査結果 大型の下向き検出器を追加した ASURA の測定結果の一例として国道 6 号線での測定結果を図 1 に示す。従来の検出器で得られた測定値（青線）と今回追加した大型検出器の測定値（赤線）の変化はとても良く一致しており、従来検出器と同様に沈着量測定に使用可能であることが分かった。

4. まとめと考察 大型検出器は高計数率のため統計誤差を小さくすることが可能となり、従来の検出器と比較して定量下限の大幅な改善が見込まれる。帰還困難区域内の特定帰還居住区域の除染などで今後、高汚染地域との往来が増えることが予想されるが、そうした往来による汚染の広がりの有無などの確認・監視のために今回の沈着量測定高感度化は有用であると考えている。

謝辞 本研究は JSPS 科研費 22K04983 及び福島復興支援会内藤賞の助成により実施した。

---

*Jun Goto[1]
[1]Niigata Univ.

福島における放射性物質分布調査
(14) 2011～2022 年における空間線量率統合マップ解析

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(14) Modeling on the integrated radiation air dose rate maps during 2011–2022

*佐久間　一幸[1]，操上　広志[1], Haruko Wainwright[2], 谷森　奏一郎[3], 長尾　郁弥[1],
越智　康太郎[1], 眞田　幸尚[1], 斎藤　公明[1]
[1]日本原子力研究開発機構, [2]マサチューセッツ工科大学, [3]アドバンスソフト

東京電力福島第一原子力発電所事故後、測定されてきた種々の空間線量率データ(歩行サーベイ、定点サーベイ、走行サーベイ、航空機サーベイ)に対し階層ベイズモデルを用いて空間線量率分布を統合したマップを 2011 年から 2022 年にかけて作成した。

キーワード：統合マップ、空間線量率、階層ベイズモデル、地球統計学、領域分割法

1. 緒言

事故初期から現在に至る詳細な空間線量率分布をより広範囲に長期にわたり整備することは、被ばく量のより確からしい推定の為に重要である。本研究では、Wainwright et al[1-2]により開発されたベイズ地球統計学手法を、避難指示区域解除の変遷を考慮しつつ、東京電力福島第一原子力発電所から 80 km 圏内及び福島県全域を対象に適用した結果を報告する。

2. 方法

歩行サーベイ及び定点サーベイの空間線量率の値を正として、地球統計学モデリングの一つであるクリギングを用いた空間線量率の空間分布を作成した。より広範囲で測定されている走行サーベイ及び航空機サーベイのデータを用いて階層ベイズモデルにより、空間線量率分布の推定を行った。対象地域は福島第一原子力発電所から 80 km 圏内及び福島県全域を対象としたため、領域分割法により並列計算処理、平均化を行った。2011 年及び 2012 年は歩行サーベイが存在しないため、定点サーベイのみを用いた。Wainwright et al では使用していなかった森林内における定点サーベイを追加した。

3. 結果

クリギングを行う際に算出するバリオグラムの変遷から除染に伴う空間線量率の不均一化、ウェザリング効果による均一化が示唆された。既往の研究では過小評価傾向であった森林域の空間線量率は、森林内の定点サーベイを用いることで再現性が向上した。作成された統合マップは 50m 解像度であり、異なる測定手法の空間線量率の変動を捉え、高精度かつ空間分解能の高い詳細な空間線量率マップを作成できた。今後、事故初期から近年にわたる被ばく量のより確からしい推定等への利用が期待される。

参考文献

[1] Wainwright et al (2017). Journal of Environmental Radioactivity, 167, 62-69.
[2] Wainwright et al (2019). Journal of Environmental Radioactivity, 210, 105808.

---

* Kazuyuki Sakuma[1], Hiroshi Kurikami[1], Haruko Wainwright[2], Soichiro Tanimori[3], Fumiya Nagao[1], Kotaro Ochi[1], Yukihisa Sanada[1], Kimiaki Saito[1],
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Massachusetts Institute of Technology, [3]AdvanceSoft Corporation

福島における放射性物質分布調査
（15）福島第一原子力発電所事故後に整備された統合マップデータを用いた時系列の解析；農地における除染の統計的な評価

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(15) Analysis of time series using integrated map data developed after the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident; statistical evaluation of decontamination in agricultural land

*金 敏植[1]，佐久間 一幸[1]，志風 義明[1]，操上 広志[1]，
三上 智[1]，長尾 郁弥[1]，町田 昌彦[1]，斎藤 公明[1]
[1]JAEA

福島第一原子力発電所事故後に異なる手法により測定されたモニタリングデータに対し階層ベイズモデルを用いて空間線量率分布を統合した統合マップデータが整備された。本研究では整備された統合マップを用いて、農地における空間線量率経時変化をもとに面的な除染効果の統計的な評価を目的にデータの解析を行った。その結果、典型的な経時変化傾向や面的な除染による定量的な効果が確認された。

キーワード: 統合マップ、放射性セシウム、環境動態、空間線量率、除染

1. はじめに 福島第一原子力発電所事故 (1F 事故) 以降、放射線量等分布状況調査の一環として平成 23 年度から 80 km 圏内を中心に様々な測定方法を用いた大規模な空間線量率の分布調査が実施された。その一つの大きな成果として、異なる測定方法によるモニタリングデータに対し階層ベイズモデルを用いて、各測定方法によるデータ固有の特性を補正し、精度および空間分解能の高い空間線量率統合マップが整備された。一方で、1F 事故後、国・自治会では追加被ばくを抑えるため、汚染地域の 36 市町村において除染実施計画に基づく面的な除染を行った。そこで、本研究では飯舘村を対象として、前述の整備された統合マップデータを用いて、農地における空間線量率の経時変化を解析することで、面的な除染効果について統計的な評価を行ったので報告する。

2. 解析概要 本研究で評価する対象とした農地領域を図 1 に示す。飯舘村においては居住制限区域と避難指示解除準備区域における生活圏及び林縁部から森林側に概ね 20m 入った部分に対して 2012 年 8 月から 2016 年 12 月にかけて面的な除染作業が行われた。農地などの土壌面においては、表土の剝ぎ取り（3cm ～ 5cm）及び客土が実施されている。図 1 の対象領域における統合マップデータから特異データを除外した標準的な地点に対して空間線量率を規格化し解析を行った。

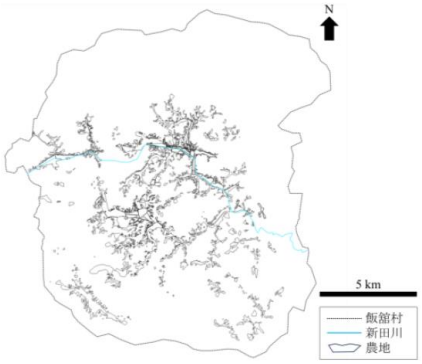


図 1. 対象領域

3.結果 整備された統合マップを用いて統計的な評価を行った結果、この地域においては 2013 年と 2015 年に特に集中して除染が行われたことを示唆する結果が得られ、除染による効果が定量的に確認された。

謝辞 統合マップ整備の関係者に多大なご協力を頂きました。また、この地域の除染情報を筑波大学恩田先生のグループから提供いただきました。ここに、深く感謝の意を表します。

---

* Minsik Kim[1], Kazuyuki Sakuma[1], Yoshiaki Shikaze[1], Hiroshi Kurikami[1], Satoshi Mikami[1], Fumiya Nagao[1], Masahiko Machida[1] and Kimiaki Saito[1]
[1]JAEA.

福島における放射性物質分布調査
（16）LASSO を用いた環境半減期プロファイルを基にした空間線量率分布の予測モデルの開発

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(16) Development of a prediction model for ambient dose equivalent rate distribution based on environmental half-life profiles using LASSO

*志風 義明[1]，斎藤 公明[1]，三上 智[1]，町田 昌彦[1]，吉村 和也[1]
[1]日本原子力研究開発機構

環境中空間線量率の将来予測のため、多成分の環境半減期を持つモデルを開発する。各成分の構成割合は KURAMA データを基に機械学習の一種 LASSO 解析により得た。規格化した各環境半減期の構成割合の条件別平均値を適用して空間線量率分布を予測し、その精度を統合マップとの比較で評価した。
キーワード：予測モデル、環境半減期、機械学習、LASSO、空間線量率、土地利用、KURAMA、統合マップ

1. 緒言　福島第一原子力発電所事故後、空間線量率の分布が様々な方法で測定され、異なる手法で測定された結果をベイズ統計手法で統合したマップ（統合マップ[1]）等により公開されてきた。原子力機構では、環境回復を含む将来計画の策定や見通しに役立てるため、空間線量率の実際的な減少傾向を予測するモデルの開発・改良を進めている。従来、2 成分の環境半減期を持つ予測モデルが検討されていたが、最近では 3 成分以上の環境半減期の可能性が指摘されている。そこで、筆者らは多成分の環境半減期を持つ予測モデルの開発を進めている。

2. 方法　予測モデルでは 0.1 年から 50 年までの 50 種類設定した環境半減期の各成分に各構成割合を乗じた値の総和に物理減衰を考慮し、最後に定数を加えた式で空間線量率の予測値は計算される。まず、2011～2016 年における計 13 回の KURAMA システム（自動車サーベイ）による測定結果に対し、機械学習の一種である LASSO 解析[2-4]を行い、環境半減期の各成分の構成割合を得た。次に、規格化したその構成割合の条件別（初期の空間線量率区分及び土地利用）平均値からなる環境半減期プロファイル(図 1)を基に、事故初期を基準とした空間線量率の減衰割合の時間変化を計算した。続いて、2016 年の統合マップデータを起点に予測モデルによる上述の減衰割合の比(2022 年/2016 年等)を利用して、2017～2022 年の予測値を計算し同期間の実測に基づいて作成された統合マップデータと比較した。

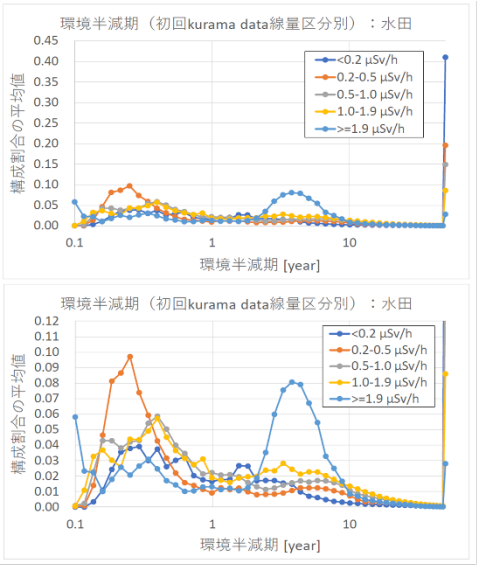


図 1　環境半減期プロファイル
[水田の例；下図は上図の縦軸を拡大]

3. 結果　統合マップとの比較により、本モデルは 2016 年を起点として予測した場合、2022 年までの空間線量率を平均数 10%以内の不確かさで予測できることを確認した。全体的に予測モデルの方が統合マップよりも低めに出る傾向があった。これは本モデルが空間線量率の減少が速い道路上で測定された走行サーベイ(KURAMA)データの解析結果に基づいている理由による。他に、純粋な森林では空間線量率の減少が遅くなり、都市環境での放射性セシウムの動態が複雑になる等を示唆する結果を本モデルは与えている。

参考文献

[1] Wainwright et al. (2018): Characterizing regional-scale temporal evolution of air dose rate after the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accident, JER.189,213-220
[2] Liu et al., (2019): Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima (4) Study on the ecological half-lives of ambient dose rates using car-borne survey data with fused LASSO algorithm, 日本原子力学会 2019 年秋の大会
[3] 斎藤 他, (2022)：福島における放射性物質分布調査 (16) 機械学習を利用した空間線量率経時変化モデルの開発，日本原子力学会 2022 年秋の大会
[4] Liu et al., (2019): A Study of KURAMA measurement data by sparse modeling, International Topical Workshop on Fukushima Decommissioning Research (FDR 2019), Naraha, Japan

*Yoshiaki Shikaze[1], Kimiaki Saito[1], Satoshi Mikami[1], Masahiko Machida[1] and Kazuya Yoshimura[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

福島における放射性物質分布調査
（17）製材品ライン用放射線検知装置の性能評価

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(17) Characteristics of radiation detection device for sawmill line

*松田 規宏[1]，斎藤 公明[1]，貝守 昭弘[2]，後藤 昌幸[3]
[1]原子力機構，[2]木構造振興(株)，[3](株)ジーテック

木材中の放射性セシウムの放射能を検知するための装置「製材品ライン用放射線検知装置（以下、「放射線検知装置」という。）」の性能評価をモンテカルロ法計算コード PHITS により実施した。

キーワード：放射性セシウム，放射線検知装置，製材，PHITS

1. 緒言

本放射線検知装置は、福島県から出荷される木材製品等の流通等に係る正確な放射線量のデータ等情報を提供し、また風評被害を未然に防ぐために開発されたもので、福島県内の製材工場等に設置・導入されている。

2. 製材品ライン用放射線検知装置と PHITS シミュレーション

放射線検知装置の放射線検出部には、厚さ 75 mm のプラスチックシンチレータ（200 mm×75 mm×650 mm）と光電子増倍管が用いられており、セシウム 137 の崩壊に伴って放出される 662 keV のガンマ線を測定対象としている。外部からの放射線を遮蔽してバックグラウンド計数率を抑制するために、その周囲 5 面は鉄の遮蔽体で囲まれている。木材に沈着した放射性セシウムの濃度分布は様々であるため、モンテカルロ法計算コード PHITS を用いてその検出器出力の再現シミュレーションを実施した。放射線検知装置と製材の断面図を図 1 に示す。また、計算結果の例として、検出器出力（計数率の比）を図 1 下に示す。この計数率の比は、製材の断面に対してセシウム 137 が一様に分布しているときの計数率を 1.0 とし、局在・偏在しているときの計数率との比をとったものである。シミュレーションを通じて、需要の高い製材に関しては、基準となる一様分布の出力結果に対して最大で 10% 程度（図 1 は左下に局在・偏在した場合の 6%）の過小評価となる可能性が示された。

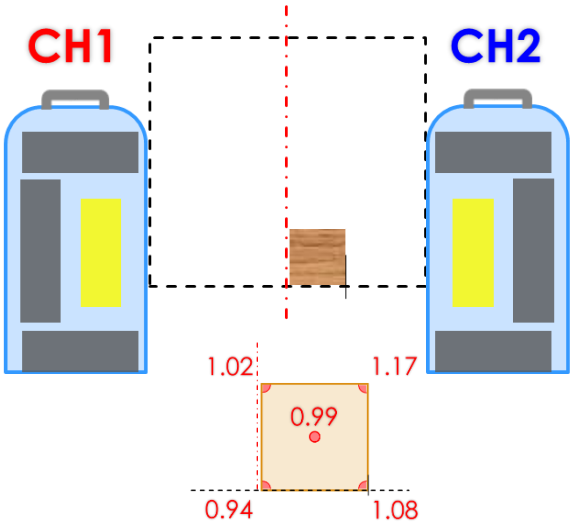


図 1　放射線検知装置の断面図と計算結果の例

3. 結論

本放射線検知装置に係る PHITS を用いた検出器出力の再現シミュレーションを実施し、単位長さあたりの放射能に対する計数率の変化や、濃度分布と計数率との関係等を明らかにし、木材に沈着した放射性セシウムの検知性能を評価することができた。

*Norihiro MATSUDA[1], Kimiaki SAITO[1], Akihiro KAIMORI[2] and Masayuki GOTO[3]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Wood structure prom. Inc., [3]G-tech Co., Ltd.

福島における放射性物質分布調査

(18) 公衆内部被ばく線量係数に基づく排気中・排水中の濃度限度導出

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(18) Setting Discharge Limits using Dose Coefficients for Intakes of Radionuclides by Members of the Public

*木名瀬 栄[1,2], 三上 智[1], 安藤 真樹[1], 志風 義明[1], 竹安 正則[1], 外間 智規[1], 佐藤 俊[1], 斎藤 公明[1]

[1]原子力機構, [2]茨大院

本研究では，公衆の内部被ばく線量係数を用いてわが国の法令等で規定される排気中･排水中の放射性同位元素の濃度限度を導出し現行法令等の値と比較した。その結果，内部被ばく線量係数の変更はもとより公衆の代表的個人の設定が排気中･排水中の濃度限度に大きく影響することを明らかにした。

キーワード：ICRP，内部被ばく，公衆，線量係数，代表的個人，排気中･排水中濃度限度

1. 緒言　計画被ばく状況下における環境への放射性同位元素の排出とその認可は，ガス状，粒子状または液状の放射性物質の計画/管理放出を対象とした国際原子力機関（IAEA）のGSG-9[1]などに規定されている。排出の認可上重要な放射線影響評価（REIA）結果を考慮しつつ導出する排出限度は，公衆被ばくのプロスペクティブ評価を踏まえた最適化が望まれ，公衆の線量限度または線量拘束値，公衆の代表的個人の線量評価に基づくのが一般的である。したがって，法令等において排出限度を放射性同位元素の濃度として規定する場合，公衆の代表的個人の線量評価パラメータ，とくに代表的個人の内部被ばく線量係数，換気量などの標準値を適用し，放射性同位元素それぞれに対して導出することになる。近年，わが国の放射線防護関係法令等の規範とする国際放射線防護委員会（ICRP）の刊行物において公衆の内部被ばく線量係数の改訂が予定されている。新しい防護規準の策定に資するため，本研究ではICRPが算定した公衆の内部被ばく線量係数を用いて排気中･排水中の放射性同位元素の濃度限度を導出し現行法令等の値と比較するとともに，公衆の代表的個人の線量評価パラメータが濃度限度導出に与える影響を定量的に調べた。

2. 方法　次の4ケースについて，ICRPの公衆の内部被ばく線量係数を用いて排気中･排水中の放射性同位元素の濃度限度を導出した。① 0歳から70歳までの期間，年平均1mSvの実効線量の被ばくを受ける同一の代表的個人（現行法令等で採用した6年齢群），② 0歳から70歳までの期間，年平均1mSvの実効線量の被ばくを受ける同一の代表的個人（ICRPの6年齢群），③ ICRPの6年齢群のうち，年間1mSvの実効線量の被ばくを受ける最もセンシティブな単一の年齢群の代表的個人（標準人），④ 年間1mSvの実効線量の被ばくを受ける，国連科学委員会（UNSCEAR）が定義する3年齢群荷重の代表的個人。代表的個人の換気量，水分摂取量（代謝水含む）は，ICRPや欧州食品安全機関の標準値[2]を参照した。

3. 結果　図にICRPの公衆内部被ばく線量係数を用いて導出した排水中の放射性同位元素の濃度限度を示す。また，比較のため，図には現行法令等の値もプロットした。化学形等の相違があるが，線量係数の変更にともない，硫黄35のように濃度限度が現行法令等の値に較べ30倍以上大きくなることが明らかになった。また，一般的に3年齢群で構成される代表的個人の変更は濃度限度の設定に大きく影響することがわかった。こうした傾向は，排気中の放射性同位元素の濃度限度も同様であることを確認した。

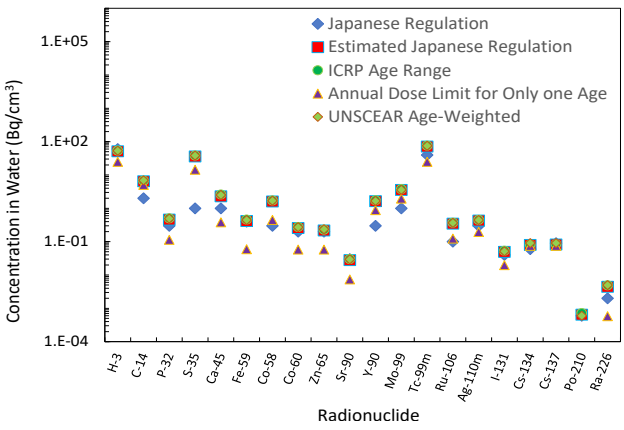


Fig. Comparison of Radioactive Discharge Limits to the Environment.

参考文献　[1] IAEA, GSG-9 (2018). [2] ICRP, Publ. 89 (2002).

*Sakae Kinase[1,2], Satoshi Mikami[1], Masaki Andoh[1], Yoshiaki Shikaze[1], Masanori Takeyasu[1], Tomonori Hokama[1], Shun Sato[1] and Kimiaki Saito[1]

[1]JAEA, [2]Ibaraki Univ.

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies：402-1 Nuclear Safety Engineering (Safety Design, Safety Assessment/Analysis, Management)

Thu. Sep 12, 2024 4:45 PM - 5:50 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 7:45 AM - 8:50 AM UTC Room E(Recture RoomsA 2F A200)

[2E10-13] Accident Progression

Chair:Koichi Nakamura(CRIEPI)

4:45 PM - 5:00 PM JST | 7:45 AM - 8:00 AM UTC

[2E10]

1F1 AC pipe contamination due to flashing at S/P venting and FP re-entrainment from the pool surface

*Akihide Hidaka[1], Hidetoshi Okada[2] (1. Niigata Univ., 2. Institute of Energy Safety Technology, Ltd.)

5:00 PM - 5:15 PM JST | 8:00 AM - 8:15 AM UTC

[2E11]

Investigation into the cause of the dose rate increase near the main gate of Fukushima Daiichi NPP at 10:20 on March 12th, 2011

*Penghui Chai[1], Kenichiro Nozaki[1], Shouichi Suehiro[1], Masato Mizokami[2], Mutsumi Hirai[2], Akitoshi Hotta[2], Shinya Mizokami[2] (1. TEPCO SYSTEMS Corporation, 2. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.)

5:15 PM - 5:30 PM JST | 8:15 AM - 8:30 AM UTC

[2E12]

FP migration analysis in the D/W of Fukushima Daiichi NPP Unit-2 before and after the core damage using GOTHIC code

*Kenichiro Nozaki[1], Penghui Chai[1], Shoichi Suehiro[1], Masato Mizokami[2], Mutsumi Hirai[2], Akitoshi Hotta[2], Shinya Mizokami[2] (1. TEPSYS, 2. TEPCO HD)

5:30 PM - 5:45 PM JST | 8:30 AM - 8:45 AM UTC

[2E13]

Development of the MAAP4 BWR plant model for event progression evaluation of Tokai No.2 Power Station

*Toshihiko Ohnuma[1], Jun Ueno[1], Takayuki Negishi[1], Ryota Yamamoto[2] (1. GNESC, 2. JAPC)

5:45 PM - 5:50 PM JST | 8:45 AM - 8:50 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

1F1 S/P ベントに伴う減圧沸騰とプール表面からの FP 再飛散による AC 配管汚染

1F1 AC pipe contamination due to flashing at S/P venting and FP re-entrainment from the pool surface.

*日髙昭秀[1)]、岡田英俊[2)]
[1]新潟大学、[2]エネルギー安全技術研究所

福島第一 1 号機(1F1)における R/B1 階 AC 配管の汚染原因は、従来検討された真空遮断弁からの漏洩や S/P 水の沸騰による除染係数(DF)の低下では説明できない。JAEA の減圧沸騰時のエアロゾル再飛散実験との類似性から、格納容器ベント時の汚染された S/P 水の減圧沸騰に伴う飛沫同伴の増加で説明できる見通しを得た。

キーワード：福島第一原発 1 号機、AC 配管汚染、格納容器ベント、減圧沸騰、飛沫同伴

1. 緒言

1F1 は、事故中に格納容器(PCV)圧力が最高使用圧力を超えたため、PCV 保護のために 3/12、14:30 から 15:27 に S/P ベントによる減圧操作(0.74→0.52MPa)が行われた。その結果、放射性物質を含むベント流が AC 配管を流れ、汚染(R/B1 階における AC 配管の空間線量率は約 900mSv/h)されたとされている[1)]。この原因を調べた規制庁の「事故分析に係る検討会」では、D/W と W/W 間の真空破壊弁からの漏洩や、S/P 水沸騰時の除染係数(DF)低下による説明を試みたが、真空破壊弁の漏洩面積は十分に小さいこと[2)]、DF は S/P 水沸騰時でも低下しないこと[3)]が明らかになり継続審議となっている。そこで、演者らは、従来、影響が小さいと考えられ、あまり検討されてこなかった減圧沸騰に伴う飛沫同伴による説明を試みることとした。

2. 先行研究

JAEA の ALPHA 計画では、格納容器が加圧破損した場合に水プールの減圧沸騰により再浮遊するエアロゾル挙動に関する実験を行った[4)]。ARE001 では硫酸ナトリウム(Na_2SO_4)50kg を水 750kg に溶かした表面積 0.785m² の水プールを設置し、1.5MPa から大気圧まで 45 分で減圧させた。ARE002 では、同じ濃度の水 400kg を設置し、1.3MPa から 40 分で大気圧まで減圧させた。

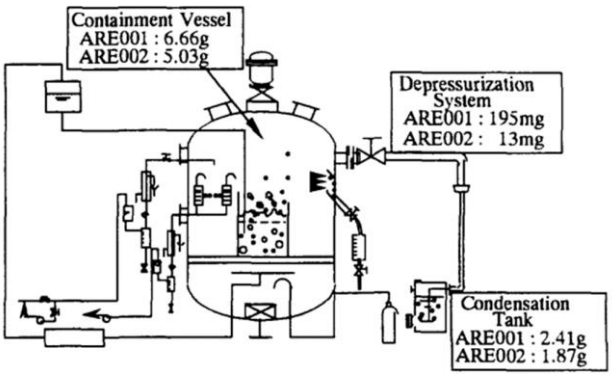


図 1 ALPHA 再飛散実験後の Na_2SO_4 質量分布

両実験とも減圧の間に水プールは約 20%減少した。図 1 に装置と実験後に測定した Na_2SO_4 の質量分布を示す。

3. ALPHA 実験結果の 1F1 事故への適用

ベント前後の圧力は実測値に一致し S/P 水温度は飽和温度と仮定する。ベント開始時の S/P の ^{137}Cs 量を炉心内蔵量の 30%[5)]とすると、S/P 水放射能量は 6.0×10^{16} Bq。AC 配管への沈着量は、プール表面積や配管断面積等の違いを考慮した ARE001 とのアナロジーから、$4.2\times10^{-5}\times6.0\times10^{16}$Bq=$2.5\times10^{12}$Bq（表 1 参照）。一方、無限平面から線量への換算を 1μSv/hr=0.00268kBq/m² とすると、900mSv/hr は 3.36×10^{11}Bq/m² に相当。無限平面と AC 配管線量測定体系との差を考慮すると、0.3m×π×10m×3.36×10^{11}Bq/m²=3.2×10^{12}Bq となり、ALPHA 実験から算出した沈着は、実測線量から逆算した量とほぼ一致した。

表 1　ALPHA 実験と 1F1 の比較

	ALPHA	1F1
プール水量	0.8m³	1750m³
プール表面積	0.785m²	553m²
水面上高さ	1m	4m
減圧時温度低下	100K	14K
配管直径	24mm	300mm
水蒸気となった水量	0.8×20%=0.16m³	1750×2.6%=45.5m³
ベントガス流速	0	3.6kg/s
水表面ガス流速	0.03m/s	0.0011m/s (ベント) 0.022m/s (沸騰)
配管沈着割合(炉心内蔵量比)	1.95×10^{-4} kg/50kg = 3.9×10^{-6}	$3.9\times10^{-6}\times0.023/0.03\times553/0.785/4\times24/300 = 4.2\times10^{-5}$

4. 考察と提言

1F1 と同様にベントされた 1F3 で同配管汚染が僅かだったのは、ベント時の S/P 水 FP 量が低かったためと考える。フィルタベント設計では、減圧沸騰に伴う水表面ガス流速増加と S/P 汚染水の飛沫同伴量増大を考える必要がある。

参考文献：1)1F 南東エリア高線量.pdf ,2)PowerPoint プレゼンテーション (nra.go.jp) ,3) doi:10.3327/taesj.J18.042, 4) Kudo, Int. Conf. on CV Design & Operation 1994. 5) https://www.kantei.go.jp/jp/topics/2011/pdf/app-chap04-1.pdf

*Akihide Hidaka[1], Hidetoshi Okada[2], [1]Niigata University, [2] Institute of Energy Safety Technology, Ltd.

2011 年 3 月 12 日 10:20 頃の正門付近における線量率上昇要因の検討

Investigation into the cause of the dose rate increase near the main gate of Fukushima Daiichi NPP at 10:20 on March 12th, 2011

*チャイ プンフイ [1]，野﨑 謙一朗 [1]，末廣 祥一 [1]，
溝上 暢人 [2]，平井 睦 [2]，堀田 亮年 [2]，溝上 伸也 [2]
[1] 株式会社テプコシステムズ，[2] 東京電力ホールディングス株式会社

2011 年 3 月 12 日 10:20～10:40 に福島第一原子力発電所正門付近にて観測された高線量率の要因の解明に向けて、格納容器圧力の再現解析を通じて 1 号機からの気体の流出挙動を評価した。

キーワード：福島第一原子力発電所 1 号機，S/C ベント弁（AO 弁）小弁，線量率、GOTHIC コード

1. 緒言　図 1 に示す 12 日 10:20～10:40 の正門付近の線量率上昇は、10:17 から実施した 1 号機の S/C ベント弁（AO 弁）小弁（以下、小弁という）の開操作と関連している可能性があるが、このベント操作に伴う明確な D/W 圧力の応答は見られていない。この線量率上昇に繋がった放射性物質の放出経路（S/C ベント、又は原子炉建屋経由）の解明には、各経路から放出されうる放射性物質の量を推定して比較することが有効と考えられる。その前段として、1 号機格納容器からのベント又は直接漏えいによる気体の流出挙動を評価した。

2. 実施内容　実測値と整合した気体の流出挙動を評価するため、GOTHIC v8.4(QA)コードを用いて 12 日 14 時までの 1 号機 D/W 圧力の再現解析を実施した。解析結果を図 2 に示す。解析では、設計情報に基づいて格納容器、原子炉建屋、ベント配管を含めた解析体系を作成した。また、実測値及び既往の検討[1]に基づいて D/W からの気相漏えい、MCCI 等の事故進展シナリオを想定し、漏えい面積、気体の発生量等の条件は D/W 圧力の実測値を再現するよう調整した。これにより、原子炉建屋へ漏えいした気体の量、及び、小弁開操作のあった期間における D/W 圧力に影響を与えない程度の気体の流出量を見積もった。

3. 結論　1 号機 D/W 圧力再現解析を通じて、ベント又は直接漏えいによる 1 号機格納容器からの気体の流出挙動を評価した。この結果を基に、それぞれの経路から放出されうる放射性物質の量を推定し、その大小関係に基づいてこの時期の線量率上昇の主要因を検討する予定である。

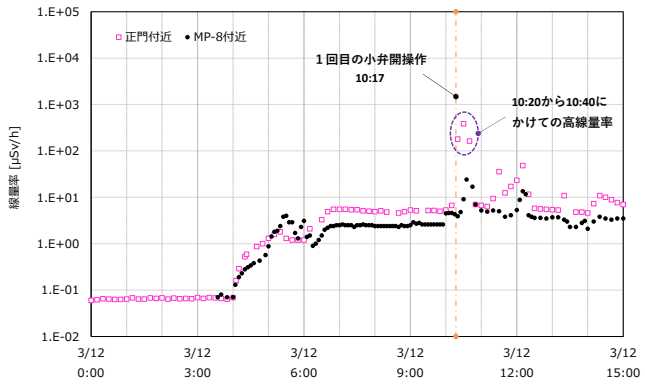


図 1　2011 年 3 月 12 日敷地内の線量率

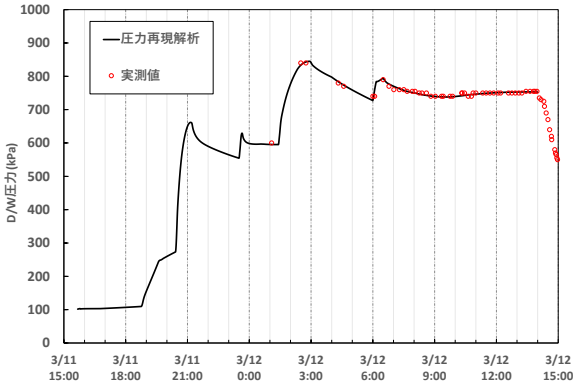


図 2　1 号機 D/W 圧力の再現解析結果

参考文献

[1] 東京電力 HD,” 福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第 6 回進捗報告 添付資料 1-6”，2022 年 11 月

* Penghui Chai[1], Kenichiro Nozaki[1], Shoichi Suehiro[1], Masato Mizokami[2], Mutsumi Hirai[2], Akitoshi Hotta[2], Shinya Mizokami[2]
[1]TEPCO SYSTEMS CORPORATION, [2]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

GOTHIC による福島第一原子力発電所 2 号機炉心損傷前後の D/W 内 FP 移行解析

FP migration analysis in the D/W of Fukushima Daiichi NPP Unit 2 before and after the core damage using GOTHIC code

*野﨑 謙一朗[1]，チャイ プンフイ[1]，末廣 祥一[1]，
溝上 暢人[2]，平井 睦[2]，堀田 亮年[2]，溝上 伸也[2]
[1]株式会社テプコシステムズ，[2]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 2 号機で炉心損傷が進行した期間における D/W 内の流動及び FP 分布を解析し、これを D/W CAMS 指示値に変換した値と実測値との比較を通じて FP 移行挙動の推定を試みた。

キーワード：福島第一原子力発電所 2 号機，FP 移行，D/W CAMS 指示値，GOTHIC コード

1. 緒言　2 号機では事故進展期間における D/W CAMS 指示値が得られている。また、指示値に対応する代表的な揮発性核種の D/W 内（雰囲気中又は CAMS 表面を含む壁面上）の存在割合が MCNP コードで評価されている[1]。一方、指示値の変化の原因となった D/W 内の FP 移行挙動は明確ではないので、推定を試みた。

2. 実施内容　D/W 内の FP 分布の推定のフローを図 1 に示す。D/W 内の流動と FP 分布の解析には GOTHIC v8.4(QA)を使用した。流入させる FP として当時の代表的な線源であったと考えられる CsI エアロゾルを仮定し、エアロゾルの D/W 壁面や内部構造物への付着や離脱を考慮した。この結果と MCNP 評価結果[1]とを組み合わせて D/W CAMS 指示値を見積り、これと 14 日 22:40 時点の実測値とが概ね整合するまで流入させる CsI 量を調整した。調整後の D/W CAMS 指示値の計算値と実測値の比較を図 2 に示す。D/W 雰囲気中の FP が壁面等の構造物に沈着することで指示値の計算値が上昇する傾向が見られた。一方、指示値の上昇速度は過小評価しており、これを定量的に再現するためには RPV からの FP 漏えい時期等の境界条件、FP の沈着・離脱や粒径成長等のモデル、FP 分布から CAMS 指示値への変換方法等の不確かさについて検討が必要と考えられる。

3. 結論　実測された D/W CAMS 指示値を用いて事故当時の 2 号機 D/W における FP 分布の推定を試みた結果、評価対象期間中の CAMS 指示値の上昇傾向は定性的に再現された。定量的な再現に向けては、境界条件や計算モデル等の不確かさを検討する必要がある。

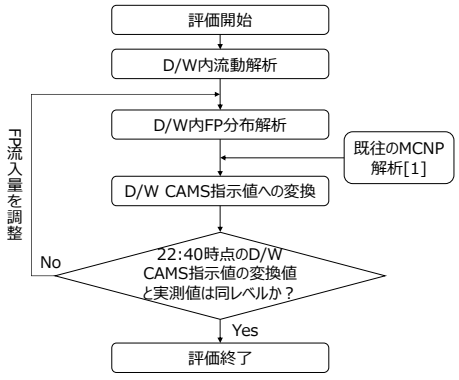


図 1　評価フロー

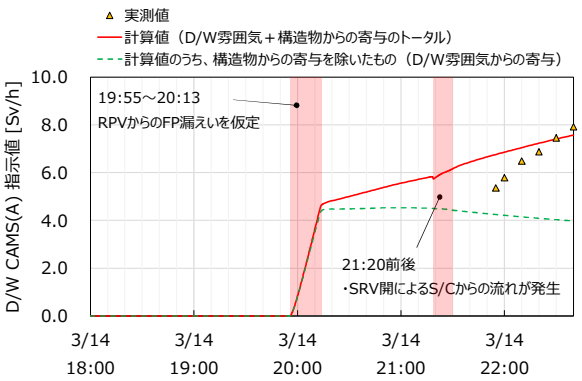


図 2　FP 流入量調整後の D/W CAMS 指示値の評価結果

参考文献

[1] 東京電力 HD,” 福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第 6 回進捗報告 添付資料 2-11”，2022 年 11 月

*Kenichiro Nozaki[1], Penghui Chai[1], Shoichi Suehiro[1], Masato Mizokami[2], Mutsumi Hirai[2], Akitoshi Hotta[2], Shinya Mizokami[2]
[1]TEPCO SYSTEMS CORPORATION, [2]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

東海第二発電所を対象としたMAAP4用のBWR事象進展解析モデル整備

Development of the MAAP4 BWR plant model for event progression evaluation of Tokai No.2 Power Station

*大沼 俊彦[1]，上野 純[1]，根岸 孝行[1]，山本龍大[2]
[1]原電エンジニアリング株式会社，[2]日本原子力発電株式会社

アクシデントマネジメントガイドラインの拡充，PRAモデルで用いる機器操作時間の根拠等に活用していくため，東海第二発電所を対象としたMAAP4用のBWR事象進展解析モデルを整備した。

キーワード：シビアアクシデント，アクシデントマネジメント，事故対策検討，MAAP4

1. 緒言

東海第二発電所を対象としたMAAP4用のBWR事象進展解析モデルを整備したうえで，緩和策を考慮した事象進展解析を実施し，プラント挙動を評価した。解析結果の分析から事故時の緩和策に対するプラント挙動を把握し，事故対策検討等へ活用するための知見を得た。

2. BWR事象進展解析モデルの整備

東海第二発電所の設置変更許可申請書および工事計画認可申請書記載のプラント区画データ，安全設備データ，構造物データを基にMAAP4入力パラメータを作成し，BWR事象進展解析モデルを整備した。

3. BWR事象進展解析モデルの解析結果（例）

シビアアクシデントを想定した事故シナリオに対し，注水の方法，開始時刻，継続時間を変化させた解析を実施し，プラント挙動の変化を考察した。図1に解析結果（例）を示す。本解析では，全交流電源喪失時から所定の時間までRCICによる注水を継続した場合の，注水停止から各事象（TAF到達，炉心損傷）が発生するまでの時間の評価を行った。

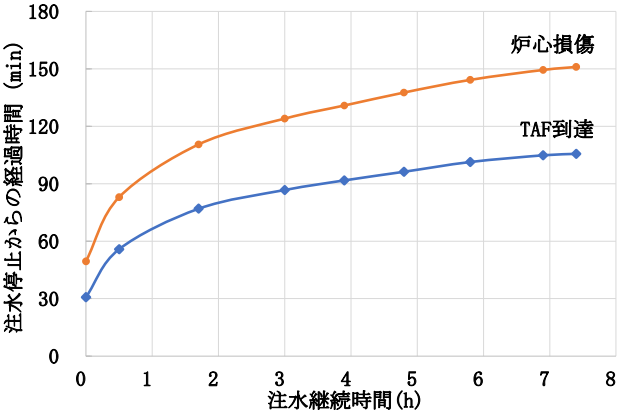


図1. 注水継続時間と注水停止からの経過時間

注水継続時間が長くなるにつれて，崩壊熱低下の影響によって注水停止後の事象進展が緩やかとなる傾向がみられ，RCICによる注水が1時間継続した場合には，初期注水がない場合に比べて，注水停止から炉心損傷までの経過時間がおよそ2倍近くとなることが確認出来た。

発表では，BWR事象進展解析モデルにより得られた他の解析結果の紹介も行う。

4. 結論

BWR事象進展解析モデルによる解析結果から事故対策検討に有用な知見を得た。今後，整備したBWR事象進展解析モデル及び解析結果を，アクシデントマネジメントガイドラインの拡充，PRAモデルで用いる機器操作時間の根拠等に活用していく。

謝辞：本発表のモデル整備及び解析実施にあたり，データ提供を含め多くの支援をいただいた日本原子力発電株式会社殿に感謝申し上げます。

参考文献

[1] 東海第二発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（平成30年9月18日）
[2] 東海第二発電所工事計画認可申請書（平成30年10月12日）

*Toshihiko Ohnuma[1], Jun Ueno [1], Takayuki Negishi[1] and Ryota Yamamoto[2]
[1] Nuclear Engineering and Services Company., [2] The Japan Atomic Power Company.

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety

Thu. Sep 12, 2024 4:55 PM - 5:45 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 7:55 AM - 8:45 AM UTC Room D(Recture RoomsA 1F A106)

[2D18-20] Critical Experiment Design

Chair:Tsuyoshi Misawa(Kyoto Univ.)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[2D18]

Exploring critical experimental configurations in the STACY facility based on a phenomenological parametrization of the Keff sensitivity profiles.

*Benjamin Dechenaux[1], Mariya Brovchenko[1], Satoshi Gunji[2], Shouhei Araki[2] (1. Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN - France), 2. Japan Atomic Energy Agency (JAEA), Nuclear Safety Research Center)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2D19]

TEX-MOX experiments: final design of critical experiments to mimic MOX fuel in low moderation conditions

*Mariya Brovchenko[1] (1. Institut de Radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN), France)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2D20]

Method for identifying integral experiments effective for uncertainty reduction

*Ryota Katano[1], Masahiro Fukushima[1], Cheol Ho Pyeon[2] (1. JAEA, 2. KURNS)

5:40 PM - 5:45 PM JST | 8:40 AM - 8:45 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

Exploring Critical Experimental Configurations in the STACY Facility Based on a Phenomenological Parametrization of the Keff Sensitivity Profiles

*Benjamin Dechenaux[1], Mariya Brovchenko[1], Satoshi Gunji[2], Shouhei Araki[2]
[1]Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN-France), [2]Japan Atomic Energy Agency (JAEA), Nuclear Safety Research Center.

In the context of a longstanding collaboration between JAEA and IRSN, an innovative methodology, devised at IRSN, has been transposed to the design of critical experiments. Providing a parametrization of Keff sensitivity energy profiles to nuclear data, it is shown how the methodology proposed can serve as a powerful companion for the design of critical experiments, in the new STACY facility to validate neutronic simulations with heterogeneous moderation repartition.
Keywords: criticality safety, critical experiment, new STACY facility, missing fuel rods

1. Introduction

A methodology has recently been devised [1], that allows for a phenomenological description of the reactivity variations found for a fuel assembly in which fuel rods are removed at random positions. It has indeed been shown that for an (isolated) fuel assembly, a pair of variables is sufficient to completely describe the reactivity variations introduced by the random nature of the problem. This pair (N,S) is constructed as follows,

- N is the number of fuel pins withdrawn from the fuel assembly and corresponds to a measure of the global moderation ratio of the problem;
- S is constructed by counting the number of edges on the fuel assembly's lattice that marks the boundary between a lattice mesh element containing fuel and one that's empty (i.e. containing only water).

Subsequent work [2] has shown that this parametrization of the reactivity is accompanied by (and therefore can be explained by) a parametrization of the Keff sensitivity energy profiles to nuclear data associated of the problem.
These sensitivity profiles are important data in the realm of integral experiments, and this latter result therefore point towards a new and unforeseen application of the method initially proposed for criticality safety assessments, namely the design of critical integral experiments.

2. Application to the design of critical experiments in the new STACY facility

The new STACY facility [3] is a particularly adapted candidate to benchmark the applicability of the method developed at IRSN in the context of the design of critical experiments. Because the experiment is composed of a rectangular lattice of fuel rods, the pair of variables (N,S) introduced above form an adapted coordinate system to describe and pave the space of all of the possible experimental configurations. As such, they prove a convenient and powerful companion to help the design of integral experiments. The present work will therefore aim at showing how the coordinates (N,S) form an interesting asset to design critical experiment that match the need for validation of simulations codes and methods, in particular for systems with heterogeneous repartition of the moderation.

References

[1] B. Dechenaux et al., *Criticality Safety of Fuel Assemblies with Missing Fuel Rods*, Annals of Nuclear Energy, 198, 110273 (2024).
[2] B. Dechenaux, *Sensitivities of Configurations with Missing Fuel Rods*, Proceedings of the PHYSOR Conference, San-Francisco, USA (2024).
[3] S. Gunji et al., "Study on the Basic Core Analysis of the New STACY," Proceedings of the ICNC2023 Conference, Sendai, Japan (2023).

TEX-MOX experiments: final design of critical experiments to mimic MOX fuel in low moderation conditions

*Mariya Brovchenko[1]

[1]Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN), PSN-RES/SNC/LN, Fontenay aux Roses, France

Abstract

The critical experiments with uranium-plutonium fuel in the intermediate energy range are needed to validate neutronic simulation for criticality safety for instance of the wet MOX powder. Three experiments using available ZPPR fuel plates at NCERC were designed to represent industrial configurations and minimize expected experimental uncertainties.

Keywords: MOX fuel, critical experiments, intermediate energy range, cooling system

1. Introduction

In the French MOX fuel cycle, several configurations considered in criticality safety are lacking in experimental validation. The goal of the TEX-MOX experiments [1] is to fill these gaps using existing fuel plates on the Planet vertical lift machine at the NCERC (National Criticality Experiments Research Center) in USA. First, a neutronic optimization allowed to maximize the representativity of these experiments compared to criticality safety configurations. Then, the thermo-mechanical issues of the design were addressed to ensure the feasibility and allowing to minimize the expected experimental uncertainties.

2. Representativity of industrial cases using the k_{eff} sensitivity to nuclear data

Three experiments were designed to provide a high k_{eff} sensitivity to ^{239}Pu and ^{240}Pu in the intermediate energy range, comparable to the sensitivities corresponding to the criticality safety validation needs in French nuclear facilities. This analysis was based using global and partial representativity coefficients C_k, using nuclear data covariance data, and SSR (Shared Sensitivity Ratio) [2], using only the sensitivity vectors, for specific target isotope-reaction couples identified as the most important in the validation of the industrial cases simulations.

3. Thermo-mechanical design

The decay heat produced by the mixed uranium-plutonium metallic plates that will be used in the experiments challenged the mechanical design that was optimized to handle this issue. An air intake cooling system was integrated in the aluminum support plates under each fuel layer. To maintain the temperature as low as possible (<40°C) and to have a small thermal gradient within the configurations, an active cooling system was designed and will be tested in September 2024. Additionally, the temperature distribution within the stack will be measured with fiber Bragg grating. Finally, the number of fuel layers (up to 24) and its large dimensions (> 50cm), challenged the mechanical solutions of the support plates and Planet table to minimize vertical gaps and ensure a good alignment of the stack. The experiments are planned to be executed in 2025 at NCERC, and the following experimental evaluation will undergo the ICSBEP review. In this paper will be presented the final design of the experiments along with their main characteristics as expected uncertainties, k_{eff} sensitivities to nuclear data, mechanical design of the cooling system and temperature measurements.

References

[1] M. Brovchenko, J. Bez, M. Daury, J.-C. Latche, Design of TEX-MOX critical experiments varying neutron spectrum, ICNC 2023 – The 12th International Conference on Nuclear Criticality Safety, October 1-6 in Sendai, Japan

[2] M. Brovchenko, N. Arphant, Similarity of the PMM-2 critical experiments and criticality safety cases based on the k_{eff} sensitivity analysis, ANS Winter Meeting 2021, November 30–December 3, 2021, Washington, USA

不確かさ低減に有効な積分実験の特定

Method for identifying integral experiments effective for uncertainty evaluation.

*方野 量太[1], 福島 昌宏[1], 卞 哲浩[2]
[1]JAEA, [2]京大複合研

拡張バイアス因子法とスパースモデリングに着目し、データベースから核データ検証および設計値の核データ起因不確かさ低減に有効な積分実験を特定する方法を考案した。本提案手法を用いると少数で重要な積分実験を効率的に選択できることが期待される。

キーワード：拡張バイアス因子法, スパースモデリング, Lasso, 核データ起因不確かさ, 積分実験

1. 緒言　断面積調整法は、積分実験データを活用して設計対象システムの予測値の核データに起因する不確かさの低減を図る方法である。より多くの積分実験データを活用することで不確かさの改善が期待できる一方、どの積分実験データが有効かは理論式からは特定できない。設計で着目すべき実験はどれか、あるいは核データ検証に重要な実験はどれかを説明するためには、本質的に有効な積分実験データの特定が重要となる。ここで、将来的に実施すべき積分実験のうち、より有効な少数の実験が特定できれば、効率的な実験計画が立案できる（図 1）。本研究では、拡張バイアス因子法に Lasso 推定と呼ばれるスパースモデリング手法を組み合わせ、そのような特定を行う方法を提案する。

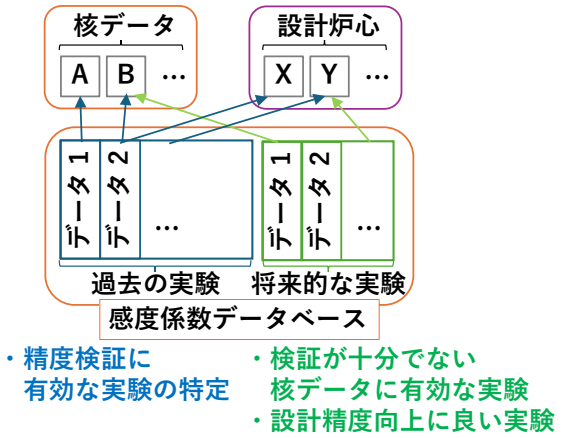


図 1 提案手法活用例

2. 手法　上述の問題は、多数の中からいくつかを選ぶ組み合わせ最適化問題となり、膨大な計算が必要になる。そこで本検討では、次のような方法を提案する。まず、断面積調整法を適用したときに得られる設計対象パラメータの不確かさが、拡張バイアス因子法によるそれと等しいことを示す。拡張バイアス因子法では、複数の積分実験データを結合した仮想的な単一の積分実験を考え、設計対象パラメータの不確かさ低減効果が最大となる結合係数を求める問題を解く。この問題はある目的関数の最小化問題として定式化できるが、Lasso 推定の援用（式(1)）によってスパースな結合係数が得られ、非ゼロ要素に対応する積分実験が不確かさの低減に有効であることが特定される。以上の方法により、複雑な組み合わせ問題をある目的関数の最小化問題に変換することができる。α は非ゼロ要素数を調整するパラメータであり、 α を大きくするほどより少数の実験が有効なものとして選択される。

$$J(x) \equiv -gMG^T x + \frac{1}{2}x^T(GMG^T + V_{e+m})x + \alpha \sum_k w_k |x_k| \quad (1)$$

g: 設計対象感度係数ベクトル,
x: 結合係数ベクトル,
k: 積分実験インデックス,
w_k: 適当な重み(詳細は発表時),
α: ハイパーパラメータ,
他の記号は典型的なそれと同じ

3. 応用例　相対感度係数の定義は、核データの相対変化量に対する設計パラメータの相対変化量として定義される。したがって、ある核データに対応する要素に 1 を持つベクトルを式(1)のg に取れば、核データ自体を設計対象パラメータとみなすことができ、提案方法によって核データ検証に有効な積分実験データの特定が可能となる。発表では、^{237}Np 捕獲断面積などのいくつかの核データに対する提案方法の応用例を示す予定である。

謝辞　本研究は JSPS 科研費（24K08301）の助成による。

*Ryota Katano[1], Masahiro Fukushima[1], Cheol Ho Pyeon[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：302-1 Advanced Reactor System

Thu. Sep 12, 2024 4:55 PM - 6:00 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 7:55 AM - 9:00 AM UTC Room G(Recture RoomsB 1F B101)

[2G18-21] Technology of Sodium-cooled Fast Reactor Operations

Chair:Masaaki Tanaka(JAEA)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[2G18]

Study on aerosol generation and supply technology

(1)Investigation of aerosol generation and supply technology with wet dispersion method

*Munemichi Kawaguchi[1], Kotaro Kai[1], Kazuhiro Sawa[1], Rika Sato[2], Hiroshi Seino[2] (1. Hokkaido Univ., 2. JAEA)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2G19]

Study on aerosol generation and supply technology

(2)Performance confirmation on wet dispersion method using TiO_2 particles

*Kotaro Kai[1], Munemichi Kawaguchi[1], Kazuhiro Sawa[1], Rika Sato [2], Hiroshi Seino [2] (1. Hokkaido University, 2. Japan Atomic Energy Agency)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2G20]

Recovery experience from the trouble during the handling surveillance assembly in MONJU

(1)Investigation into cause of the trouble

*Shiota Yuki[1], Ariyoshi Hideo[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2G21]

Recovery experience from the trouble during the handling surveillance assembly in MONJU

(2)Selection of recovery approaches

*Hideo Ariyoshi[1], Shiota Yuki[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

5:55 PM - 6:00 PM JST | 8:55 AM - 9:00 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

エアロゾル発生・供給技術に関する研究
（1）湿式分散法によるエアロゾル発生・供給技術の検討

Study on aerosol generation and supply technology

(1) Investigation of aerosol generation and supply technology with wet dispersion method

*河口 宗道[1]，甲斐 康太朗[1]，澤 和弘[1]，佐藤 理花[2]，清野 裕[2]

[1] 北海道大学，[2] 日本原子力研究開発機構

Na 中における放射性物質（主に Cs 関係）のトラップ効果を解明するために、安定的なエアロゾルの発生・供給技術の確立に向けた研究を行っている。本発表では、主に湿式分散法の調査・検討結果を報告する。

キーワード：エアロゾル，Na 冷却高速炉，除染係数

1. 緒言

Na 冷却高速炉において燃料が破損・溶融し、炉心が崩壊するようなシビアアクシデントを想定した場合、破損・溶融燃料から放出される希ガスと Cs 等の核分裂生成物が混合気泡を形成して、Na 冷却材中を上昇しカバーガスに移行する現象が想定される。本現象を解明するため種々の試験研究[1], [2]が実施されており、主に除染係数が取得されている。しかし、Cs 関係のデータが不足しているため、JAEA で Na 中スクラビング試験（Na 試験）が計画されている。Na 試験に適用すべく、エアロゾルの発生・供給方法について検討した。

2. Na 試験におけるエアロゾル条件の検討

Na 試験では、エアロゾル（CsI または模擬物質等）を含む Ar ガスを Na 中に供給し、その後のカバーガスへ至るまでのエアロゾルの捕獲・移行挙動等を測定する。この際、Na 液位・温度、エアロゾルの組成、粒径等が試験パラメータとなる予定である。なお、粒径（中央径）は約 1 μm を目標としている。

3. エアロゾルの発生方法の選定

エアロゾルの発生方法は、主に①直接合成法、②乾式分散法、③湿式分散法に分類され、表 1 にその特徴等を整理した。Na 試験では、上述のエアロゾルの条件を試験パラメータにする計画であり、これを実現可能な方法として、本研究では湿式分散法を選定した。湿式分散法は、溶媒と溶質（エアロゾル）の組み合わせ、装置構成、諸条件（加熱温度、流量）等を適切に設定することにより、所定のエアロゾルを発生・供給することが可能である。

表 1. エアロゾルの発生方法

No	エアロゾル発生方法	原理[3]	調査結果	判定
1	直接合成法	物質を加熱や放電等で蒸気化した後、冷却して粒子を生成する	• 粒径：0.1～20nm • 粒子同士が凝集しやすい • 市販品を直接使用可	× × ○
2	乾式分散法	乾燥粉体に機械的な力（ブラシや振動等）を加えて、気中に粒子を発生させる	• 粒径：0.1～100μm • 湿分の影響を受けやすい • 市販品を直接使用可	○ × ○
3	湿式分散法	懸濁液を気中に分散し、乾燥（溶媒を除去）させて粒子を得る	• 粒径：0.2～5μm (懸濁液で制御可能) • 湿分の影響を受けない • 市販品等を組合せて使用	○ ○ △

4. 結論

本研究では、JAEA で計画されている Na 試験に適用すべく、エアロゾルの発生・供給方法について調査・検討した結果、湿式分散法を選定した。なお本研究は、経済産業省からの受託事業「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] G. Berthoud, *et al.*, Nucl. Technol., 81:2, 257-277, 1988.　[2] K. F. Becker, *et al.*, Nucl. Eng. Des., 403, 112137, 2023.

[3] Y. Morimoto, *et al.*, Acc. Chem. Res., 46, 770-781, 2013.

*Munemichi Kawaguchi[1], Kotaro Kai[1], Kazuhiro Sawa[1], Rika Sato[2] and Hiroshi Seino[2] / [1]Hokkaido Univ., [2]JAEA

エアロゾル発生・供給技術に関する研究
（2）酸化チタン粒子を使用した湿式分散法に関する機能確認

Study on Aerosol Generation and Supply Technology

(2) Performance confirmation on wet dispersion method using TiO_2 particles

*甲斐 康太郎[1]，河口 宗道[1]，澤 和弘[1]，佐藤 理花[2]，清野 裕[2]

[1]北海道大学，[2]日本原子力研究開発機構

湿式分散法は、試験粒子を分散させた溶液を液滴として気中に噴霧・乾燥して試験エアロゾル粒子を得る方法である。本研究では、水中に分散させた TiO_2 粒子を使用して、湿式分散法に関する機能確認を行った。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，ソースターム，エアロゾル，湿式分散法

1. 緒言

ナトリウム（Na）冷却高速炉の被覆管破損事故では、破損燃料から放出されたガス／エアロゾル状の核分裂生成物（FP）が混合気泡を形成して Na 中を上昇する現象が想定される[1]。混合気泡の上昇時に FP の一部は Na にトラップされるため、本現象の指標となる除染係数（DF）の拡充が課題となっており、JAEA で Na 試験が計画されている。この Na 試験に向けて、湿式分散法を採用したエアロゾル発生・供給装置を構築し、その機能確認を行った。

2. 実験装置

本研究で構築した実験装置を図 1 に示す。上部に試験溶液を噴霧するアトマイザー、噴霧した液滴の溶媒を除去する加熱配管（100℃）と乾燥配管、下部にエアロゾル粒子を捕集するサンプラーを設置した。この際、溶媒（水）の除去効率が高くなるように装置構成及び条件（特に流量）を設定した。捕集後のエアロゾル粒子は、FE-SEM/EDS で直接観察するとともに、その後 ICP-AES で定量分析した。

図 1. 構築した実験装置

3. 機能確認結果

図 2 は TiO_2 粒子（約 1μmϕ）を使用した場合におけるエアロゾルの濃度及び粒径分布である。同図より、粒径 1.0–1.6 μm にエアロゾル濃度のピークが観測されることが分かる。また、捕集したエアロゾル粒子の直接観察（図 2 中の写真）からも約 1μm の TiO_2 粒子を確認した。

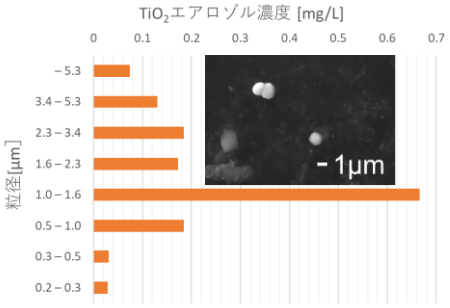


図 2. 捕集エアロゾルの濃度及び粒径分布の関係

4. 結論

湿式分散法を採用したエアロゾル発生・供給装置を構築し、TiO_2 粒子を使用して機能確認を実施した。その結果、概ね所期の粒径を得ることができ、当該装置の有効性を確認することができた。本研究は、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] S. Miyahara, M. Kawaguchi, H. Seino, proc. ICONE2020-16208, virtual, Aug. 4-5, 2020.

---

*Kotaro Kai[1], Munemichi Kawaguchi[1], Kazuhiro Sawa[1], Rika Sato[2], Hiroshi Seino[2]

[1]Hokkaido Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency.

もんじゅサーベイランス集合体取扱い中における不具合復旧の取り組み （1）原因調査の取り組み

Recovery experience from the trouble during the handling surveillance assembly in MONJU
（1）Investigation into cause of the trouble

*塩田 祐揮[1], 有吉 秀夫[1]
[1]国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

サーベイランス集合体の処理中に発生した燃料移送ポットの共吊り事象について、原因の特定に至る経緯をまとめたものである。

キーワード: 高速増殖炉、燃料取扱い、ナトリウム、もんじゅ Fast Breeder Reactor, Fuel handling, Sodium,MONJU

1. 緒言

もんじゅは 2023 年度から廃止措置計画の第 2 段階であるナトリウム機器の解体準備期間として、炉心にあるしゃへい体等の非燃料の炉心構成要素を水中燃料貯蔵設備へ移送する作業をおこなっている。

2023 年の「しゃへい体の処理・貯蔵作業」において、サーベイランス集合体を燃料洗浄槽に移送する際に、本来は炉心と炉外燃料貯蔵槽間での燃料等の移送にのみ用いる燃料移送ポットが、炉外燃料貯蔵槽から誤って共吊りされ、燃料洗浄槽に持ち込まれる事象が発生した。当初、ドアバルブの閉止不可事象として認知されたことから、しゃへい体等の取り扱いに伴う滴下したナトリウムの影響と考えられていたが、検討の中でナトリウム以外の干渉物の可能性が浮上したことから、原因調査を実施した。

2. 原因調査の取り組み

課題①：事象の把握

もんじゅナトリウム冷却高速増殖炉であり、使用している液体ナトリウムは化学的に活性であるため、液体ナトリウムを内包する機器およびそれらに接続する機器のバウンダリは高い気密性が求められる。加えて、液体ナトリウムは金属光沢を持ち不透明であるため、液体ナトリウム中の機器動作の目視はできない。これらの理由により、燃料取扱設備には気中・水中でのみ可動する機器を除きカメラなどの内部を目視する機能を有しておらず、目視不可の環境下で調査をする必要があった。

課題②：内部観察の方法及びリスク評価

事象を確実に特定するにはラインスコープ等を挿入し内部観察を行う必要があったが、メンテナンス孔はなく、機器を一部開放する方法を取らざるを得なかった。

また、そのような作業実績はないため、一般的な作業安全は元より放射線被ばくや設備に対する影響など、検討項目は多岐にわたるものであった。

3. 原因の特定

吊り上げ荷重等の運転パラメータを基に、本事象は、本来は炉心と炉外燃料貯蔵槽間における燃料等の移送に用いる燃料移送ポット（以下、「移送ポット」という）が、集合体と共吊りされ、装荷されていた炉外燃料貯蔵槽から燃料洗浄槽に持ち込まれていることが原因であると推定した。

原因を確実に特定すべく、構造図面等より干渉物の位置を割り出し、内部観察に最適な開放箇所及び作業方法を決定し、調査作業の結果、推定通り燃料移送ポットがスタックしていることを特定した。

調査作業における安全管理の面においても事前評価を超えるものは無く、計画通り完遂する事ができた。

*Yuki Shiota[1], Hideo Ariyoshi [1]Japan Atomic Energy Agency

もんじゅサーベイランス集合体取扱い中における不具合復旧の取り組み
（2）復旧作業の取り組み

Recovery experience from the trouble during the handling surveillance assembly in MONJU
（2）Selection of recovery approaches

*有吉 秀夫[1],塩田 祐揮[1]
[1]国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

サーベイランス集合体の処理中に発生した燃料移送ポットの共吊り事象からの復旧過程について、調査から復旧に至るまでの取組みをまとめたものである。

キーワード:高速増殖炉、燃料取扱い、ナトリウム、もんじゅ Fast Breeder Reactor, Fuel handling, Sodium, MONJU

1. しゃへい体の処理・貯蔵作業における不具合

高速増殖原型炉もんじゅは 2023 年度から廃止措置計画の第 2 段階であるナトリウム機器の解体準備期間として、炉心にあるしゃへい体等の非燃料の炉心構成要素を燃料池へ移送する作業を行っている。

2023 年の「しゃへい体の処理・貯蔵作業」において、サーベイランス集合体（以下、「集合体」という）を燃料洗浄槽に移送する際に、本来は炉心と炉外燃料貯蔵槽間における燃料等の移送に用いる燃料移送ポット（以下、「移送ポット」という）が、集合体と共吊りされ、装荷されていた炉外燃料貯蔵槽から燃料洗浄槽に持ち込まれ、スタックする事象が発生した。

2. 復旧における課題

図 1 に、燃料洗浄槽に炉外燃料貯蔵槽から持ち込まれた移送ポットのスタック位置を示す。

この復旧にあたっては、大きく 3 つの課題があった。

①移送ポット内のナトリウム凍結

②グリッパアダプタの種類

③燃料出入機の走行不可

これらの制約により、通常の分解点検手順による復旧は不可能であった。

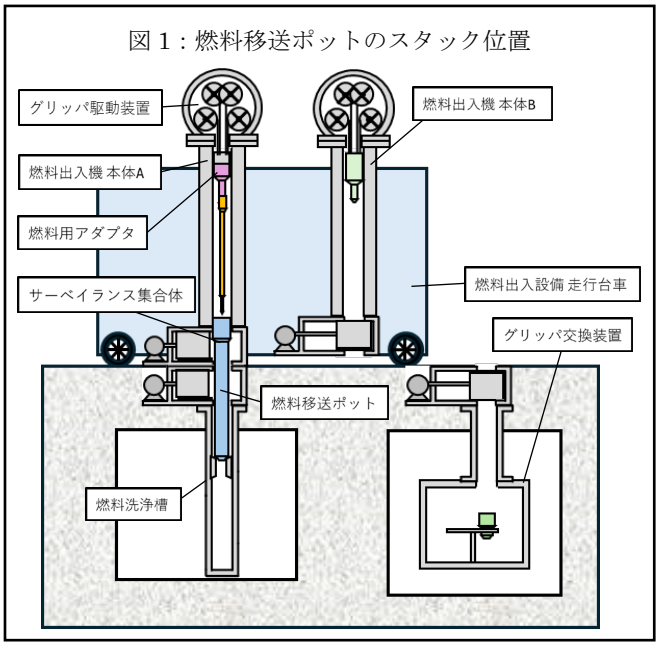


図 1：燃料移送ポットのスタック位置

3. 復旧作業

設備設計メーカーと協同で復旧方法を検討し、最終的に、以下の復旧方法を決定した。

①洗浄槽に保温材を追加した上で加熱し、移送ポット内のナトリウムを溶融させる。

②集合体を移送ポットに格納し、通路クレーン、プラバックを用いてグリッパ駆動装置を吊り上げ、グリッパアダプタを交換した後、駆動装置を復旧する。

③移送ポットと集合体を一体で吊り上げ、燃料出入機を走行可能とし、炉外燃料貯蔵槽に返還する。

本復旧作業により、廃止措置工程への影響を最小限としながら、無事故・無災害で設備復旧を完遂した。今回の経験から得られた知見や設備的な課題は、今後のナトリウム設備の解体や新型炉の設計に活かされると考える。

*Hideo Ariyoshi[1], Yuki Shiota[1]　[1]Japan Atomic Energy Agency

Oral presentation | I. General Issues：General Issues

Thu. Sep 12, 2024 4:55 PM - 6:00 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 7:55 AM - 9:00 AM UTC Room J(Recture RoomsB 1F B104)

[2J09-12] Social Research & Communication 2

Chair:Reiko Kuwagaki(CRIEPI)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[2J09]

Source and possession of information in public opinion on nuclear power

*RYO MOTONAGA[1], KAZUYA ITO[1], RYUTA TAKASHIMA[1] (1. Tokyo University of Science)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2J10]

Report on the Practice of Study Groups for Learning about Nuclear Disaster Prevention by Citizens' Groups

*Haruka Osugi[1,2] (1. The Great East Japan Earthquake and Nuclear Disaster Memorial Museum, 2. Tohoku Univ.)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2J11]

Awareness Survey on the Health Effects of Earthquakes, Reconstruction, and Radiation (2023)
~Comparison of Attitudes in Tokyo and Fukushima~

*Nobuaki Yoshizawa[1], Yumi Ito[1], Yumiko Segawa[1], Kazumi Nakayama[1], Kosuke Shirai[1] (1. MRI)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2J12]

What do people think about discharging ALPS treated water into the sea?

*Atsuko Kitada[1] (1. INSS)

5:55 PM - 6:00 PM JST | 8:55 AM - 9:00 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

原子力発電世論における情報源と情報保有

Source and possession of information in public opinion on nuclear power

*元永燎[1]，伊藤和哉[1]，高嶋隆太[1]
[1]東京理科大学

原子力発電に関する情報保有は，政策選好と密接に関係する．本研究では回帰分析を行い，情報保有と各種情報源との関係性を分析した．結果として，情報源と保有している情報種別の関係に特徴が見られた．

キーワード：世論, 情報保有, 情報源, SNS, エネルギー政策

1. 緒言

エネルギー政策の導入において，世論の反応は重要である．世論の形成要素は，社会的背景や，リスク認知，ニュースなど様々である．特にエネルギー環境や原子力に関する情報は原子力発電の再稼働に対する賛否を二極化するという点で重要である[1]．現代において，このような情報を得ることができる媒体は，SNS やインターネットの発達により，多様化している．そこで，どのような情報源が情報保有と関係しているのかを分析し，原子力発電世論における情報源の役割を明確にする必要がある．

2. 実験と分析手法

本研究では，原子力に関する世論調査の結果データを使用した．世論調査は全国 200 地点（1 地点 6 サンプル）を，地域・市郡規模別の各層に比例配分し割り当て，15～79 歳の男女 1,200 人を対象に行われた．

本研究では，行われた世論調査の情報保有と利用している情報媒体に関する質問項目結果を主に使用した．具体的には，調査対象者が普段利用する情報媒体を 7 つに分類し，説明変数とし，目的変数である情報保有との関係性を分析する．情報保有の分類方法は 2 つある．1 つ目はエネルギー環境，原子力，放射線の 3 種類というように，情報を分野毎に分類した．2 つ目は情報がネガティブ，ポジティブ，中立的であるかという 3 通りに加え，情報が経済状況や事故などに関するものであるか，そうでないかという指標を追加し，全 6 通りに分類した．これらの目的変数に対し，重回帰分析を行った．

3. 結果と考察

情報の分野別の結果に関しては，特定の情報源と情報保有の関係性は確認されたが、「エネルギー環境」や「原子力」などの情報分野の違いで関係性に特徴は見られなかった．具体的には、「新聞」，「web ページ等」，「公共施設」に代表される能動的に情報を得るような情報源と情報保有の関係は強かったが、「SNS」，「TV」などの受動的に情報が入ってくるような情報源を持つ人々の情報保有は比較して低いことが分かった．

情報の性質別で重回帰分析を行った結果としては，経済状況などに左右されない普遍的な情報を持つ人が情報源を多く利用することが確認された．知識の基盤が豊富な人が高い情報感度を持つ傾向にあると考えられる．また「web ページ」，「SNS」という「検索機能」を持つ情報源の回帰係数の値が大きかった．「エネルギー環境」などの情報分野よりも「ポジティブ」などのイメージで検索行動は行われていると考察できる．

本分析の結果，原子力発電世論における情報保有には情報源が密接に関連している事が分かった．特に，人々の情報感度と情報源の利用方法の関係や検索行動において示唆が得られた．

参考文献

[1] Kahan, D. M., Peters, E., Wittlin, M., Slovic, P., Ouellette, L. L., Braman, D., & Mandel, G. (2012). The polarizing impact of science literacy and numeracy on perceived climate change risks. NATURE CLIMATE CHANGE, 2(October), 733-735.

---

*Ryo Motonaga[1], Kazuya Ito[1] and Ryuta Takashima[1]
[1]Tokyo University of Science

市民団体による原子力防災を学ぶ勉強会の実践に関する報告

Report on the Practice of Study Groups for Learning about Nuclear Disaster Prevention by Citizens' Groups

*大杉 遥[1,2]

[1]東日本大震災原子力災害伝承館，[2]東北大学

日常から防災に関心を持つ一般市民が主体となり、「原子力防災」を知ることを目的とした勉強会を開催した。本発表では、勉強会の内容および勉強会への参加者を対象に実施したアンケートの結果を報告する。アンケート結果から、身近な原発のリスクを知ることをきっかけに、放射性廃棄物や福島第一原子力発電所の廃炉などの対話の機会創出のきっかけになることが示唆された。

キーワード：原子力防災，放射線教育，リスクコミュニケーション

1. はじめに

「原子力防災」は、原子力発電所で事故が起きた場合における、放射線からの避難や防護といった身を守るための行動の知識である。2011 年 3 月に発生した東日本大震災および東京電力福島第一原子力発電所の事故では、地域住民は屋内退避や避難の行動を余儀なくされた。現在、日本には廃止措置を見据えた原子炉を含め約 60 基の原子力発電所が立地している。さらに、南海トラフ地震、首都直下地震などの大規模な災害が予測されており、今後も複合災害に伴う原子力災害への備えは必要不可欠である。一方で、原子力防災教育の普及・定着はされておらず、取り組みに地域差があることが課題である[1]。また、放射線および原子力エネルギーの利用は、今後も利益の享受が期待されており、放射線技術の利用とリスクの観点からも市民と対話の機会が必要であるが放射線教育の普及・定着も教育の機会に偏りがある。以上のような背景を踏まえ、一般市民が自分事として捉えやすいと思われる「防災」をテーマに原子力防災及び放射線の知識を学ぶ勉強会を実践したので報告する。

2. 勉強会の開催

本勉強会は、会場とオンラインのハイブリット型で行われ、合計 184 名が参加した。勉強会の主催は、一般災害の防災・減災に関心の高い一般市民によって構成させた団体であり、内部研修として勉強会を開催した。運営及び事前学習会・勉強会の企画には発表者は市民ともに内容の検討に関わった。また、勉強会への参加対象者は、これまで放射線や原子力の情報に触れる機会が少ないことが予想され、勉強会の内容を理解するために、事前に「放射線の基礎知識」や「原子力防災を知ることの必要性」に関する情報提供が必要と考えた。そこで、勉強会の参加者募集期間内に「事前勉強会」を２回開催した。その結果、事前勉強会後に参加者人数が増加する傾向が見られた。勉強会後のアンケート結果からは、原子力防災を知ることをきっかけに、過去の原子力災害の経験、原子力発電所の廃止措置、放射性廃棄物の最終処分などの課題についての興味関心が明らかになった。

3. 結論

原子力防災をテーマとした勉強会を活用することで、市民が原子力防災の情報を得るだけでなく、自分事に考える機会となった。また、参加者募集期間中に事前学習会を設けることで集客及び話題への関心を高める効果が期待できた。さらに、原子力防災の話題をきっかけに他の原子力分野の課題・話題への興味関心が明らかとなり、勉強会を継続することで多様なテーマの情報発信の機会に発展する可能性が示唆された。

参考文献

[1] 藤本登(2019) 「原子力防災教育の現状と課題」Bulletin of Faculty of Education, Nagasaki University, Combined Issue Vol.5,p203～216

---

*Haruka Osugi[1,2]

[1] The Great East Japan Earthquake and Nuclear Disaster Memorial Museum. [2] Tohoku Univ.

震災・復興・放射線の健康影響に関する意識調査（2023 年）
～東京と福島の意識の比較～

Awareness Survey on the Health Effects of Earthquakes, Reconstruction, and Radiation (2023)
～Comparison of Attitudes in Tokyo and Fukushima～

*義澤宣明[1]，伊藤優美[1]，瀬川優美子[1]，中山和美[1]，白井浩介[1]
[1] 三菱総合研究所

福島県の復興状況や放射線の健康影響に対する意識や関心・理解などに着目した継続的なアンケート調査を実施した。2023 年の調査では福島と東京での福島第一原発廃炉に関する意識の違いについて分析検討した。

キーワード：福島事故、放射線、健康影響、リスクコミュニケーション

1. 緒言

福島県の復興状況や放射線の健康影響に対する意識や関心・理解などに着目した継続的なアンケート調査を実施した。本研究では主に東京都民と福島県民の意識の比較結果を示す。

2. 調査方法

調査方法はインターネットアンケートで、東京都民（1,000 サンプル）、福島県民（500 サンプル）について実施した。調査対象は 20 歳から 69 歳の男女である。年代別には男女それぞれ東京都民 100 サンプル、福島県民 50 サンプルとした。調査は 2023 年 9 月 6 日～8 日に実施した。

3. 結果

東京都民について放射線の健康影響に関する理解は進んでいるが、今回の調査では東京都民及び福島県民ともに若い世代ほど廃炉についての関心が低いことが分かった（図 1 ）。20 代は 60 代の半分程度であった。

3. 結論

若い世代の廃炉への関心が低い状況が、今後も継続するのか引き続き確認する必要がある。関心が低い状況で放射線に関する懸念が話題化した場合、不正確な情報が拡散しやすくなる恐れもある。そのため関心の低下を防ぐ対応も重要になる。

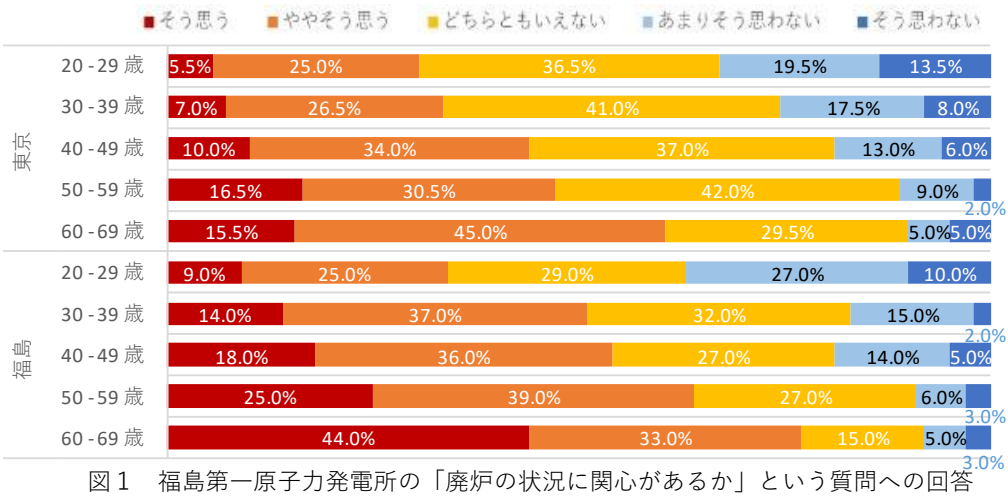


図 1　福島第一原子力発電所の「廃炉の状況に関心があるか」という質問への回答

参考文献

[1] 三菱総研、「震災・復興についての東京都民と福島県民の意識の比較」2024 年
（https://www.mri.co.jp/knowledge/column/20240306.html）
[2] 環境省、「放射線による健康影響等に関するポータルサイト」(https://www.env.go.jp/chemi/rhm/portal/)

* Nobuaki Yoshizawa[1], Yumi Ito[1], Yumiko Segawa[1] Kazumi Nakayama[1] and Kosuke Shirai[1]
[1]Mitsubishi Research Institute.

人々はアルプス処理水の海洋放出をどのように受け止めているか

What do people think about discharging ALPS treated water into the sea?

*北田 淳子[1]
[1]原子力安全システム研究所

処理水放出後、世論調査では海産物などへの影響の懸念が大きく低下し、風評被害も生じなかった。Web 調査では、人々は主にテレビで安全性について見聞きし、ニュースは安全性に問題がないと伝えていたと認識していた。中国の反対に関する報道は、安全だとする日本の見解の理解につながったことが示唆された。

キーワード：Web 調査、処理水放出、風評被害、安全性、中国、報道量

1. はじめに

ALPS 処理水の海洋放出に対し、中国が強く反対し、日本産水産物の輸入停止措置をとる中、2023 年 8 月 24 日放出が開始された。直後には中国からの迷惑電話など嫌がらせ行為がみられた。国内では事前に懸念された消費者による風評被害は生じなかった。人々の受け止めの実態を把握し、要因を分析した。

2. 調査概要

調査会社の登録モニターを対象に 2024 年 3 月 7 日～10 日に Web 調査を実施し、20 代～60 代を性年代ごとに各 200 人、計 2000 人の有効回答を得た。

3. 結果と考察

(1) 認知度と情報接触： 中国の反対についての認知は、処理水放出開始についての認知と同様にきわめて高かった。放出の安全性に関する情報に多少とも接した人は 8 割と多く、その情報源は年齢層にかかわらずテレビがインターネットを大きく上回っており、受動的に接した情報といえる。

(2) 安全性についての認識： 処理水放出の影響を気にしていないのは「安全だという話を見聞きした」という積極的理由が最も多かった。「復興のためにやむをえない」「漁業者に風評被害を与えてはいけない」という福島第一原発事故で打撃を受けた地域や人々への配慮も理由となっていた。処理水放出についてニュースが伝えていた印象として「安全性に問題はない」が 6 割で、「問題がある」は 1 割だった。

(3) 中国に対する批判的見方： 「中国が処理水の安全性を認めないのは外交的・政治的意図」「中国の人々の反応は科学的根拠に基づいておらず理性的でない」と思う人は 8 割だった。「科学的根拠に基づく」は、処理水の安全性についての日本の説明の要点であり、国内では説明が受け入れられているといえる。これらの認識は中国への好感度と負の相関があり、批判的見方は中国への好感度の低さも一因と考えられる。

(4) ニュース接触との関係： ニュース接触が多いほど、安全性について見聞きし、処理水に関する知識があり、ニュースは安全性に問題はないと伝えていたと認識し、中国の対応を批判的にみるという緩やかな傾向がみられた。処理水放出の受け止めにはニュース接触が影響していることが示唆される。

G-search データベースの記事分析から、中国の一部の人々による嫌がらせ行為はテレビでも多く報道されていたことが確認された。中国の強い反対があったことで、安全だという日本の見解が、広報や広告だけでなく、報道のなかでも伝わったと考えられる。

**Atsuko Kitada1[1]
[1] Institute of Nuclear Safety System, Inc.

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies：201-1 Nuclear Physics, Nuclear Data Measurement/Evaluation/Validation, Nuclear Reaction Technology

Thu. Sep 12, 2024 4:55 PM - 6:15 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 7:55 AM - 9:15 AM UTC Room F(Recture RoomsA 2F A202)

[2F18-22] Nuclear Data Application

Chair:Atsushi Kimura(JAEA)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[2F18]

SEKIGUCHI Three-body Nuclear Force Project

(1) Introduction of the Three-body Nuclear Force Project and Current Issues

*Tokio Fukahori[1], Hideaki Otsu[2], Seiya Sakai[2], Osamu Iwamoto[1], Nobuyuki Iwamoto[1], Futoshi Minato[3], Kimiko Sekiguchi[4] (1. JAEA, 2. RIKEN, 3. Kyushu Univ., 4. Tokyo Tech)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2F19]

SEKIGUCHI Three-body Nuclear Force Project

(2) Expansion into Applied Science and Nuclear Data Research

*Hideaki Otsu[1], Osamu Iwamoto[2], Hidetoshi Kikunaga[3], Mikako Ogawa[4], Tokio FUKAHORI[2], Seiya Sakai[1], KImiko Sekiguchi[5] (1. RIKEN Nishina Center, 2. JAEA, 3. RARIS, Tohoku Univ., 4. Faculty of Pharmaceutical Sciences, Hokkaido Univ., 5. Department of Physics, Tokyo Institute of Technology)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2F20]

SEKIGUCHI Three-body Nuclear Force Project

(3) Development of a calculation system contributing to the consideration of production methods for Auger electron emitters

*Seiya Sakai[1], Hideaki Otsu[1], Osamu Iwamoto[2], Nobuyuki Iwamoto[2], Shinsuke Nakayama[2], Hidetoshi Kikunaga[3], Tokio Fukahori[2] (1. RIKEN, 2. JAEA, 3. Tohoku Univ.)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2F21]

Production of JENDL-5 AMPX Continuous Energy Library

*Chikara Konno[1] (1. JAEA)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2F22]

Withdrawn

*Hideo Kawarada[1] (1. Independent)

6:10 PM - 6:15 PM JST | 9:10 AM - 9:15 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

関口三体核力プロジェクト
（1）三体核力プロジェクト紹介と現状の課題

SEKIGUCHI Three-body Nuclear Force Project

(1) Introduction of the Three-body Nuclear Force Project and Current Issues

*深堀　智生[1]，大津　秀暁[2]，酒井　聖矢[2]，岩本　修[1]，岩本 信之[1]，湊 太志[3]，関口 仁子[4]

[1]原子力機構，[2]理研，[3]九大，[4]東工大

関口三体核力プロジェクト(TOMOE プロジェクト)では、核物性の発現機構を核子が 3 つ同時に作用して生じる三体核力から理解し、応用科学に展開することを目標とする。本報告では、本プロジェクトの概要と核データ創出につなげるための課題を紹介する。

キーワード：核データ，三体核力，原子核反応，医療用 RI

1. 緒言

関口三体核力（TOMOE）プロジェクトでは、原子核の物性（核物性）の発現機構を基礎から理解し、応用科学に展開することを目標とする。核物性を創り出す核力は、長い間、2 つの核子の間に働く二体核力のみで説明されていたが、その後の理論及び実験的研究により、核子が 3 つ同時に作用して生じる三体核力の考慮が必要であることが明らかになってきた。このような背景の元、本プロジェクトでは適切な標的とビームを用いて実験条件を制御する高精度実験を行い、理論を確立させ、三体核力を決定する。さらに、得られた核力を用いた量子多体精密計算法を開発することにより、核物性を記述する量子多体系シミュレーションツールを創出する。本研究プロジェクトを通じて、実測が難しい核物性の情報の予測精度向上が期待でき、これを用いた核データ評価を実現する。

本報告では、本プロジェクトの概要と核データ創出につなげるための課題を紹介する。

2. TOMOE プロジェクトの構成

TOMOE プロジェクトは、三体核力を少数核子系偏極実験及びカイラル有効場理論を組み合わせて決定し（A 班）、これを量子多体系精密計算（厳密多体計算法（B1 班）、密度汎関数法（B2 班）、原子核反応計算（B3 班））を駆使してシミュレートする。シミュレーション結果を冷却原子実験（C 班）で検証し、核データ計算手法に落とし込むことにより、医療用 RI 生成を軸に応用へ展開する（D 班）。これらの班の有機的な連携によって、核力から原子力の応用までの広範囲の分野にわたって横串を刺し、相互の発展を図ることを目指している。

現状では各班が、それぞれの特性を生かした研究を開始しているが、その成果は少々先になると思われる。ここでは、それぞれの班の目標などを紹介するとともに、現状検討が最も進んでいる核データについて、量子多体系シミュレーションに対する期待と、逆に、シミュレーションが発展した際の妥当性検証（V&V）へ提供できる核データについて取りまとめている。

謝辞

本研究は JST/ERATO（課題番号 JPMJER2304）の助成を受けたものである。

*Tokio Fukahori[1], Hideaki Otsu[2], Seiya Sakai[2], Osamu Iwamoto[1], Nobuyuki Iwamoto[1], Futoshi Minato[3] and Kimiko Sekiguchi[4]

[1]JAEA, [2]RIKEN, [3]Kyushu Univ., [4]Tokyo Tech.

関口三体核力プロジェクト
（2）応用科学への展開と核データ研究

SEKIGUCHI Three-body Nuclear Force Project

(2) Expansion into Applied Science and Nuclear Data Research

*大津　秀暁[1]，岩本　修[2]，菊永　英寿[3]，小川　美香子[4]，深堀　智生[2]，酒井　聖矢[1]，
関口　仁子[5]

[1]理研，[2]原子力機構，[3]東北大 RARIS，[4]北大，[5]東工大

関口三体核力プロジェクト(TOMOE プロジェクト)は、原子核の物性の発現機構を基礎物理から理解し、それを応用科学につなげ展開することを目標としている。応用科学分野では、これらの物理量を核データを通して利用することが多い。プロジェクトでの応用科学展開と核データ研究の展望について紹介する。

キーワード：核データ評価研究 ， 三体核力，応用展開

1. 緒言

関口三体核力（TOMOE）プロジェクトでは、原子核の物性（核物性）の発現機構を基礎から理解し、応用科学に展開することを目標とする。核物性を創り出す核力は、長い間、2 つの核子の間に働く二体核力のみで説明されていた。しかし、その後の理論及び実験的研究により、核子が 3 つ同時に作用して生じる三体核力の考慮が必要であることが明らかになってきた。三体核力を考慮した核力理論に基づき、原子核を第一原理的に再記述する基礎科学とマクロな物質社会との橋渡しをする役割が D 班(応用科学への展開)に与えられた使命である。この実現には、応用展開の基盤である核データ研究分野との協力が不可欠である。本報告では、プロジェクトのうち D 班の概要と核データ研究との連携について紹介する。

2. 応用科学への展開

原子核の諸元をもちいた応用分野は、工業、農業、医薬学、宇宙地球科学、人文科学、考古学など、多岐にわたる。エネルギー工学分野に端を発した核データ研究は、原子核の諸物性、反応断面積の蓄積を経て多くの分野に貢献している。応用科学への展開の背後には、核データ研究分野の重要な取り組みがある。TOMOE プロジェクトでは、A~C 班が担う三体核力を相互作用の基本とした基礎科学を構築する。それを基に、現在核データ評価で仮定されている不確かな諸物性値を再検討することにより、核データの予言可能性を高めた形で提供することを目論む。それらの出口は多岐に渡るが、プロジェクト内では、核医学のための RI 製造とそのための核反応の記述、および 20 体系程度の散乱に注力する予定である。また、応用科学からのフィードバックを A~C 班にもたらすことで有機的な連携を図り、基礎となる核力の刷新を広範囲の分野にわたって共通認識化し、相互の発展を図ることを目指す。

謝辞

本研究は JST/ERATO（課題番号 JPMJER2304）の助成を受けたものである。

* Hideaki Otsu[1], Osamu Iwamoto[2], Hidetoshi Kikunaga[3], Mikako Ogawa[4], Tokio Fukahori[2], Seiya Sakai[1], and Kimiko Sekiguchi[5]

[1]RIKEN, [2]JAEA, [3]RARIS, Tohoku Univ., [4]Hokkaido Univ. [5]Tokyo Tech.

関口三体核力プロジェクト
（3）オージェ電子放出核種の生成法の検討に資する計算システムの開発

SEKIGUCHI Three-body Nuclear Force Project

(3) Development of a calculation system contributing to the consideration of production methods for Auger electron emitters

*酒井 聖矢[1]，大津 秀暁[1]，岩本 修[2]，岩本 信之[2]，中山 梓介[2]，菊永 英寿[3]，深堀 智生[2]

[1]理研，[2]JAEA，[3]東北大

関口三体核力プロジェクト（TOMOE プロジェクト）では、核医学治療などにおいて有用な核種の生成法の検討に資する計算システムを開発している。本システムを用いて、α粒子までの軽粒子入射反応から医療用 RI であるオージェ電子放出核種の生成法を検討した結果を報告する。

キーワード：医療用 RI、オージェ電子放出核種、核種生成断面積、Thick Target Yield

1. 緒言

近年、α線やオージェ電子を放出する核種を用いた核医学治療が注目されている[1]。α線やオージェ電子はβ線と比べて線エネルギー付与が大きく、腫瘍の周りの正常細胞をほとんど傷つけない治療を可能にすると期待されている。特にオージェ電子放出核種は、α線放出核種と比べて娘核がさらに崩壊することが少ないという利点がある。オージェ電子放出核種は数多く存在し、その生成反応・経路も多様であるため、現状では実用上最適な核種やその生成法は確立されていない。また、三体核力を考慮した核データの精度向上への取り組みが進んでいる。以上の状況を踏まえて、オージェ電子放出核種の生成に関する幅広い可能性の比較検討に資するため、種々の核反応からの核種生成断面積や Thick Target Yield（TTY）を計算し、図示するシステムを開発した。

2. 手法・結果

開発したシステムでは、軽粒子（$n, p, d, t, {}^3\mathrm{He}, \alpha, \gamma$）入射反応からの任意の核種生成断面積や TTY を計算し図示することが可能である。反応断面積の計算には核反応モデル計算コード CCONE[2]を用いている。また、図示する際には CCONE の計算値を ENDF-6 フォーマットに変換したものを読み込む。このため、JENDL や TENDL 等の、ENDF-6 フォーマット形式の既存の核データライブラリ値も図示し、比較することが可能である。入射粒子や入射エネルギー、標的（天然組成含む）は選択可能で、複数の核種生成断面積の和（例：^{77}Br +^{77}Kr（半減期 1.24 時間で ^{77}Br に崩壊））も出力可能である。このシステムを用いて、今回はオージェ電子放出核種に対し、その最適な生成法を検討した。例えば入射エネルギーの範囲を 1 - 50 MeV とし、天然組成の標的を使用した場合、オージェ電子放出核種の 1 つである ^{77}Br の核種生成断面積はα+^{75}As が 25 MeV 付近で最大となるが、TTY は同位体分離を考慮すると p+$^{\mathrm{nat}}$Se が最大となることが分かった。当日の発表では、その他のオージェ電子放出核種の生成法を検討した結果についても報告する。そして今後、核データの精度向上に向けて、本システムをオージェ電子放出核種以外の核種にも適用する予定である。

謝辞　本研究は JST ERATO（課題番号 JPMJER2304）の助成を受けたものである。

参考文献

[1] D. Filosofov *et al*., Nucl. Med. Biol. 94-95, 1-19 (2021).

[2] O. Iwamoto *et al*., Nucl. Data Sheets 131, 259-288 (2016).

*Seiya Sakai[1], Hideaki Otsu[1], Osamu Iwamoto[2], Nobuyuki Iwamoto[2], Shinsuke Nakayama[2], Hidetoshi Kikunaga[3] and Tokio Fukahori[2]

[1]RIKEN, [2]JAEA, [3]Tohoku Univ.

JENDL-5 の AMPX 連続エネルギーライブラリ作成

Production of JENDL-5 AMPX Continuous Energy Library

*今野　力[1]

[1]JAEA

SCALE6.2 付属の AMPX-6 コードを使い、JENDL-5 の 20 MeV 以下の中性子サブライブラリと熱中性子散乱則データから AMPX 連続エネルギーライブラリを作成した。テスト計算で作成したライブラリに問題がないことを確認した。

キーワード： JENDL-5, AMPX 連続エネルギーライブラリ, AMPX-6, SCALE6.2

1. 緒言

米国の原子力安全解析コードシステム SCALE6.2 は日本でも広く使われているが、付属している AMPX 連続エネルギー(AMPX CE)ライブラリは米国の核データライブラリ ENDF/B から作成されたものだけであった。そこで、SCALE6.2 付属の AMPX-6 コードを使って JENDL-5 の 20 MeV 以下の中性子サブライブラリと熱中性子散乱則データから AMPX CE ライブラリを作成したので報告する。

2. 作成方法

JENDL-5 の種々のサブライブラリのうち、20 MeV 以下の中性子サブライブラリと熱中性子散乱則データから AMPX CE ライブラリを作成した（SCALE は m2 核種を扱うことができないので、m2 核種は除外し、熱中性子散乱則データも SCALE6.2 で扱えるデータのみ作成)。処理コードは SCALE6.2 に付属の AMPX-6 コードを使用し、その入力ファイルも SCALE6.2 に付属の ExSite コードで作成した。ライブラリ作成条件は、SCALE6.2 付属の AMPX CE ライブラリと同じ、温度：293, 565, 900, 1200, 2400 K、非分離共鳴の背景断面積：10^{8}、10^{6}、10^{5}、10^{4}、10^{3}、10^{2}、10、1、10^{-6} b（^{90}Y を含み、^{90}Y より軽い核種)、10^{8}、10^{6}、10^{5}、$2x10^{4}$、$1x10^{4}$、$5x10^{3}$、$2x10^{3}$、10^{3}、6400、320、160、120、80、60、40、30、20、15、10、8、6、4、2、1、0.01、10^{-6} b（^{90}Zr を含み、^{90}Zr より重い核種)。AMPX-6 の主な処理フローを図 1 に、作成した ^{235}U の全断面積を JENDL-5 の ^{235}U の ACE ファイルの全断面積と共に図 2 に示す。

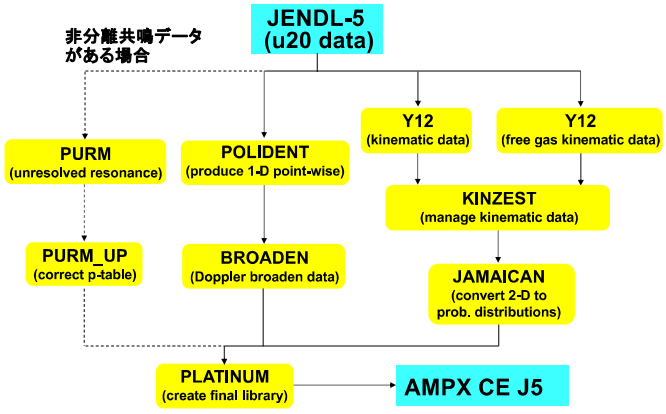


図 1 AMPX-6 処理フロー

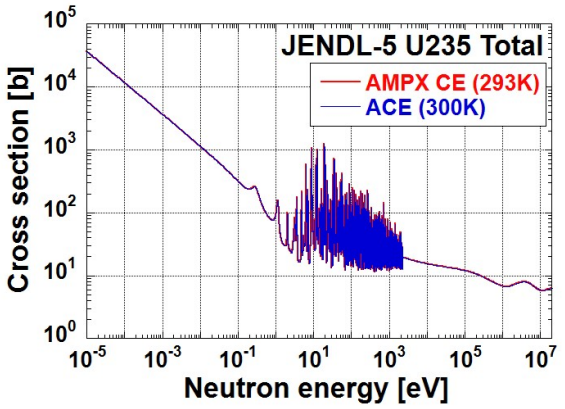


図 2 ^{235}U の全断面積

3. テスト計算

ICSBEP に入っている 120 の臨界実験（2022 年に公開された JEFF-3.3 の AMPX CE ライブラリのテストで用いられた実験）[1]の解析を、今回作成した JENDL-5 の AMPX CE ライブラリと SCALE6.2 を用いて行い、作成したライブラリに問題がないことを確認した。

4. まとめ

JENDL-5 の 20 MeV 以下の中性子サブライブラリと熱中性子散乱則データから AMPX CE ライブラリを作成し、テスト計算で問題がないことを確認した。今後、作成した AMPX CE ライブラリを公開する。

参考文献 [1] A. Jiménez-Carrascosa, et al. EPJ Web of Conferences 284, 14009 (2023).

*Chikara Konno[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：505-1 Radioactive Waste Management

Thu. Sep 12, 2024 4:55 PM - 6:15 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 7:55 AM - 9:15 AM UTC Room K(Recture RoomsB 2F B200)

[2K17-21] Vitrification 2

Chair:Hironori Onoe(NUMO)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[2K17]

Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction
(128) Formation Reaction of Yellow Phase in Cold Cap

*Kazuyoshi Uruga[1], Tsuyoshi Usami[1] (1. CRIEPI)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2K18]

Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction
(129) Structural investigation of borosilicate glasses by using XAFS measurement in soft X-ray region

*Takayuki Nagai[1], Yoshihiro Okamoto[1], Daisuke Shibata[2], Kazuo Kojima[2], Takehiko Hasegawa[3], Seiichi Sato[3], Akane Fukaya[4], Kiyoshi Hatakeyama[4] (1. JAEA, 2. SR center, Ritsumeikan Univ., 3. Inspection Development Co., 4. E&E Techno Service Co.)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2K19]

Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction
(130) Examination of YP formation mechanisms by experiments using zirconium molybdate as a starting material (4)

*Yoshihiro Okamoto[1], Takayuki Nagai[1], Nanako Katsuoka[1], Daisuke Akiyama[2], Akira Kirishima[2] (1. JAEA, 2. Tohoku Univ.)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2K20]

Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction
(131) Applicability evaluation of glass melter for diversity of HLW

*Atsumi Miyajima[1], Kunihiko Nakano[1], Hiroki Izumi[1], Haruka Tada[1], Toshiro Oniki[1] (1. IHI)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2K21]

Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction
(132) Reaction of insoluble residue in cold cap(2)

*Tsuyoshi Usami[1], Kazuyoshi Uruga[1] (1. CRIEPI)

6:10 PM - 6:15 PM JST | 9:10 AM - 9:15 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

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
(128) 仮焼層におけるイエローフェーズの生成反応

Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction
(128) Formation reaction of yellow phase in cold cap

*宇留賀 和義，宇佐見 剛
電力中央研究所

イエローフェーズの主成分である Na_2MoO_4 の仮焼層での生成温度や化学形態の変化を，ルツボ規模の基礎試験で明らかとした。

キーワード：ガラス固化，高レベル放射性廃液，イエローフェーズ，仮焼層，モリブデン酸塩

1. 緒言

高レベル放射性廃液成分のガラスへの高充填化では，Na_2MoO_4 を主成分とする水溶性の分離相（イエローフェーズ（YP））の析出が課題の 1 つに挙げられている。既往の研究 [1]において，YP は仮焼層において廃液に含まれる $NaNO_3$ と Mo 酸化物が反応することで形成されること，廃液と共に供給する原料ガラスを粉末化することで YP の形成量が減少することが示された。一方，YP が減少する理由としては，$NaNO_3$ が Mo と反応する前に原料ガラスとすべて反応するためと解釈された。本研究では，仮焼層中での YP の形成反応をより詳細に理解するため，様々な温度下で原料ガラスと模擬の高レベル廃液の混合物を加熱する試験を行い，加熱後の試料に含まれる YP 量を定量分析して反応挙動を調べた。

2. 試験方法

使用した模擬廃液は 25 元素を含む 2 mol/L の硝酸溶液で，白金族元素の Ru，Rh，Pd はそれぞれ Fe，Co，Ni で代替した。原料ガラスには六ヶ所再処理工場で使用される平均粒径 2 mm のガラスビーズおよびビーズを 63μm 以下の粉末にしたものを使用した。廃液をあらかじめ 250℃のホットプレート上で乾固してから乳鉢で粉末化した後，粉末試料単独あるいは原料ガラスと均一に混合してアルミナルツボに投入した。電気炉にて混合試料を所定温度で所定時間加熱した後，室温下で空冷し，X 線回折に供した。その後，試料を水に浸漬して YP を溶出させ，Mo 等の濃度を ICP-AES で分析した。

3. 試験結果

各温度で 3 時間加熱した試料からの Mo の溶出割合（Mo 投入量に対する水への溶出量の比）を図 1 に示す。廃液成分単独あるいはガラスビーズを使用した場合，溶出割合は類似の挙動を示し，500℃から立ち上がり，温度の上昇に伴って単調に増加した。一方，ガラス粉末を使用した場合，500～550℃で最大値となる約 50%の Mo が溶出したが，それ以上の温度では溶出割合は減少した。Mo の溶出挙動を詳しく調べるため，加熱時間を変化させた試験を行った結果，図 2 に示す通り，いずれの温度でも加熱初期において Mo の約 50%が溶出するが，加熱時間の延長に伴って溶出割合は低下し，少なくとも 550℃以上では最終的にほぼゼロとなることがわかった。X 線回折の結果から，この変化は Na_2MoO_4 から $LiCaCeMo_3O_{12}$ などのアルカリ土類や希土類主体の不溶性モリブデン酸塩への転換と考えられた。これらの結果を整理すると，①たとえガラスを粉末化しても $NaNO_3$ のすべてがガラスと反応せず，一部は Mo と反応して YP を形成する，②ただし，ガラスと $NaNO_3$ の反応効率が上がっているため YP を形成する Mo の割合は低下する，③YP（Na_2MoO_4）は仮焼層中では不安定であり，より安定な不溶性モリブデン酸塩へと転換するが，この反応の進行には Na の受け取り手となる原料ガラスとの接触効率が重要となる。ガラスの粉末化で YP が減少するのは②および③の効果といえる。

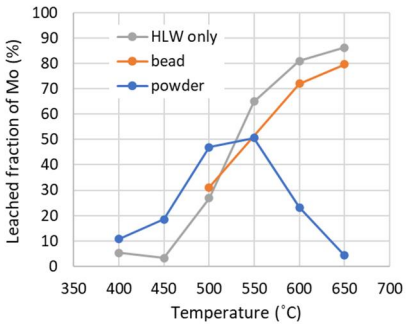


図 1 YP を形成した Mo の割合

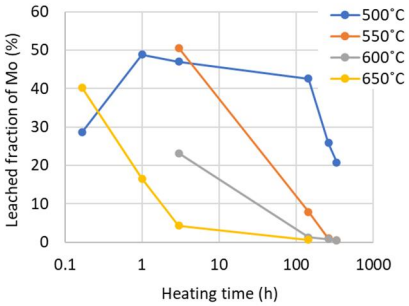


図 2 YP 形成割合の時間変化
（ガラス粉末の場合）

1) K. Uruga et al., J. Nucl. Sci. Technol., 57(4), 433-443 (2020).

本研究は，経済産業省資源エネルギー庁「令和 4, 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」（課題番号 JPJ010599 ）における成果の一部である。

* Kazuyoshi Uruga, Tsuyoshi Usami
Central Research Institute of Electric Power Industry

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
（129）軟 X 線領域の XAFS 測定によるホウケイ酸ガラスの構造評価

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction.

(129) Structural investigation of borosilicate glasses by using XAFS measurement in soft X-ray region.

*永井 崇之[1]，岡本 芳浩[1]，柴田 大輔[2]，小島 一男[2]
長谷川 毅彦[3]，佐藤 誠一[3]，深谷 茜音[4]，畠山 清司[4]
[1]JAEA，[2] 立命館大学 SR センター，[3] 検査開発，[4]E&E テクノサービス

模擬廃棄物ガラス塊の凝固表層と切断面を対象に，ガラス成分の B，Si 等の K 吸収端及び廃棄物成分の Ce の L_3 吸収端を XAFS 測定し，ガラス塊の部位による構成元素の化学状態の相違を比較した．

キーワード：ガラス固化，ホウケイ酸ガラス，XAFS，ラマン分光，ホウ素，ケイ素，セリウム

1. 緒言　模擬した高レベル放射性廃液（HAW）を原料ガラスに添加した模擬廃棄物ガラスを作製し，XAFS 等の構造解析により構成元素の化学状態を評価している．本報は，模擬廃棄物ガラスカレットを再溶融したガラス塊の凝固表層と切断面を対象に XAFS 測定等を行い，部位による構成元素の化学状態等を比較した．

2. 実験　模擬 HAW（MOX 廃液，高燃焼度廃液）と原料ガラス（カレット，カートリッジ）から作製した模擬廃棄物ガラスカレット（6 組成）をサンプル原料に用いた．再溶融は，カレットを蓋付アルミナ製ルツボに装荷してマッフル炉で 1100 °C まで昇温して 1 h 保持後，600 °C まで 5 °C min^{-1} で降温し室温まで徐冷した．サンプル加工は，ルツボ内の凝固ガラス塊をダイヤモンド製ビットでコア抜きし，コア抜きしたガラス円柱の凝固表層と円柱中央部から 1 mm 厚の円板に切出した．切断面サンプルは測定面を研磨し，凝固表層サンプルは切出したまま測定に供した．XAFS 測定は，B，O，Na，Si の K 吸収端を真空状態で，Ce の L_3 吸収端を大気下で蛍光法により行った．また，ラマン分光測定により，各サンプルの Si－O 架橋構造を観察した．

3. 結果　凝固表層の B の K 吸収端 XANES スペクトル（図 1 の実線）は B－O 配位構造の 4 配位構造（BO_4）ピーク（198 eV）[1]高さが切断面（破線）より高く，K 吸収端ピークエネルギー（194 eV）値が切断面より低くなることを確認した．Na 及び Si の K 吸収端スペクトルは，凝固表層と切断面で極端な違いはなかった．凝固表層の Ce の L_3 吸収端スペクトル（図 2 実線）は，切断面（破線）と比較して 4 価割合が高くなることを確認した．また，Si－O 架橋構造のラマンスペクトルは，凝固表層が深さ方向に対して変化するのに対し，切断面は変化が観察されなかった．

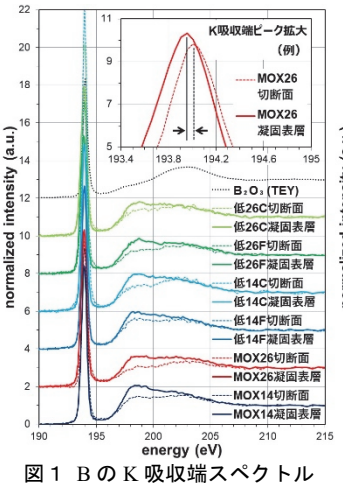


図１　B の K 吸収端スペクトル

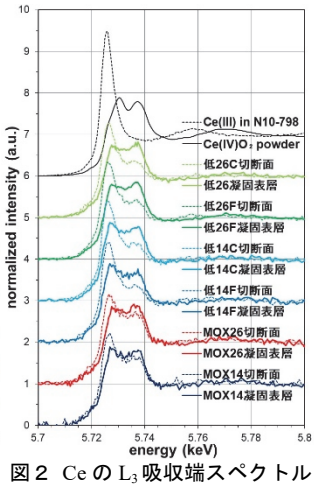


図２　Ce の L_3 吸収端スペクトル

得られた結果から，溶融状態にあるガラスが冷却凝固する過程において，凝固ガラス表層の B－O 配位構造が 4 配位構造（BO_4）へ移行するとともに，ガラス相に内包された Ce が 4 価状態へ酸化する可能性がある．

参考文献　[1] Fleet, M. E., Muthupari, S., *J. Non-Crystalline Solids*, **255**, (1999) pp.233-241.

本報告は，経済産業省資源エネルギー庁から受託した「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基盤研究事業(JPJ010599)」の成果を含む．また，B，O，Na の K 吸収端 XAFS 測定は立命館大学 SR センターで，Si の K 吸収端と Ce の L_3 吸収端の測定は KEK-PF 放射光共同利用実験課題 2023G592 で実施した．

*Takayuki Nagai[1], Yoshihiro Okamoto[1], Daisuke Shibata[2], Kazuo Kojima[2], Takehiko Hasegawa[3], Seiichi Sato[3], Akane Fukaya[4] and Kiyoshi Hatakeyama[4]
[1] JAEA, [2] SR Center, Ritsumeikan Univ., [3] Inspection Development Co., [4] E&E Techno Service Co.

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 （130）モリブデン酸ジルコニウムを出発物質とした実験によるＹＰ発生機構の検討(4)

Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction
(130) Examination of YP formation mechanisms by experiments using zirconium molybdate as a starting material (4)

*岡本 芳浩[1]，永井 崇之[1]，勝岡 菜々子[1]，秋山 大輔[2]，桐島 陽[2]
[1]原子力機構，[2]東北大学

モリブデン酸ジルコニウムを出発物質とした様々な条件下の加熱処理試料の XAFS 分析を行い、モリブデン酸カルシウムの生成状況を比較した。

キーワード：ガラス固化, イエローフェーズ, 放射光 XAFS, モリブデン酸塩

1. 緒言　我々は、高レベル放射性廃液（HAW）のガラス固化処理における課題の１つであるイエローフェーズ（YP）の発生機構を解明するため、HAW 中で生成されるモリブデン酸ジルコニウム（$Zr(MoO_4)_2$）を出発物質とした加熱処理試験を行ってきた。これまでに、400℃で $SrMoO_4$ が生成すること[1]、加熱温度上昇とともに $BaMoO_4$ さらに $CaMoO_4$ の順に変化すること[2]、Na 元素が $CaMoO_4$ 生成へ及ぼす影響[3]を報告した。本研究では、$Zr(MoO_4)_2$ が出発物質に共存した場合のガラス固化試料への影響を調べた。

2. 実験　試料は、原料ガラスと模擬廃液の組み合わせに、(試験試料１)$Zr(MoO_4)_2$ と $NaNO_3$ を添加したケース、(試験試料２)$ZrO(NO_3)_2・2H_2O$、$Na_2MoO_4・2H_2O$ 及び $NaNO_3$ を添加したケースの２種類とした。添加する $NaNO_3$ 量を調整することで、双方ともに同量の Na、Zr 及び Mo 量を含む組成とした。YP を調査対象とするため、実質的な廃棄物成分充填率を 38.3wt%、酸化物換算の Mo 量を過剰な 9.87wt%とした。これら 2 試料に対して、Ca, Zr 及び Mo 元素の K 吸収端 XAFS 測定及び Mo 元素のイメージング XAFS を実施した。

3. 結果　試験試料はホウケイ酸ガラスへの Mo 元素の溶解度を大きく超えていることから、ともにモリブデン酸塩とみられる凝集が確認されたが、イメージング観察の結果、析出状態には大きな違いが認められた。試験試料1では数百 μm にも及ぶ大きな凝集体が、試験試料2では 100 μm 未満の小規模な凝集体が観察された。Mo 元素の EXAFS 解析（図1）及び Ca 元素の XANES 解析の結果、試験試料1の凝集体が $CaMoO_4$ を主成分とすることが確認された。一方で、小規模の凝集体のみが確認された試験試料2において、試験試料1と同程度あるいはそれを上回る量の $CaMoO_4$ の存在を示唆する結果が得られた。

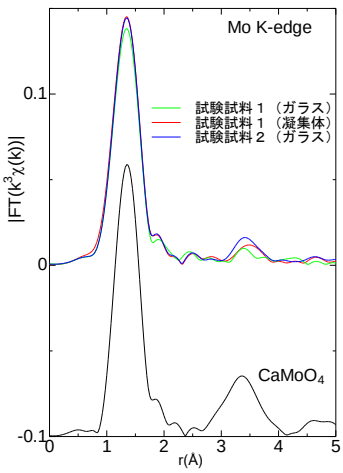


図１　模擬ガラス試料の Mo 元素K吸収端 EXAFS による動径分布関数

参考文献

[1] 越野，他，原子力学会「2022 年秋の大会」1B04
[2] 永井，他，原子力学会「2023 年秋の大会」1E12
[3] 岡本，他，原子力学会「2024 年春の年会」1B05

本報告は、経済産業省資源エネルギー庁から受託した「令和 5 年度放射性廃棄物の減容化へ向けたガラス固化技術の基盤研究事業」（課題番号 JPJ010599）の成果を含む。また、放射光 XAFS 測定は、高エネルギー加速器研究機構・放射光実験施設共同利用実験課題 2023G067 において実施された。

*Yoshihiro Okamoto[1], Takayuki Nagai[1], Nanako Katsuoka[1], Daisuke Akiyama[2] and Akira Kirishima[2]
[1]JAEA, [2]Tohoku University

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
（131）廃液多様化に向けたガラス溶融炉への適用技術評価

Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction
(131) Applicability evaluation of glass melter for diversity of HLW

*宮嶋　篤海[1]，中野　邦彦[1]，和泉　博貴[1]，多田　晴香[1]，鬼木　俊郎[1]
[1]IHI

使用済 MOX 燃料の再処理により発生する廃液を濃縮した前処理化物を対象に，小型ガラス溶融炉を用いた溶融試験を実施し，廃液前処理化物のガラス溶融炉への適用性について評価を行った。

キーワード：MOX 燃料廃液，ガラス固化技術

1. 緒言

将来的な使用済燃料の多様化に向け，使用済 MOX 燃料の再処理による発生する廃液（以下，MOX 燃料廃液と称する）を対象としたガラス固化技術の開発を進めている。MOX 燃料廃液の処理にガラス溶融炉を適用するに当たっては，廃液を濃縮する目的で粉体・顆粒化を行う前処理化技術の採用が検討されている。ガラス溶融炉の運転特性は，前処理化した廃液と前処理を行わない廃液とで大きく異なる可能性がある。そこで，小型ガラス溶融炉を用いた試験を実施し，廃液前処理の有無および原料ガラスの形状がガラス溶融炉の運転に与える影響について確認し，廃液前処理化技術のガラス溶融炉への適用性について評価した。

2. 試験

廃液前処理化物は，MOX 燃料模擬廃液を 400℃で加熱して調製した。小型ガラス溶融炉は，溶融上部表面積が 225cm^2（縦横長さ 150mm）のジュール加熱炉であり，溶融炉の上部から模擬廃棄物と原料ガラスを供給し，炉内底部からガラスを流下できる仕組みとなっている。試験では，模擬廃棄物は廃液前処理化物と比較のための廃液（前処理なし）の 2 条件，原料ガラスはビーズおよび粉末の 2 条件を対象として溶融試験を実施し，仮焼層形成状態などの炉内状態およびガラス固化体中の YP 生成に与える影響等について評価した。

3. 結果および考察

廃液前処理化物は廃液供給時と同等の炉内温度分布を維持しつつ，廃液の 2 倍の供給速度で処理でき，ガラス溶融炉への適用可能な見通しが得られた。廃液前処理化物を対象として，原料ガラスを従来のビーズから粉末とした場合には，ビーズ供給と比較して，YP 生成が大幅に減少することを確認した。しかし，粉体供給では，供給物の飛散によるオフガス系への移行や付着が課題として抽出され，対策の検討が必要である。

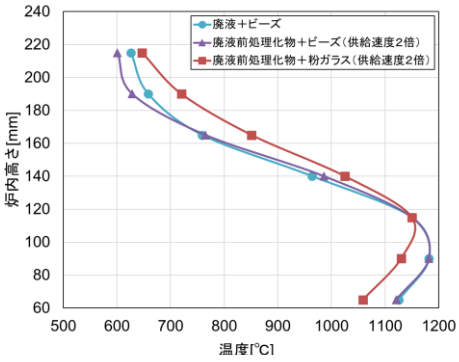


図　試験時の炉内温度の分布

謝辞　本報告は，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。

*Atsumi Miyajima[1], Kunihiko Nakano[1], Hiroki Izumi[1], Haruka Tada[1] and Toshiro Oniki[1]
[1]IHI

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
(132) 不溶解残渣の仮焼層反応(2)

Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction
(132) Reaction of insoluble residue in cold cap (2)

*宇佐見 剛[1]，宇留賀 和義[1]
[1]電中研

不溶解残渣を含む高レベル放射性廃液をガラス固化する際の、仮焼層における反応を調べた。

キーワード：高レベル廃液、ガラス固化、不溶解残渣

1. 緒言

不溶解残渣は核燃料の燃焼に伴って燃料中に生成する 5 元合金(Mo-Tc-Ru-Rh-Pd)で、再処理では溶解工程で溶け残り分離された後、高レベル廃液及びアルカリ廃液と混合してガラス固化工程に供給される。前報ではこれを模擬した Mo-Ru-Rh-Pd 合金と、仮焼層の主成分である硝酸ナトリウムの反応を観察し、500℃以上で構成元素がそれぞれ Na との複合酸化物を形成すること、その挙動が模擬廃液に溶解した各元素の挙動と同じであることを示した。本研究では原料ガラスと模擬廃液の共存する体系での挙動を評価した。

2. 実験

不溶解残渣は重量分率で Mo30 - Ru50 - Rh10 - Pd10 の 4 元合金で模擬した。模擬残渣は模擬廃液と混合し、ホットプレート等で仮焼して粉体化・混合した。仮焼物は原料ガラスに乗せ、或いは粉体化した原料ガラスと混合して 1150℃まで加熱し 8 時間保持した。冷却後のガラスは表面と切断面を SEM-EDX、XRD などで観察して残渣の仮焼層反応を評価した。

3. 結果・考察

ϕ 10 μ m 以下の模擬残渣を模擬廃液と仮焼しガラス表面に乗せて加熱した試験では、白金族元素はガラス表面にも分布した。この原因は表面張力と予想された。ガラス表面を XRD で観察した結果を図 1 に示す。回折パターンは Pd-Rh 合金と RuO_2 に良く一致した。Mo は $NaNO_3$ と模擬残渣の二元系ではイエローフェーズの主成分である Na_2MoO_4 を形成したが本試験では観察されず、Mo が共存するガラスに溶解したことが示唆された。

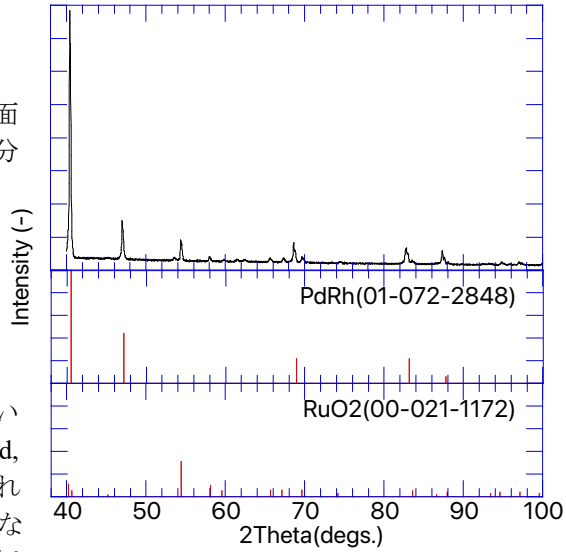


図1　XRDによるガラス表面の分析結果

このガラスの断面(内部)を SEM-EDX で観察すると、広い範囲で図 2 に示すように Ru, Rh を含む針状の析出物と Pd, Rh を含む球状の析出物が観察された。両者に Mo は含まれず、原料とした 4 元合金など Mo を含む析出相は観察されなかった。以上から白金族元素を不溶解残渣(合金)として供給しても、仮焼層内で反応して相互に分離し、Mo はガラスに溶解、Ru と Pd はそれぞれ針状の酸化物と球状の金属になることが明らかとなった。これらの存在形態は各元素を硝酸溶液として供給した場合と一致した。

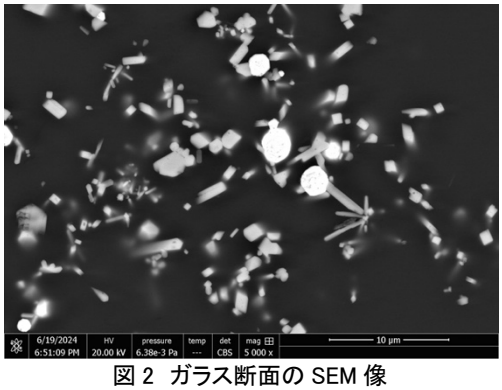


図 2　ガラス断面の SEM 像

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「令和 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」（課題番号 JPJ010599 ）の成果の一部である。

---

*Tsuyoshi Usami[1] and Kazuyoshi Uruga[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry.

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：502-1 Nuclear Materials, Degradation, Radiation Effects, and Related Technology

Thu. Sep 12, 2024 5:10 PM - 5:40 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 8:10 AM - 8:40 AM UTC Room O(Recture RoomsB 2F B204)

[2O18-19] Stress Corrosion Cracking

Chair:Masayuki Kamaya(INSS)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2O18]

SCC initiation of cold worked Alloy 690TT under simulated PWR primary water

Stagnant Behavior of Small Openings

*Takumi Terachi[1], Oumaya Toru[2], Takuyo Yamada[1], Yuki Yamaoka[1], Koji Arioka[1] (1. INSS, 2. KEPCO)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2O19]

SCC Initiation and Propagation Mechanisms of Stainless Steel in Simulated PWR Primary Water

(2) Influence of Temperature on Crack Tip Microstructure

*Katsuhiko Fujii[1], Yusuke Noshi[1], Takumi Terachi[1], Takuyo Yamada, Koji Arioka[1] (1. INSS)

©Atomic Energy Society of Japan

TT690 合金の PWR1 次系環境下における SCC 発生検討
—微小な開口の停留挙動—

SCC initiation of cold worked Alloy 690TT under simulated PWR primary water
- Stagnant Behavior of Small Openings-

*寺地 巧[1], 大厩 徹[2], 山田 卓陽[1], 山岡 祐樹[1], 有岡 孝司[1]
[1]INSS, [2]INSS(現関西電力)

耐 SCC 性に優れる TT690 合金冷間加工材について、促進条件下で SCC 発生試験を行い、微小な開口について長期間にわたり観察を実施した。微小な開口は促進条件でも 1 粒界程度で停留し、26,007 時間経過しても伝播期に移行しなかった。

キーワード：TT690 合金，SCC 発生試験，冷間加工材，粒界キャビティ, PWR1 次系

1. 緒言

TT690 合金は、加圧水型軽水炉（PWR）の 1 次系における応力腐食割れ（SCC）への対策材として採用が進んでおり、既に 30 年以上の使用実績があるものの、現在までに実機プラントにおける SCC 発生は報告されていない。しかし，強い冷間加工を加えることにより SCC 進展感受性を示すことが確認されているため、長期健全性を評価するには、SCC が発生・進展する可能性について、機構論に検討することが重要と考えられる[1]。これまでの検討では、予め高温ガス中でキャビティ生成処理を施すことにより、亀裂発生の前駆段階が促進され、微小な開口が生じる事を確認してきた[2, 3]。本報告は、更にこれらの微小な開口が進展性の SCC に成長する可能性について検討した。

2. 実験

TT690 合金に 20%の冷間加工（CW）を施し、ブラントノッチ CT 試験片を製作した。その後、450℃で 220 時間、見かけの K 値 40 MPa√m となる条件で荷重を負荷し、粒界キャビティ生成処理を施した。処理後、360℃の PWR1 次系模擬水中（500 ppm B＋2 ppm Li＋DH 30 cc/kg H_2O）で 26,000 時間の定荷重試験を実施した。試験中定期的に試験片を取り出し、微小な開口の変化について走査電子顕微鏡（SEM）で観察した。本試験方法の詳細は既報[2]に記載されている。

3. 結果・考察

開口幅と開口長の時間変化の一例を図 1 に示す。評価した微小な開口では、約 2,000 時間 PWR1 次系環境に浸漬した時点で、既に 74 μm の開口が認められたが、その後 26,007 時間経過しても 87 μm と大きな成長は認められなかった。開口幅は初期の 10,000 時間で大きく変化したが、その後 2 μm を超えた時点で変化量が減少した。これらの観察例は、微小な開口が停留する事があることを示し、比較的割れやすい粒界が開口しても、他の粒界への伝播は生じ難いことを示している。

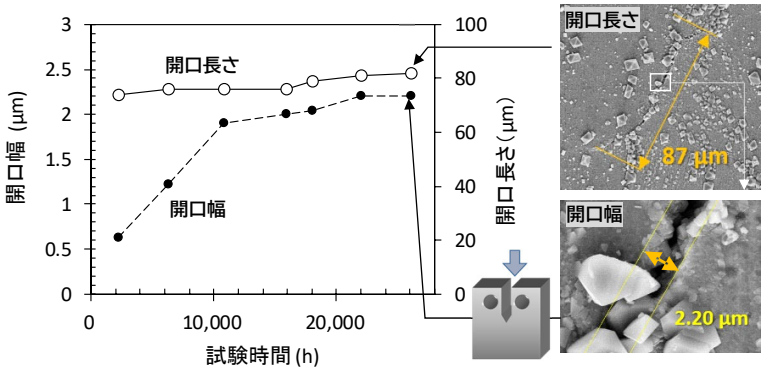


図 1　微小な開口の幅と長さの経時変化

[1] Arioka et al., CORROSION, 72[10], (2016)
[2] 寺地他, INSS Journal Vol. 26, NT-6, (2019)
[3] 大厩他, INSS Journal Vol. 29, NT-6, (2022)

*Takumi Terachi[1], Toru Oumaya[2], Takuyo Yamada[1], Yuki Yamaoka[1], Koji Arioka[1]
[1]Institute of Nuclear Safety System(INSS), [2]INSS (Present: KEPCO)

ステンレス鋼の PWR 1 次系模擬水中の SCC 発生・進展機構
(2) 亀裂先端組織に対する温度の影響

SCC Initiation and Propagation Mechanisms of Stainless Steel in Simulated PWR Primary Water
(2) Influence of Temperature on Crack Tip Microstructure

*藤井 克彦[1], 野志 勇介[1], 寺地 巧[1], 山田 卓陽[1], 有岡 孝司[1]
[1]原子力安全システム研究所

360℃の PWR 1 次系模擬水中で 20%CW316 鋼に進展した IGSCC の亀裂先端を TEM 観察と STEM/EDS 分析で調べた。320℃で認められた亀裂先端での主に Fe の溶出による原子密度が低下した領域の形成は確認されず、320℃と 360℃で SCC 進展の様相が異なることが分かった。

キーワード：ステンレス鋼、応力腐食割れ、亀裂先端のナノスケール分析、TEM、SCC 発生・進展機構

1. 緒言

軽水炉における応力腐食割れ（SCC）は、対策を講ずる必要のある重要な劣化事象の一つである。最近、加圧水型炉（PWR）1 次系冷却水環境において、非鋭敏化ステンレス鋼の SCC 発生が国内外で報告され、SCC 発生・進展機構の解明に向けた新たな研究が求められている。SCC 進展に関しては多く研究され、温度や加工度などの影響が明らかになっている。一方、SCC 発生のラボ試験は非常に困難であり、SCC 進展の知見を機構論に基づいて発生に対して適用することが必要となる。本研究では、ステンレス鋼の PWR 1 次系冷却水中の SCC 発生・進展機構の提案に必要な知見を得ることを目的に、SCC 亀裂進展に先立つ組成の変化と構造の変化に対する温度の影響を調べ、亀裂先端での腐食反応に対する温度の影響を検討した。

2. 方法

対象とした SCC 進展亀裂は、板厚が 20%減少するように冷間圧延した 316 ステンレス鋼材から T-S 方向が亀裂進展方向になるように作製された 1/2TCT 型試験片に、疲労予亀裂を導入して$K = 30\ MPa\sqrt{m}$の応力条件で 360℃にて SCC 進展試験されたものである。なお、水質条件は PWR 1 次系模擬水（30ccH_2/kgH_2O, 500ppmB, 2ppmLi）である。TEM 試料は、試験片の 3mm 断面に観察される SCC 亀裂の最深部から集束イオンビーム加工装置（FIB）で採取して作製し、1kV の Ar イオンビームで最終加工した。その後、亀裂先端部を TEM 観察と走査 TEM/エネルギー分散型 X 線分光法（STEM/EDS）による元素分析で調べた。

3. 結論

SCC 進展亀裂先端の TEM 観察結果の例を図に示す。ZC 像であり、金属の領域のみが観察される条件で撮影したものである。なお、亀裂内はほぼ酸化物で満たされた状態であった。亀裂は粒界に沿って進展しており、下の結晶粒のすべり帯と作用した位置で停止していた。亀裂の内壁は腐食により凹凸に富んでおり、すべり帯が多く観察される下の結晶粒がより腐食されている傾向がある。亀裂先端の白いコントラストの約 50nm でのみ組成変化が認められ、Fe と Cr の減少と、その減少量を補う量の Ni の増加が生じており原子密度の低下は確認されなかった。今回の水質では Fe と Cr が酸化されるが、Ni は金属状態を保つ。Fe と Cr の減少は酸化を駆動力にした溶出によると考えられ、Ni については原子密度を保つための Fe と Cr の逆拡散によると考えられる。320℃で認められた亀裂先端での原子密度が低下した領域の形成は確認されず、320℃と 360℃で SCC 進展の様相が異なることが分かった。

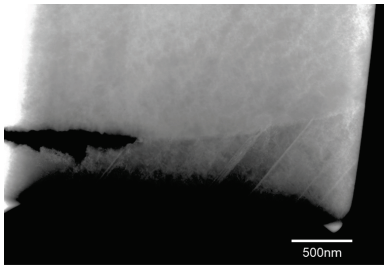


図 亀裂先端の ZC 像

*Katsuhiko Fujii[1], Yusuke Noshi[1], Takumi Terachi[1], Takuyo Yamada[1], Koji Arioka[1] [1] INSS

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：505-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

Thu. Sep 12, 2024 5:10 PM - 6:00 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 8:10 AM - 9:00 AM UTC Room M(Recture RoomsB 2F B202)

[2M18-20] Dissolution/Preciptation

Chair:Kazuma Kuroda(CRIEPI)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2M18]

Dissolution behavior of uranium-zirconium oxide solid solution
(2)The impact of organic acids

*Ryutaro Tonna[1], Taishi Kobayashi[1], Takayuki Sasaki[1] (1. Kyoto Univ.)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2M19]

Solubility behavior of coprecipitated (Zr,Th)(OH)4(am)

*Yuki Yoshikawa[1], Ryutaro Tonna[1], Taishi Kobayashi[1], Ryuhei Motokawa[2], Takayuki Sasaki[1] (1. Kyoto Univ., 2. JAEA)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2M20]

Effects of Temperature and Inner Pores of Solid Phase on the Precipitation of Supersaturated Silicic Acid in the Presence of Aluminum

*Yutaro Kusaka[1], Taiji Chida[1], Tsugumi Seki[1], Yuichi Niibori[1] (1. Tohoku Univ.)

5:55 PM - 6:00 PM JST | 8:55 AM - 9:00 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

$(U,Zr)O_2$ の水への溶解メカニズムに関する考察 (2)有機酸影響

Dissolution behavior of uranium-zirconium oxide solid solution
(2) The impact of organic acids

*頓名龍太郎[1]，　小林大志[1]，　佐々木隆之[1]
[1]京大

種々の U と Zr 比の混合溶液から$(U,Zr)O_2$ を加熱調製し、有機酸を含む水への浸漬試験を実施した。溶解量を測定し、有機酸との錯生成能、固相の U/Zr 比との関係について、熱力学的に考察した。

キーワード：$(U, Zr)O_2$ 固溶体，U/Zr 比，有機酸，　溶解挙動

1.　緒言

東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故で生成した燃料デブリには UO_2 燃料とジルカロイ被覆管が反応した$(U,Zr)O_2$ 固溶体が含まれている。様々な U/Zr 比をもつ$(U,Zr)O_2$ 模擬燃料デブリの溶解性は UO_2 に比べ低く、固溶 Zr が U の溶解を抑制したと考えられている[1]。単相の $(U,Zr)O_2$ 浸漬試験の結果、固溶 Zr が固相表面で難溶性の二次固相を形成することで、バルクの U の酸化および溶解を抑制した可能性が示唆された[2]。一方、炉内滞留水等には地下水由来の天然有機物が含まれると推察される。このうち、有機酸は Zr や U と錯生成し見かけの溶解度を増加させることから、$(U,Zr)O_2$ 溶解への有機酸の影響評価は不可欠である。本研究では $(U,Zr)O_2$ 溶解メカニズムに対する有機酸影響を検討するため、簡単な構造のジカルボン酸を含む水への $(U,Zr)O_2$ の浸漬試験を行った。浸漬後の U および Zr の溶解濃度について、固相状態および浸漬液性に基づき、熱力学的、速度論的な解釈を試みた。

2. 実験

湿式沈殿法により異なる Zr 分率の $U_{1-y}Zr_yO_2$ (y=0-0.1)を調製した。固相状態を XRD, SEM-EDX で分析したのち、シュウ酸（ox ; HOOC-COOH）またはマロン酸（mal ; HOOC-CH_2-COOH）を 0.01 M 含む水に浸漬した。pH は 2 および 7 に調整し、イオン強度は 0.5 M（$NaClO_4$ 系）とした。所定期間浸漬後、分取液を 3kDa フィルターで限外ろ過したのち、ICP-MS により U および Zr 濃度を定量した。得られた核種 i の溶解量 M_i（mol）を浸漬固相の表面積 S（m^2）および元素分率 f_i で除して規格化溶解量(N_i)を評価した。

3. 結果と考察

有機酸を含まない pH 2 の条件では、$(U,Zr)O_2$ から U の優先的な溶解が進行した。このとき UO_2 に比べ$(U,Zr)O_2$ の N_U は小さく、U の溶解は抑制された。**Fig.1** に示すように、シュウ酸存在下では、$(U,Zr)O_2$ の N_U, N_{Zr} は一致し、U と Zr の調和溶解が進行した。また、この N_U は UO_2 のそれと同じであり、U の溶解抑制は確認されなかった。4 価 Zr との強い錯生成能をもつシュウ酸は Zr の溶解を促進し、固相表面で Zr 二次固相が生成しなかったためと考えられる。Zr との錯生成能がシュウ酸に比べ小さいマロン酸では、$(U,Zr)O_2$ の U の優先的な溶解が確認された。さらに、U/Zr 比が低いほど N_U が低下したことから同条件では Zr 二次固相による U 溶解抑制が起きたと考えられる。発表では、有機酸共存下での核種溶解度に基づく熱力学的考察を行う予定である。

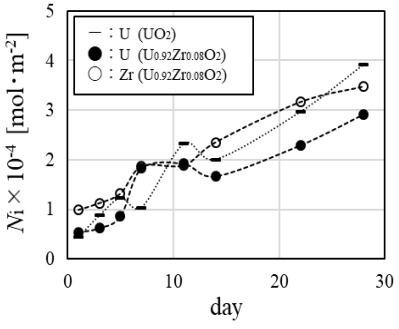


Fig.1　シュウ酸共存条件での N_i の浸漬時間依存性（pH 2）

【謝辞】本研究は JSPS 科研費 23KJ1187 の助成を受けたものです。

References：[1] R. Tonna ら, Nucl. Eng. Technol. **55.** 4 (2023) [2] R. Tonna ら，原子力学会 2023 年秋の年会, 1D05

*Ryutaro Tonna[1]，Taishi Kobayashi[1]，Takayuki Sasaki[1]
[1]Kyoto Univ.

共沈法で生じた(Zr,Th)(OH)$_4$(am)の溶解度に関する研究

Solubility behavior of coprecipitated (Zr,Th)(OH)$_4$(am)

*好川祐樹[1]，頓名龍太郎[1]，小林大志[1]，元川竜平[2]，佐々木隆之[1]

[1]京大，[2]原子力機構

4 価 Zr および Th のアモルファス水酸化物共沈固相を調製し、X 線回折や中性子小角散乱により固相状態を調べた。得られた固相状態をもとに、共沈固相の Zr および Th 溶解度の熱力学的な解釈を試みた。

キーワード： 溶解度，共沈固相，水酸化物，ジルコニウム，トリウム

1. 緒言

地層処分の安全評価対象核種である Zr や Th などの 4 価金属イオンは、地下水条件下でアモルファス水酸化物（M(OH)$_4$(am)）として沈殿し、その溶解度が移行挙動を支配する。一方、超長期の処分環境条件では、熱力学的に安定な結晶酸化物（MO$_2$(cr)）に溶解度制限固相が変遷し、見かけの溶解度が低下する可能性が報告されている[1]。これまでの研究では、核種毎に溶解度制限固相の変化が調べられてきたが、実際の処分環境では複数の核種が共存すると考えられる。複数の核種からなる共沈固相の場合、単一核種からなる固相と比べて、熱力学的に安定な固相状態が異なる可能性がある。本研究では、4 価 Zr および Th のアモルファス水酸化物共沈固相を調製し、70℃下で振とうし、溶解度制限固相の変化を促した。X 線回折（XRD）や中性子小角散乱（SANS）により固相状態の変化を調べるとともに、Zr および Th 溶解度の熱力学的な解釈を試みた。

2. 実験

ZrCl$_4$および Th(NO$_3$)$_4$を超純水（SANS 測定試料では重水(D$_2$O)）に溶解させ、HCl または DCl を加え酸性とし各母溶液（[Zr]=0.238M、[Th]=0.520M）を作成した。各母溶液を所定のモル比（[Th]/[Zr] ＝ 10/0 ～ 0/10, ただし、[Zr]+[Th]=0.1M）で混合した後、NaOH（または NaOD）を滴下し pH12 に調整した。調製した試料溶液を 70℃にて 1 ヶ月振とうさせた後、固液分離し、固相の XRD および電子顕微鏡（SEM）観察を行うとともに、中性子小角散乱プロファイルを JRR-3 の SANS-J にて測定した。また、溶解度実験では、固相を酸性 pH の試料溶液に浸漬し、限外ろ過（10kDa）を行った後、ろ液の Zr および Th 濃度を ICP-MS により定量した。

3. 結果と考察

図 1 に pH12、70℃で 1 ヶ月振とうさせた試料の固相の XRD パターンを示す。Zr のみ(Zr(OH)$_4$)の場合([Th]/[Zr]=0/10)、ZrO$_2$(monoclinic)に相当する顕著な回折ピークが見られた一方、[Th]/[Zr]=5/5 の試料では顕著な回折ピークは得られなかった。また、SANS プロファイルでも[Th]/[Zr]=5/5 の試料は、Zr(OH)$_4$とは異なる凝集体を形成していることが示唆された。発表では、各試料の固相状態に基づき、Zr および Th 溶解度について解釈する。

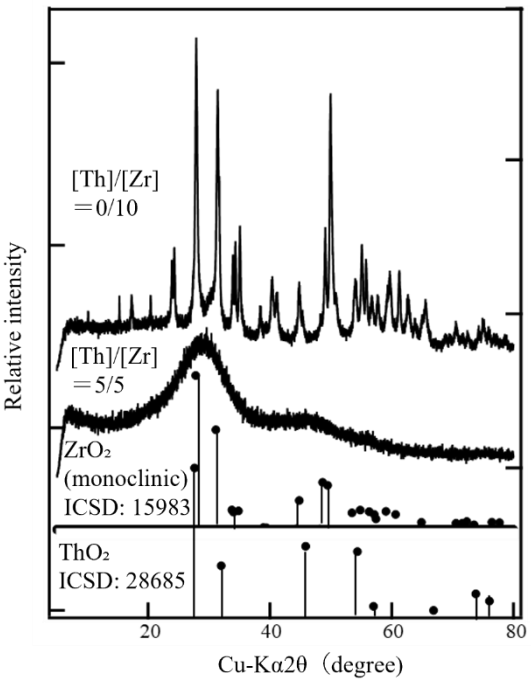


図 1　pH12，70℃で調製および振とうした(Zr,Th)(OH)$_4$(am)試料の XRD パターン

参考文献 [1] T. Kobayashi et al., Radiochim. Acta 101 (2013) 645-651.

*Yuki Yoshikawa[1], Ryutaro Tonna[1], Taishi Kobayashi[1], Ryuhei Motokawa[2], Takayuki Sasaki[1]

[1]Kyoto Univ., [2]JAEA

Al 共存下における過飽和ケイ酸析出に対する温度および固相の内部間隙の影響

Effects of Temperature and Inner Pores of Solid Phase on the Precipitation of Supersaturated Silicic Acid in the Presence of Aluminum

*日下　佑太朗[1]，関　亜美[1]，千田　太詩[1]，新堀 雄一[1]
[1]東北大学

Al 共存下でのケイ酸析出挙動を温度と固相粒径に基づいて評価した結果、見かけの析出速度定数は高温ほど大きくなるとともに、析出に寄与する多孔質体の内部間隙はある程度の深さに留まることが確認された。

キーワード：高レベル放射性廃棄物，過飽和ケイ酸，アルミニウム，析出，温度依存性

1. 緒言　処分場近傍の地下環境では、セメント由来のアルカリ成分に起因する pH の変動により過飽和となったケイ酸が析出することで地下水流路を閉塞し、核種移行を遅延する効果が期待される。また、実際の地下環境には Al イオンが多く含有されることに加え、地温勾配により処分場周辺は比較的高温になることが予想される。本研究では、温度に加えて、固相の内部間隙の寄与を調べるために固相（アモルファスシリカ）粒径をパラメータとして、これらが Al 共存下の過飽和ケイ酸析出に及ぼす影響を調べた。

2. 実験　初期過飽和ケイ酸濃度 8 mM、Al 濃度 0.14 mM に調製した溶液にアモルファスシリカ粉末(粒子半径 37.5～75 μm) 0.1 g、0.5 g、1.0 g を加え、硝酸溶液および緩衝剤により pH 8 に調製して析出実験を開始し、15℃、25℃、40℃に設定した恒温槽にて 6 時間攪拌した。なお、固相粒径をパラメータとする際は、温度 25℃として粒子半径 31 μm、111 μm、177 μm に設定した。適宜採取した試料溶液を孔径 0.45 μm のシリンジフィルターを用いて固相を除去し、ICP-OES により定量した液相中のケイ酸量を初期全ケイ酸量から差し引くことで析出したケイ酸量を得た。そして、実験開始直後の析出量の時間変化から析出速度を求め、これらを固相表面積で整理することにより見かけの析出速度定数を算出した。

3. 結果と考察　図 1 に見かけの析出速度定数の温度依存性を示す。Al の有無に依らず活性化エネルギーは近い値（30 kJ/mol 程度）となり、類似の析出過程に従っている可能性がある。図 2 は析出速度と比表面積の関係であり、各々の勾配から得られる見かけの析出速度定数が最も近くなった、析出限界深さ 43 μm と仮定して固相表面積を設定した場合を示す。Al 非共存の場合の析出限界深さは 30 μm と報告されており[2]、本研究でも同程度の値が得られたことから、ケイ酸析出に寄与する多孔質体の内部間隙は粒子表面からある程度の深さに留まることが確認された。一方で、図 2 に示したように見かけの析出速度定数は 10^{-10} m/s オーダーであり、これらは図 1 のように温度上昇とともに大きくなる。この析出速度定数の値は、既報[3]による析出速度と地下水流速との対比を考慮した評価モデルにより、Al 共存においてもケイ酸析出による流路狭隘化が進み、核種移行の遅延効果が期待できることを示唆する。

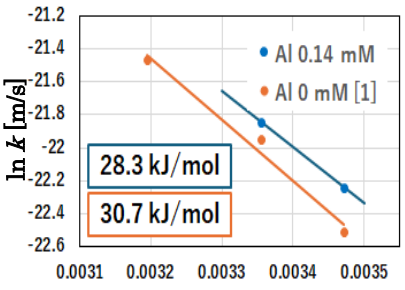


図 1 析出速度定数の温度依存性
（“Al 0 mM”は泉浦ら[1]）

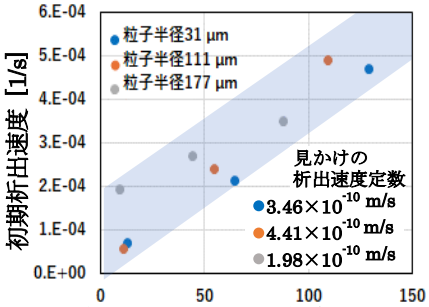


図 2 析出速度と比表面積の関係

引用文献：[1] 泉浦ら：日本原子力学会 2022 年春の年会講演予稿集、3G06 (2023). [2] 小渕ら：日本原子力学会 2022 年春の年会講演予稿集、2D19 (2023). [3] Sasagawa et al.: *J. Nucl. Eng. Rad. Sci.*, **3**, No. 041010, 1-6. (2017).

謝辞：本研究の一部は JSPS 科研費 JP21H04664 および JP24K01395 の成果である。記して謝意を表す。

*Yutaro Kusaka[1], Tsugumi Seki[1], Taiji Chida[1] and Yuichi Niibori[1]
[1]Tohoku Univ.

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：304-1 Thermal Hydraulics, Energy Conversion, Energy Transfer, Energy Storage

Thu. Sep 12, 2024 5:10 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 8:10 AM - 9:30 AM UTC Room H(Recture RoomsB 1F B102)

[2H19-23] Advanced Reactor

Chair:Kazuaki Kito(Hitachi-GE)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2H19]

Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor

(16) Overview of development result

*Akihiro Uchibori[1], Takashi Takata[1,2], Hirotaka Nakahara[3], Tohru Suzuki[4], Yuji Ohishi[5] (1. JAEA, 2. UTokyo, 3. HGNE, 4. TCU, 5. Osaka Univ.)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2H20]

Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor

(17) Analysis of SA progress by integrated safety simulation system

*Shinya Ishida[1], Akihiro Uchibori[1], Yasushi Okano[1] (1. JAEA)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2H21]

Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor

(18) Analysis of SA progress in PRISM-type reactor

*Sho Fuchita[1], Kazuhiro Fujimata[1], Takashi Abe[1], Hirotaka Nakahara[1], Mitsuhiro Aoyagi[2], Shinya Ishida[2] (1. HGNE, 2. JAEA)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2H22]

Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor

(19) Model development for core degradation

*Tohru Suzuki[1], Shuntaro Aono[1], Shogo Suzuki[1], Yuki Fushimi[1], Sho Fuchita[2], Shinya Ishida[3], Kenichi Kawada[3] (1. Tokyo City University , 2. Hitachi GE, 3. JAEA)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2H23]

Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor

(20) Measurement of thermophysical properties of molten materials for SA analysis by aerodynamic levitation method

*Yuji Ohishi[1], Tomoya Takatani[1], Shuho Kitagawa[1], Toshiki Kondo[2], Shin Kikuchi[2] (1. Osaka Univ., 2. JAEA)

6:25 PM - 6:30 PM JST | 9:25 AM - 9:30 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

多様な革新的ナトリウム冷却高速炉における統合安全性評価シミュレーション基盤システムの開発（16）全体成果概要

Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor
(16) Overview of development result

*内堀 昭寛[1]，高田 孝[1,2]，中原 宏尊[3]，鈴木 徹[4]，大石 佑治[5]
[1]JAEA，[2]東大，[3]日立 GE，[4]東京都市大，[5]阪大

革新的ナトリウム冷却高速炉に対し、シビアアクシデントまでを対象に安全性評価を行うシミュレーション基盤システムを開発した。本開発は、炉内／炉外事象を一貫評価するシステムの適用性拡張、ユーザー利便性向上、溶融燃料の物性値データベース構築から構成されている。本件ではその全体成果概要を報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，シビアアクシデント，安全性評価，数値シミュレーション

1. 緒言

革新的ナトリウム冷却高速炉に対する統合安全性評価シミュレーション基盤システムは、シビアアクシデント（SA: Severe Accident）まで含む事故進展時の個別事象を一貫して解析することで、多様な事故シナリオを網羅的に評価することを可能としている。4 ヵ年の研究では、冷却材挙動や炉心損傷等の解析モデルを開発し、プラント全体評価への適用性を拡張した。また、産業界への提供を前提に、最適解探索手法の開発、入力データの GUI（Graphical User Interface）化、品質保証作業の自動化を行った。評価の不確かさを低減するため、燃料等の溶融時熱物性を最新技術により計測した。本報ではその全体成果を述べる。

2. 全体成果

2-1. 統合安全性評価シミュレーション適用性拡張

開発したシステムは、炉内／炉外領域で生じる個別事象を一貫して解析する SPECTRA コード[1]をベースとしている。本コードのプラント全体評価への適用性拡張として、圧縮性多相流を評価する炉内側質点系冷却材挙動モデルを開発し、既構築の多次元系モデルと圧力方程式で連成させた。また、MOX（Mixed OXide）／金属燃料炉心の破損後挙動までを評価する炉心損傷モデルを開発した。小型モジュール高速炉へ適用するため、RVACS（Reactor Vessel Auxiliary Cooling System）除熱特性モデルを開発した。各モデルの基本機能や妥当性を確認した他、モデルを組み合わせて SA 事象を解析し、統合システムとしての機能を確認した。

2-2. ユーザー利便性の向上

本システムをプラント機器設計に活用するため、SPECTRA コードの解析と、その入出力の関係を ANN（Artificial Neural Network）に学習させる過程を繰り返すことで設計最適解を探索する手法を開発した。格納容器設計において 2 変数を最適化する問題を例として、最適解へ向けて探索が進むことを確認した。また、解析コードの入力データを GUI 画面上で設定するツールを構築した。本ツールには、品質保証作業の自動化として、入力値と解析実行時の変数格納値の整合性を確認する機能を実装した。

2-3. 融体熱物性データベース構築

ノズルからのガス噴出により試料を浮遊させ、レーザー加熱により溶融状態にして、その物性値を測定する装置を製作した。試料の画像から体積を評価し、試料の重量から密度を算出する。また、溶融物に振動を与え、その減衰挙動から粘性を評価する。本研究では、安定して浮遊可能な装置構造やガス流量条件、及び、共振振動を励起させる音波の周波数を特定し、さらには元素の均一な分布を確保するための試料作成方法を構築するなど、溶融物性の測定方法を確立した。熱物性データベースの構築として、本測定方法により、溶融二酸化ウラン（UO_2）ならびに溶融ウラン（U）を含む融体の熱物性を評価した。

3. 結言

開発したシステムは、事故シナリオの網羅的な評価、事象の発生割合を踏まえたリスクの定量化、各種安全対策の有効性評価に活用可能であり、ナトリウム冷却高速炉の安全性向上に寄与できる技術である。

＊本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0220354598 の助成を受けたものです。

参考文献

[1] A. Uchibori, et al., Nuclear Engineering and Desing, Vol.413, 2023.

*Akihiro Uchibori[1], Takashi Takata[1,2], Hirotaka Nakahara[3], Tohru Suzuki[4] and Yuji Ohishi[5]
[1]JAEA, [2]UTokyo, [3]HGNE, [4]TCU, [5]Osaka Univ.

多様な革新的ナトリウム冷却高速炉における統合安全性評価シミュレーション基盤システムの開発（17）統合安全性評価システムによる SA 解析

Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor
(17) Analysis of SA progress by integrated safety simulation system

*石田 真也[1]，内堀 昭寛[1]，岡野 靖[1]
[1]JAEA

ナトリウム冷却高速炉（SFR）におけるシビアアクシデント（SA）時の原子炉全体の挙動を評価する解析コード SPECTRA の事故評価に係る機能検証のため、MOX 燃料炉心の流量喪失時炉停止失敗事象（ULOF: Unprotected Loss of Flow）解析を実施し、炉心損傷事故に係る解析機能が適切に動作することを確認した。

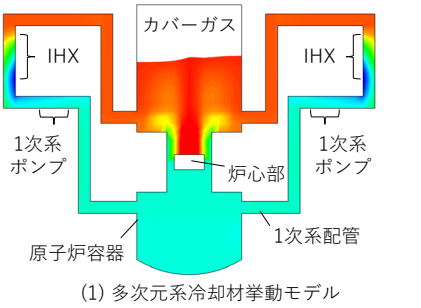
キーワード：ナトリウム冷却高速炉，シビアアクシデント，ULOF，SPECTRA

1. 緒言

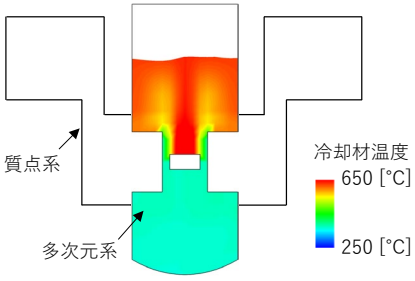
SFR の統合安全性評価シミュレーション基盤システムとして開発を進めている SPECTRA コードに対し、炉心損傷挙動を解析するための炉心溶融モデル[1]と冷却材挙動計算の高速化のための質点系冷却材挙動モデル[2]を新たに開発した。本報では、炉心損傷事故評価に係る機能検証のため、ULOF 解析を行った結果について報告する。

2. ULOF 解析

解析では、実在のプラントを単純化した 2 次元の 2 ループ体系を設定し、原子炉容器内と 1 次主冷却系配管内の冷却材の流動は既存のモデルである多次元系冷却材挙動モデル（図 1 (1)）を、炉心部の燃料ピン等の挙動は炉心溶融モデルを用いて解析した。解析では冷却材の昇温、沸騰や燃料の溶融、崩壊、分散といった炉心損傷を伴う事故時の挙動を再現できた（図 2）。加えて、1 次系ループを質点系モデルに置き換えた多次元系ー質点系の連成解析（図 1 (2)）も実施した。質点系では配管横断面における流速分布を考慮できないことから原子炉容器下部の配管接続部付近で多次元系と流況の差異が生じるが、原子炉容器全体の冷却材挙動としては多次元系と同様の結果が得られた。



(1) 多次元系冷却材挙動モデル



(2) 多次元系＋質点系冷却材挙動モデル

図 1 冷却材の過渡時温度分布

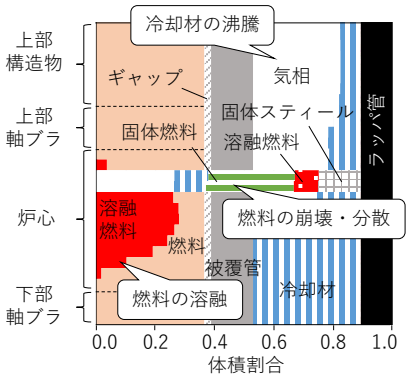


図 2 炉心部の破損後物質分布

3. 結言

SPECTRA コードを用いた ULOF 解析を実施し、当該コードの炉心損傷事故に係る解析機能が適切に動作することを確認した。

＊本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0220354598 の助成を受けたものです。また、本研究の実施にご協力いただいた、株式会社 NESI の髙橋悠氏に感謝いたします。

参考文献

[1] 鈴木，他，日本原子力学会 2023 年秋，1G16　[2] 内堀，他，日本原子力学会 2023 年秋，1G14

*Shinya Ishida[1], Akihiro Uchibori[1] and Yasushi Okano[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

多様な革新的ナトリウム冷却高速炉における統合安全性評価シミュレーション基盤システムの開発（18）PRISM 型原子炉の SA 解析

Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor
(18) Analysis of SA progress in PRISM-type reactor

*渕田 翔[1]，藤又 和博[1]，阿部 崇[1]，中原 宏尊[1]，青柳 光裕[2]，石田 真也[2]
[1]日立 GE，[2]JAEA

PRISM(Power Reactor Innovative Small Module)型原子炉を対象に、金属燃料モデルを組み込んだ解析コード SPECTRA によるシビアアクシデント（SA）解析を実施し、汎用 CFD 解析ツール STAR-CCM+による解析結果と比較した結果、２次元/３次元モデルに起因する差異を除き適切な評価結果が得られることを確認した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，金属燃料炉心, ULOF, UTOP, SPECTRA, CFD

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の SA を対象とした炉内／炉外事象を一貫評価する SPECTRA コード[1]では、MOX 燃料炉心モデルを金属燃料炉心へ拡張する開発を進めてきた[2]。本報では、SPECTRA コードを用いて、タンク型小型モジュールで金属燃料を用いるナトリウム冷却高速炉である PRISM 型原子炉を対象とした SA 過渡解析を実施し、汎用 CFD 解析コードの結果と比較して、PRISM 型原子炉へ適用できることを確認する。

2. 評価方法

定格熱出力 840MWt の PRISM 型原子炉について、ULOF (Unprotected Loss of Flow)及び UTOP (Unprotected Transient Over Power)事象を対象に、SPECTRA コード（２次元）と、汎用 CFD 解析コード STAR-CCM+（３次元）による過渡解析で得られた熱流動挙動を比較した。

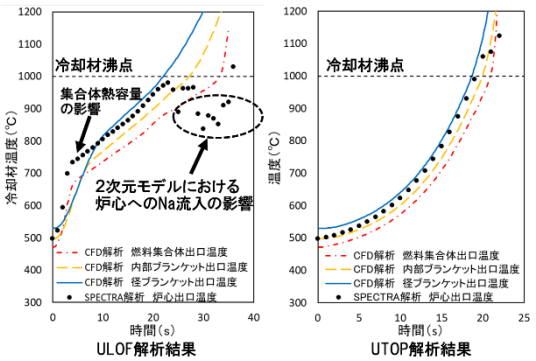


図1 SPECTRA及びCFD解析の冷却材出口温度推移

3. 評価結果

SPECTRA による PRISM 型原子炉の ULOF・UTOP 解析では、中間熱交換器・電磁ポンプ位置や炉心上部構造物周囲の冷却材回り込みを正確に模擬できない２次元モデルであっても、沸騰までの挙動は CFD 解析結果と良く一致した（図１）。沸騰後の挙動について UTOP 事象解析では大きな差異はないが、ULOF 事象解析では SPECTRA 解析は不安定な挙動を示した。これは冷却材流量減少時に冷却材沸騰に伴う圧力変化の影響が相対的に大きく、炉心上部構造物右側が下降流となり非沸騰領域のナトリウムが炉心に流入した影響と考えられる（図２）。

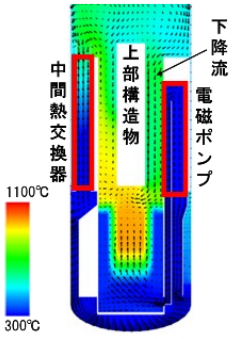


図2 SPECTRA解析結果
（ULOF開始後24秒の流動挙動）

4. 結言

SPECTRA による PRISM 型原子炉の ULOF 及び UTOP 過渡解析を実施し、ULOF 時の２次元/３次元モデルに起因する差異を除き、概ね適切な評価結果が得られることを確認した。

＊本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0220354598 の助成を受けたものです。

参考文献

[1] 内堀，他，日本原子力学会 2021 年秋, 1J06　[2] 鈴木，他，日本原子力学会 2023 年秋, 1G16

---

*Sho Fuchita[1], Kazuhiro Fujimata[1], Takashi Abe[1], Hirotaka Nakahara[1], Mitsuhiro Aoyagi[2] and Shinya Ishida[2]
[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [2]Japan Atomic Energy Agency

多様な革新的ナトリウム冷却高速炉における 統合安全性評価シミュレーション基盤システムの開発 （19）炉心損傷モデルの構築

Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor
(19) Model development for core degradation

*鈴木 徹[1]，青野 隼太郎[1]，鈴木 翔悟[1]，伏見 優輝[1]，渕田 翔[2]，石田 真也[3]，川田 賢一[3]
[1]東京都市大，[2]日立 GE，[3]JAEA

高速炉における炉心損傷事故の解析に必要な基本モデルを開発し、既存コードや試験データとの比較によりモデルの妥当性を確認した。また、試計算を通して全炉心解析への適用性を検討するとともに、金属燃料炉心の解析に必要な基本機能を検証した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，安全性評価，炉心損傷事故

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故を初期状態から最終状態まで一貫解析するため、SPECTRA コード[1]の炉心損傷モデルの開発を進めてきた[2]。本報では、前年度までに抽出した課題を解決して同モデルの基本プログラムを完成させるとともに、SAS4A コードや CABRI 試験との比較によりモデルの妥当性を確認する。また、ラッパ管の破損によって集合体が連通する試計算を実施し、全炉心規模の炉心損傷解析への適用性を検討する。さらに、金属燃料炉心の重要現象を考慮したモデルを熱伝導方程式の解と比較することにより、金属燃料炉心の解析に必要な基本機能を検証する。

2. 基本モデルの開発と妥当性の確認

前年度に抽出した課題（気液間の熱交換や圧力項計算の不安定など）を解消し、基本プログラムを完成させた。冷却材沸騰を考慮して CABRI/AI3 試験の再解析を実施し、試験結果および SAS4A 解析における燃料ピン破損後の燃料成分の移行挙動が再現できることを確認した。

3. 全炉心解析への適用性の検討

ラッパ管破損に伴う集合体の連通挙動に関する試計算を実施した。図 1 に示す 19 体の集合体からなる解析体系において、中央の集合体で燃料ピン破損を仮定し（初期の集合体内ボイド率は 1.0 とした）、ラッパ管が破損して集合体が連通した際の物質移行の駆動力は集合体間の圧力差とした。図 1 のボイド率の伝搬に関する解析結果より、全炉心解析で必要となる集合体の連通挙動が本モデルで解析できることを確認した。

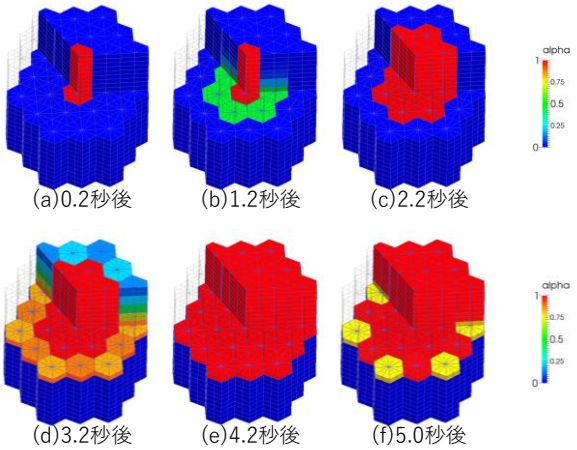


図 1 ラッパ管破損による集合体間のボイド率の伝搬

4. 金属燃料炉心の解析に必要な基本機能の検証

金属燃料炉心の重要現象（燃料スエリング、FP 放出、物性変化など）を考慮して計算した燃料ペレット内の径方向の温度分布と熱伝導方程式の解との比較によって、金属燃料炉心のモデルは有意に作用していることを確認した。これにより、本モデルは金属燃料炉心の解析に必要な基本機能を有していると判断した。

5. 結言

SPECTRA コードの炉心損傷モデルを構築し、その妥当性を確認した。また、試計算の結果から全炉心解析への適用性を検討した。さらに、金属燃料炉心の解析に必要な基本機能を有していることを確認した。

＊本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0220354598 の助成を受けたものです。

参考文献

[1] 内堀，他，日本原子力学会 2021 年秋，1J06　[2] 鈴木，他，日本原子力学会 2023 年秋，1G16

*Tohru Suzuki[1], Shuntaro Aono[1], Shogo Suzuki[1], Yuki Fushimi[1], Sho Fuchita[2], Shinya Ishida[3] and Kenichi Kawada[3]
[1]Tokyo City University, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [3]Japan Atomic Energy Agency

多様な革新的ナトリウム冷却高速炉における統合安全性評価シミュレーション基盤システムの開発（20）ガス浮遊法による SA 解析用融体熱物性の計測

Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor
(20) Measurement of thermophysical properties of molten materials for SA analysis by aerodynamic levitation method

*大石　佑治[1]，高谷　友哉[1]，北川　周歩[1]，近藤　俊樹[2]，菊地　晋[2]
[1]阪大，[2]JAEA

UO_2-Al_2O_3 及び U-Fe 溶融物の粘性等の熱物性についてガス浮遊法を用いて測定し、当初の公募研究の目的である核燃料を含む金属及び酸化物系溶融物のデータベース構築に反映した。

キーワード：溶融燃料，粘性，ガス浮遊法

1. 緒言

本研究ではホット融体物性評価用の浮遊溶融装置を作製し、溶融二酸化ウラン(UO_2)ならびに溶融ウラン(U)を含む融体の熱物性を評価し、熱物性データベースを構築することを目的としている。前報[1]では物性評価のための測定装置を構築し、U を含む融体の物性の試計測に成功した結果を報告した。本報では、UO_2 ならびに U を含む融体の熱物性評価結果を報告する。高融点である UO_2 は溶融状態とすることが困難であるため、混合物の添加によって融点を降下させた試料を測定し、組成依存性から外挿によって UO_2 の物性を評価する方法を検討した。

2. 実験方法

UO_2 とアルミナ(Al_2O_3)の粉末を$(UO_2)_x(Al_2O_3)_{1-x}$ (x = 0, 0.16)となるように混合し、放電プラズマ焼結法によって焼結した。x = 0.16 は UO_2-Al_2O_3 擬二元系の共晶組成である。得られた焼結体から 10 mg 程度の破片を採取し、ガス浮遊試験に用いた。ガス浮遊試験では試料をノズルから噴出させたガスによって浮遊させ、レーザー加熱によって溶融させた。スピーカーを用いて試料を振動させ、振動の減衰から粘性を評価した。

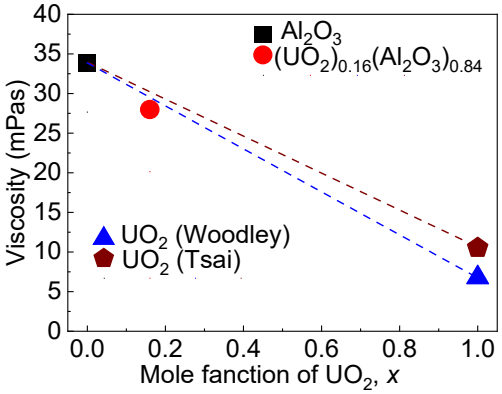


図 1　ガス浮遊法により測定した$(UO_2)_x(Al_2O_3)_{1-x}$ の 2400 K における粘性。点線は Al_2O_3 と UO_2 の文献値を直線で結んだものである。

3. 結果

図 1 に、$(UO_2)_x(Al_2O_3)_{1-x}$ (x = 0, 0.16)の 2400 K における粘性を UO_2 の文献値と共に示す。本研究で評価した$(UO_2)_x(Al_2O_3)_{1-x}$ (x = 0, 0.16)の値は、$(UO_2)_x(Al_2O_3)_{1-x}$ の粘性が組成に対して線形に変化すると考えたときに、Woodley や Tsai による UO_2 の文献値と良く一致することが明らかとなった。

＊本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0220354598 の助成を受けたものです。

参考文献　[1] 大石佑治　他、日本原子力学会 2023 年秋の大会、発表番号 1G17

*Yuji Ohishi[1], Tomoya Takatani[1], Shuho Kitagawa[1], Toshiki, Kondo[2], Shin Kikuchi[2]
[1]Osaka Univ., [2]JAEA

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies：202-4 Medical Use of Quantum Beam

Thu. Sep 12, 2024 5:30 PM - 6:15 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 8:30 AM - 9:15 AM UTC Room A(Recture RoomsA 1F A101)

[2A17-19] Medical Application of Quantum Radiation

Chair:Mitsuhiro Nogami(Tohoku Univ.)

5:30 PM - 5:45 PM JST | 8:30 AM - 8:45 AM UTC

[2A17]

Real-time absolute measurement of BNCT neutron beam intensity

*Kyosuke Harada[1], Kosei Kmimura[1], Hirokuni Yamanishi[2], Hiroshi Shiga[2], Satoshi Nakamura[3], Kenji Shimada[4], Masaru Nakamura[4], Ryo Fujii[4], Masashi Takada[1] (1. National Defense Academy of Japan, 2. Atomic Energy Research Institute, Kindai University, 3. National Cancer Center, 4. Cancer Intelligence Care System Inc.)

5:45 PM - 6:00 PM JST | 8:45 AM - 9:00 AM UTC

[2A18]

A Feasibility Study on the Applicability of Low-dose Energy-resolved CT by a transXend Detector with Rotating Filters to a Human-sized Phantom

*Yoshiki Yamashita[1], Ikuo Kanno[2] (1. Kyoto University of Education, 2. Kyoto University)

6:00 PM - 6:15 PM JST | 9:00 AM - 9:15 AM UTC

[2A19]

Comparative assessment of doses to cancer tumors and normal tissues delivered by αand βemitters considering detachment from ligands in TRT

*Yuuki Yoshino[1], Naoyuki Takaki[1] (1. TCU)

©Atomic Energy Society of Japan

BNCT 照射中性子ビームのリアルタイム絶対量計測

Real-time absolute measurement of BNCT neutron beam intensity

*原田 恭介[1]，上村 晃生[1]，山西 弘城[2]，志賀 大史[2]，中村 哲志[3]，
島田 健司[4]，中村 勝[4]，藤井 亮[4]，高田 真志[1]
防衛大学校[1]、近畿大学原子力研究所[2]、国立がん研究センター[3]、CICS[4]

BNCT 中性子ビームフラックスの絶対量をフッ化リチウム蒸着量で熱中性子感度を調整できる検出器を用いて計測した。近畿大学原子炉内部と国立がん研究センターBNCT 施設の中性子場で±4.1%以内の差異で照射中性子を計測できた。

キーワード：ホウ素中性子捕捉療法，シリコンダイオード検出器，リアルタイム測定，中性子

1. 緒言

ホウ素中性子捕捉療法（BNCT：Boron Neutron Capture Therapy）では、治療中性子ビームを中性子金放射化法により計測することで品質管理を行っている。本研究ではこの金放射化法に置き換わる計測手法として、フッ化リチウム（LiF）蒸着膜とシリコンダイオードを組み合わせた検出器を用いて高精度に熱中性子フラックスを計測した。本検出器の熱中性子に対する検出効率が LiF 蒸着量に比例する特性を利用して中性子校正場に依存せず中性子ビームの絶対強度を導出できる。

2. 実験

これまで採用した熱中性子に対する検出効率の評価手法[1]では、２つの要因で ICRU の治療線量評価の基準(±5%)を満足できない。本研究ではこれらの要因を改善することで検出効率の決定精度を向上させた。１つ目は、LiF 蒸着量の評価を膜密度と厚みの計測から、水晶振動子による LiF 面密度計測に変更した。２つ目は、蒸着膜の形状を半径数 mm の円形にして、^{6}Li(n,t)^{4}He 反応により生成したトリトンピークの分離精度を向上させた。LiF 蒸着量に対する依存性を、近畿大学原子炉内部と国立がん研究センターBNCT 施設において実測した。

3. 結果

新たな LiF 蒸着膜形状を採用したことで、トリトンピークの分離精度が向上した。水晶振動子を用いた LiF 蒸着面密度の測定により、トリトン計数と LiF 蒸着質量がより良好な比例関係を示した。図１に実験から得られた熱中性子検出効率と LiF 蒸着質量の関係を示す。横軸に水晶振動子で測定した LiF 蒸着質量、縦軸に熱中性子検出効率を LiF 蒸着質量と幾何学的効率で規格化した値を示している。LiF 蒸着膜の厚みは 0.05 ～0.5 μm に相当する。PHITS コードを用いて LiF から生成された２次粒子をシミュレーションして評価した中性子検出効率を水色の実線で示す。この値は、1 回目の近大炉の測定結果と良好な一致を示した。これまでの結果から中性子検出効率を±4.1%のばらつきで導出できた。

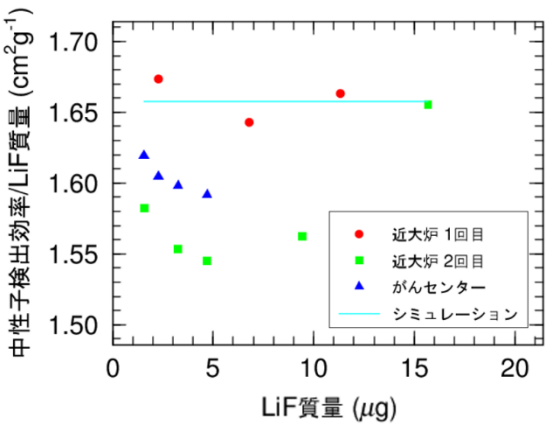


図１　熱中性子に対する検出効率とLiF蒸着量の関係

4. 結論

中性子コンバーターの最適な LiF 蒸着形状と水晶振動子を用いた LiF 蒸着面密度測定により、リアルタイム中性子検出器の熱中性子検出効率を±4.1%の精度で評価できた。今後、更なる中性子検出効率の高精度化を行い、熱中性子フラックスの導出精度を向上させる。

参考文献

[1] M. Takada et al., “Thickness-dependent neutron detection efficiency of LiF-Si-based active neutron detector for boron neutron capture therapy”,Nucl. Instr. Meth., A1064(2024)

*Kyosuke Harada[1], Kosei Kamimura[1], Hirokuni Yamanishi[2], Hiroshi Shiga[2], Satoshi Nakamura[3], Kenji Shimada[4], Masaru Nakamura[4], Ryo Fujii[4], Masashi Takada[1]
[1]Nat’l Defense Acad., [2]Atomic Energy Res. Inst., Kindai Univ., [3]Nat’l Cancer Center, [4]CICS

回転フィルタ型 transXend 検出器を用いた低被ばくエネルギー分解 CT 測定法の人体サイズファントムへの応用可能性

A Feasibility Study on the Applicability of Low-dose Energy-resolved CT by a transXend Detector with Rotating Filters to a Human-sized Phantom

*山下 良樹[1]，神野 郁夫[2]
[1]京都教育大学，[2]京都大学

X 線管出口に回転型の吸収体交換装置を設置した 2 次元 transXend 検出器によるエネルギー分解 X 線コンピュータ断層撮影法を開発した．これを用い直径 30 mm の被検体の測定角度と吸収体の種類変更を同期し，被ばく量を低減する方法を実証した．今回，投影データを並び替えてエネルギー分解解析を行うことにより被ばく量の増加なしでより高画質の断層画像を得る手法を新たに考案した．計算により直径 300 mm の人体サイズの被検体に対しての応用可能性を発表する．

キーワード：X 線，エネルギー分解 CT，回転フィルタ，低被ばく，人体サイズ

1. 緒言　X 線を電流測定し解析によりエネルギー分布を求める transXend 検出器を用いたエネルギー分解 X 線コンピュータ断層撮影法(ER-CT)の開発を行ってきた[1]．汎用二次元検出器とフィルタ交換装置を用いた transXend 検出器は実用化が近いが，被ばく量が高い欠点がある．この解決策として被検体の微小角度変化とフィルタ変更を同期して測定する手法を考案し，直径 30 mm の被検体について実証した[2]．今回，直径 300 mm の人体等価サイズ被検体に対し，同様の手法が可能か計算を用いて検討を行ったので報告する．

2. 計算・解析方法　フィルタ無し(1ch)と 0.1 mm 厚の銅フィルタ(2ch)から成る 2ch 回転フィルタとピクセルサイズ 0.1 mm 角のフラットパネル検出器(FPD)で構成する transXend 検出器とした．被検体は直径 300 mm の円柱アクリル(PMMA)で，中心から 50 mm の位置に直径 5 mm のポリテトラフルオロエチレン(PTFE)の領域がある．被検体の中心から前方 600 mm に X 線管の焦点，後方 200 mm に FPD を位置づけた．被検体 0.5°回転毎に 1ch と 2ch を交換し 360°まで計算した．得られた電流値を用いたアンフォールディング解析を(1ch, 2ch)の角度(a)(1.0°, 1.5°), (2.0°, 2.5°), ..., (360°, 360.5°)の 360 投影方向と(b)(1.0°, 1.5°), (2.0°, 1.5°), (2.0°, 2.5°), ..., (360°, 360.5°), (1.0°, 360.5°)の 720 投影方向の組み合わせについて行い，被検体透過後の X 線エネルギー分布を取得した．

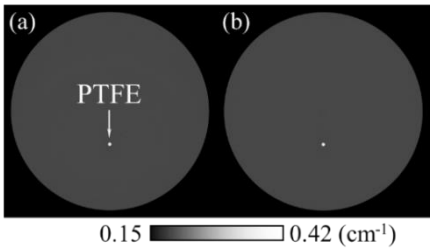


図 1．方法(a)，(b)で測定した ER-CT 画像．

3. 結果　図 1 に方法(a)，(b)より得られた 60 keV の X 線光子数を用いた ER-CT 画像をそれぞれ示す．図 2 に PTFE 領域を通る直線上の線減弱係数プロファイルを示す．60 keV での PTFE と PMMA の線減弱係数の理論値は 0.407, 0.228 cm^{-1} であり[3]，ともによく一致している．プロファイルの(a)黒線に比べ投影方向数が 2 倍である(b)赤線はバラつきが小さく CT 画像の画質の向上が確認できる．今後は，実際に人体サイズの被検体の測定を行い実用化の可能性を示す．

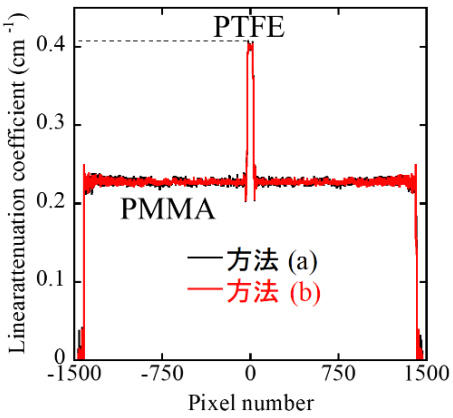


図 2．方法(a)，(b)で測定した ER-CT 画像の線減弱係数プロファイル．

[1] I. Kanno, et al., J. Nucl. Sci. Technol., **45**, 1165-1170 (2008).
[2] 神野郁夫，山下良樹，日本原子力学会 2019 年秋の大会, 3N07
[3] E.B. Saloman et. al.:NIST, 37, NBSIR-86-3431 (1986).

*Yoshiki Yamashita[1], Ikuo Kanno[2]
[1]Kyoto Univ. of Educ., [2]Kyoto Univ.

TRT におけるリガンドとの剥離を考慮した α線及びβ線放出核種によるガン腫瘍及び正常組織への付与線量比較

Comparative assessment of doses to cancer tumors and normal tissues delivered by αand βemitters considering detachment from ligands in TRT

*吉野　佑紀[1]，　高木　直行[1]
[1] 東京都市大学

抄録

標的アイソトープ療法(以下 TRT)において、^{225}Ac を使用した際のリガンドとの剥離を考慮したガン腫瘍に対する線量評価を行った。^{225}Ac の評価結果を踏まえ、同じく治療用核種として臨床試験が進んでいる ^{177}Lu、^{211}At も同様の条件下で線量比較を行うことで、それぞれの核種における放射性医薬品としての性能を定量的に比較評価した。

キーワード：標的アイソトープ療法、ガン腫瘍、線量評価、リガンド剥離、PHITS、 ^{177}Lu、^{211}At、^{225}Ac

1. TRT における治療用 RI のリガンド剥離

TRT で用いられる治療用核種の ^{225}Ac は、娘核種である ^{221}Fr、^{217}At、^{213}Po(以降娘核と総称)を含めた4つの核種がα崩壊を起こすことにより、ガン腫瘍に対し効果的な線量を与えられることが期待されている。一方で、崩壊に伴う核種の反跳により、リガンドとの剥離が発生すると考えられる。血液が体内を一巡するのに約 30 秒かかるのに対し、α崩壊後の娘核である ^{221}Fr は半減期が約 5 分と比較的長いため、2 回目のα崩壊が起こる前に核種が遊離してしまい、腫瘍に十分な線量を与えきれないことが懸念される。

そこで、リガンド剥離の発生により、1 回のα崩壊後腫瘍から遊離してしまう場合と、リガンドとともに細胞内に取り込まれ、4 回のα崩壊を完了する場合の 2 通りで、ガン腫瘍に対する線量評価を行うと同時に、同じく治療用核種である ^{177}Lu、^{211}At との評価結果と比較することで、治療用核種としての ^{225}Ac の性能を評価した。

2. PHITS を用いたガン腫瘍への線量評価

TRT によりガン腫瘍へ与えられる線量の評価を行う為、放射線挙動解析コード PHITS[1]を用いて計算を行った。球体の細胞核を覆う立方体構造の細胞質に対し、厚さ 0.01μm の細胞膜が包んだ構造を単細胞構造とし、1000 個の細胞集合体であるガン腫瘍モデルを作成した。腫瘍内における核種は、ガン細胞膜表面に吸着するものとし、自然崩壊による細胞核への吸収線量を評価した。分布核種は ^{177}Lu、^{211}At、^{225}Ac(娘核なし)、^{225}Ac(娘核あり)の 4 通りで評価をし、比較を行った。

次に、図 2 のように腫瘍モデルの周りに厚さが細胞 1 つ分の細胞層を何層も用意することで、周辺細胞への線量を計算し、腫瘍内細胞への平均吸収線量と比較した。これにより、4 通りの想定核種における線量付与の局所性について比較評価した。

3. 評価結果及び考察

図 3 より、腫瘍内におけるガン細胞体積割合増加時、腫瘍内の核種総放射能の増加に伴い、正常細胞を含む腫瘍内細胞への平均吸収線量は線形で増加している。ガン細胞体積割合 100%のとき、細胞あたりの平均吸収線量は、^{177}Lu で 1.28×10^{-3}Gy、^{211}At で 1.66×10^{-1}Gy、^{225}Ac で 1.52×10^{-1}Gy、^{225}Ac(娘核あり)で 6.65×10^{-1}Gy となった。^{225}Ac(娘核なし)の平均吸収線量は、^{225}Ac(娘核あり)の線量の約 23%にまで低減してしまうことが分かった。一方で ^{225}Ac(娘核なし)でも、^{211}At 使用時の約 92%の線量を与える為、^{225}Ac は比較的線量付与効果が高いといえる。

また図 4 より、腫瘍内細胞の平均吸収線量に対する周辺細胞層の吸収線量の相対値は、腫瘍から遠ざかるにつれ、^{225}Ac(娘核なし)が最も早く減衰し、次いで ^{225}Ac(娘核あり)と ^{211}At が同程度となった。また、α核種は 4 層目で 0%まで減衰するが、^{177}Lu は 6 層目を超えても細胞層へ線量を与えることが分かった。

以上より、^{225}Ac は、TRT において局所的かつ効果的な治療を可能とする核種であると考えられる。

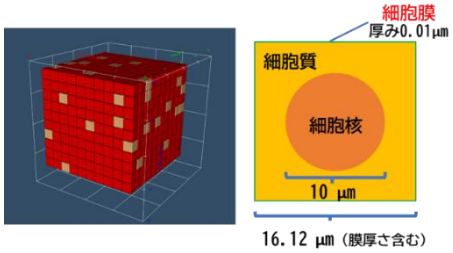


図 1：腫瘍モデル及び細胞モ

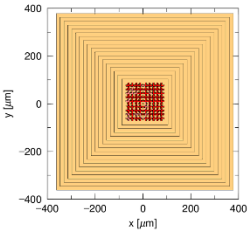


図 2：周辺細胞層モデル

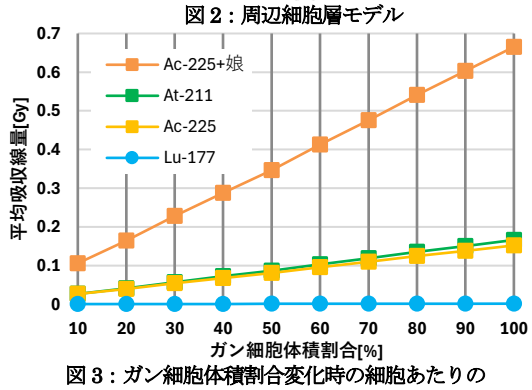


図 3：ガン細胞体積割合変化時の細胞あたりの平均吸収線量

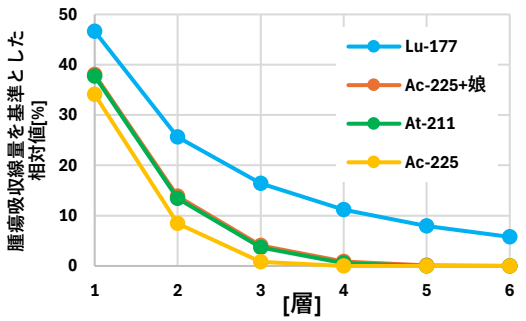


図 4：腫瘍内細胞への平均吸収線量に対する周辺細胞層への吸収線量の相対値

参考文献

[1]： T. Sato, Y. Iwamoto, S. Hashimoto, T. Ogawa, T. Furuta, S. Abe, T. Kai, Y. Matsuya, N. Matsuda, Y. Hirata, T. Sekikawa, L. Yao, P.E. Tsai, H.N. Hunter, H. Iwase, Y. Sakaki, K. Sugihara, N. Shigyo, L. Sihver and K. Niita, Recent improvements of the Particle and Heavy Ion Transport code System - PHITS version 3.33, J. Nucl. Sci. Technol. 61, 127-135 (2024)

*Yuuki Yoshino[1], Naoyuki Takaki[1]
[1]Tokyo City Univ.

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：502-1 Nuclear Materials, Degradation, Radiation Effects, and Related Technology

Thu. Sep 12, 2024 5:40 PM - 6:15 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 8:40 AM - 9:15 AM UTC Room O(Recture RoomsB 2F B204)

[2O20-21] Analysis Technology

Chair:Yuichi Miyahara(CRIEPI)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2O20]

Quantification of plastic strain by EBSD

(3) Quantification of local misorientation independent of step size using equidistant local misorientation

*Masayuki Kamaya[1], Naoko Maekawa[1] (1. INSS)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2O21]

Quantification of plastic strain by EBSD

(4) Misorientation evolution in stainless steel induced by equi-biaxial stress

*Naoko Maekawa[1], Masayuki Kamaya[1] (1. Institute of Nuclear Safety System)

6:10 PM - 6:15 PM JST | 9:10 AM - 9:15 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

EBSD による塑性ひずみ定量化への取り組み
（3）測定間隔の影響を補正した局所方位差の算出方法

Quantification of local plastic strain by EBSD

(3) Quantification of local misorientation independent of step size

*釜谷 昌幸[1]，前川 直子[1]

[1] ㈱原子力安全システム研究所

電子後方散乱回折（EBSD）法で得られる局所方位差は、測定間隔や測定格子（正方、六角）の影響を受けることが知られている。本研究では、等距離局所方位差を用いることで、測定時の測定間隔に依らず、任意の測定間隔の局所方位差に変換できることを示した。また、その値は測定格子の影響も受けなかった。

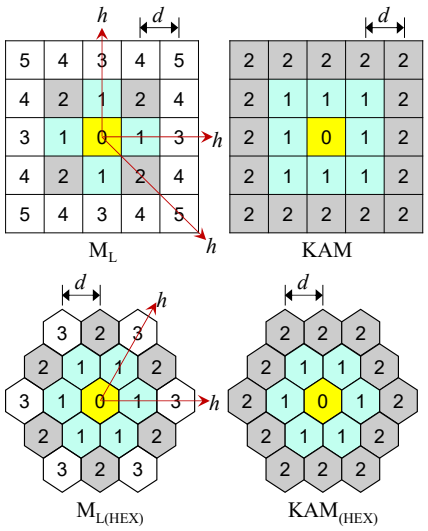
キーワード：EBSD，塑性ひずみ，方位差，局所方位差，ステップサイズ，等距離局所方位差

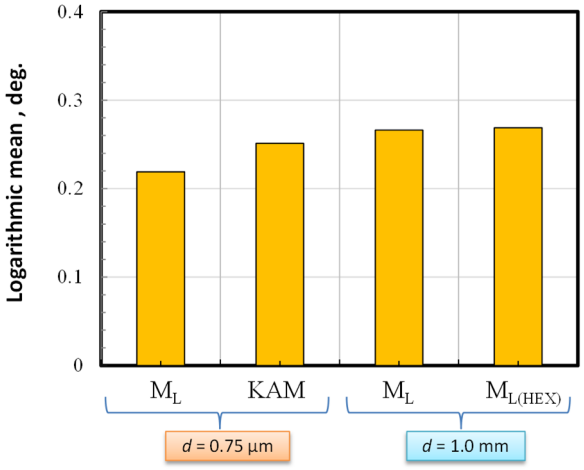
1. 緒言

EBSD 法によって取得した結晶方位分布から同定される局所方位差が、塑性ひずみや疲労損傷量と相関を有することが報告されている。一方で、EBSD 測定で得られる局所方位差は測定間隔や測定格子により変化し、異なる測定条件の結果を比較することは難しい。本研究では、方位差を算出する 2 つの測定点の相対距離が同じになるように定義した等距離局所方位差を用いることで、任意の測定間隔に対応する局所方位差を算出した。そして、測定時の測定間隔や測定格子に関係なく、局所方位差を定量比較できることを示した。

2. 等距離局所方位差を用いた補正方法

一般的な EBSD ソフトウェアでは局所方位として KAM が用いられている。KAM を計算するための 2 点間の距離は必ずしも同じでない。一方、本研究で適用する等距離局所方位差 M_L は 2 点間の距離を同じになるように定義した。等距離局所方位差を用いた場合でも、局所方位差の領域平均（マップ全体の局所方位差の対数平均）は測定間隔に依存する。しかし、等距離局所方位差と 2 点間距離の直線的な相関を利用して、内挿により任意の測定間隔の局所方位差を算出できる。そして、異なる測定間隔で測定した場合、測定格子を正方と六角として測定した場合でも、同じ測定間隔に変換した局所方位差は同じ値になることが示された。





*Masayuki Kamaya[1] and Naoko Maekawa[1]

[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

EBSD による塑性ひずみ定量化への取り組み
（4）等二軸応力によって導入した塑性ひずみと方位差の関係

Quantification of plastic strain by EBSD

(4) Misorientation evolution in stainless steel induced by equi-biaxial stress

*前川 直子[1]，釜谷 昌幸[1]

[1] ㈱原子力安全システム研究所

電子後方散乱回折（EBSD）法で同定される結晶方位差から塑性ひずみを推定するための基準試料は、単軸の引張試験により作成されてきた。本研究では等二軸の引張試験により塑性ひずみを導入した場合の方位差を調べた。そして、相当塑性ひずみに対し、単軸引張試験の場合と同等の方位差が得られることを確認した。

キーワード：EBSD，方位差，塑性ひずみ、等二軸引張試験

1. 緒言

EBSD 法で同定される結晶方位差と塑性ひずみの直線的な相関を用いて、実機の塑性ひずみを推定できる。そのための準備として、既知の塑性ひずみを導入した基準試料を作成し、方位差との相関を調べる必要がある。従来は単軸の引張試験により塑性ひずみを導入していたが、実機においては多軸状態で塑性ひずみが生じることが想定される。本研究では十字試験片を用いた等二軸引張試験により、ステンレス鋼に塑性ひずみを導入し、塑性ひずみ推定に及ぼす多軸応力状態の影響について考察した。

2. 等二軸応力によって導入した塑性ひずみと方位差の関係

図 1 に示すように、厚さ 3.6 mm の十字試験片を用いて等二軸の引張試験を 2 回実施した。試験片表面に貼り付けたひずみゲージの出力から同定されたひずみは 1.97%と 3.49%であった。これらの値の 2 倍が相当塑性ひずみに相当する。試験片の厚さ方向中央断面近傍の 0.4×0.4 mm^2 の領域の結晶方位を測定した。図 2 に同定された粒内方位差領域平均 *MCD*（一般的な $GROD_{ave}$ に相当）と相当塑性ひずみの関係を示す。それぞれの試料に対し 2 回の測定を行った。本研究で得られた *MCD* は、単軸引張試験による場合より若干大きいものの、ほぼ同等の値となった。つまり、単軸引張試験による基準試料を用いて準備された塑性ひずみと方位差の相関関係を用いて、多軸応力状態で導入された相当塑性ひずみを推定することができる。

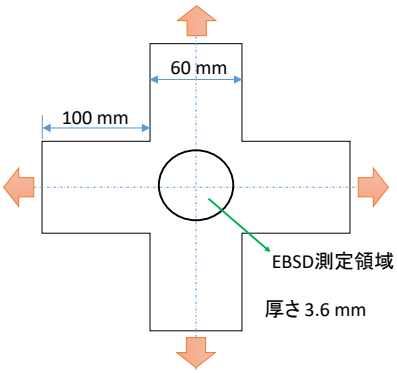


図 1　十字試験片を用いた等二軸引張試験

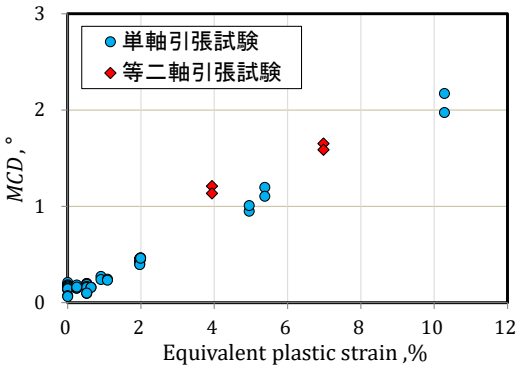


図 2　相当塑性ひずみと方位差の関係

*Naoko Maekawa[1] and Masayuki Kamaya[1]

[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety

Thu. Sep 12, 2024 5:45 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 8:45 AM - 9:30 AM UTC Room D(Recture RoomsA 1F A106)

[2D21-23] Monte Carlo Simulation Method

Chair:Ryota Katano(JAEA)

5:45 PM - 6:00 PM JST | 8:45 AM - 9:00 AM UTC

[2D21]

Reactor kinetics calculation for step-wise insertion of control rod by way of power iteration

*Yasushi Nauchi[1] (1. CRIEPI)

6:00 PM - 6:15 PM JST | 9:00 AM - 9:15 AM UTC

[2D22]

Statistical uncertainty estimation by circular block bootstrap method for flux distribution tallies using proper orthogonal decomposition

*Ryoichi Kondo[1], Akio Yamamoto[2], Tomohiro Endo[2] (1. JAEA, 2. Nagoya Univ.)

6:15 PM - 6:30 PM JST | 9:15 AM - 9:30 AM UTC

[2D23]

Solomon’s capability of random media criticality calculation for measurement data

*Taro Ueki[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

べき乗法を利用した制御棒ステップ状挿入に対する動特性計算

Reactor kinetics calculation for step-wise insertion of control rod by way of power iteration

*名内 泰志[1]
[1]電力中央研究所

連続エネルギーモンテカルロ法中性子輸送計算コード MCNP-5 のべき乗法計算を利用し、臨界集合体の中で物質と密度が局所的に変化した際の出力の時間変化を計算した。計算で得た出力の時間減衰から得られる炉周期や、即発跳躍での出力変化は、反応度及び一点炉動特性パラメータの計算値とよく整合した。

キーワード：原子炉動特性、制御棒挿入、連続エネルギーモンテカルロ、べき乗法

1. 緒言　炉心安全性の解析の信頼性を高めるために、近似の少ない参照解提供手法の開発が求められる。当所では連続エネルギーモンテカルロ法中性子輸送計算コード MCNP-5[1]で核分裂連鎖反応での世代間中性子発生数比 k_i を求めるべき乗法計算機能に、中性子飛行時間と遅発中性子先行核崩壊時間を世代を超えて合算する機能と、世代 i 毎の時間依存中性子束$\phi_i(t)$を書き出す機能を追加し、時間依存中性子束を$\Sigma_i(\phi_i(t)\,\Pi_j^{i-1}k_j)$で評価する TDPI 法(Time Dependent neutron transport by way of Power Iteration)を考案した。これまで反応度が定常の条件では TDPI 法で炉周期を計算できること[2]や、一次元球形炉心で密度がステップ状に変化した場合の出力変化を計算できることを示した[3]。本研究では臨界集合体での制御棒挿入を想定した計算を行った。

2. 数値計算　京都大学臨界集合体実験装置の個体減速架台を模した三次元臨界炉心の計算モデルを構築した(図 1 参照)。燃料には 93%-^{235}U 濃縮度 U-Al 合金を用い、減速材及び反射体はポリエチレンとした。MCNP-5 コードと AcelibJ40 ライブラリ[4]を用いた計算で、炉心の上部から B_4C 製の制御棒が一部挿入された状態で臨界(1.00002±0.000026)となるように燃料枚数を調節した。第 1 世代に 400 万の初期源を与え、その後 400 秒後に空気から制御棒へ物質と密度が瞬時に置き換わるようコーディングした。制御棒挿入は部分挿入(-78.6pcm)と全挿入(-594pcm)の 2 種類とした。べき乗法計算は各世代の中性子が初期源投入から 1000 秒以上経過して発生するまで続けた。部分挿入では 25000 世代、全挿入で 50000 世代を要した。計算時間は 320 コアの並列 mpi 並列計算で各々1.3, 2.5 日であった。

3. 結果　TDPI 法動特性計算による核分裂中性子発生数の時間変化を図 2 に示す。統計量のばらつきはあるが、臨界状態では出力が平坦化し、400 秒での制御棒挿入で出力が変化する。部分挿入では 500~600 秒の核分裂中性子発生数時間変化が単独の指数関数で Fitting できたので、炉周期を求め、別途 IFP 法[5]で計算した一点炉動特性パラメータを用い、逆時間方程式で反応度を求めた。これは-76.6pcm であり、設定値-78.6 pcm と合致した。また反応度を ρ、実効遅発中性子割合 β とした場合、制御棒落下時は出力が $\beta/(\beta-\rho)$に即発跳躍することが知られるが、k_{eff} 計算による ρ と IFP 法による β から予想される即発跳躍量と、TDPI 法動特性計算による即発跳躍が整合することが図 2(右)のように確認された。

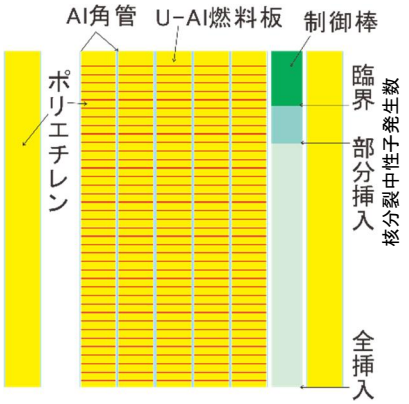


図 1 計算体系の模式図

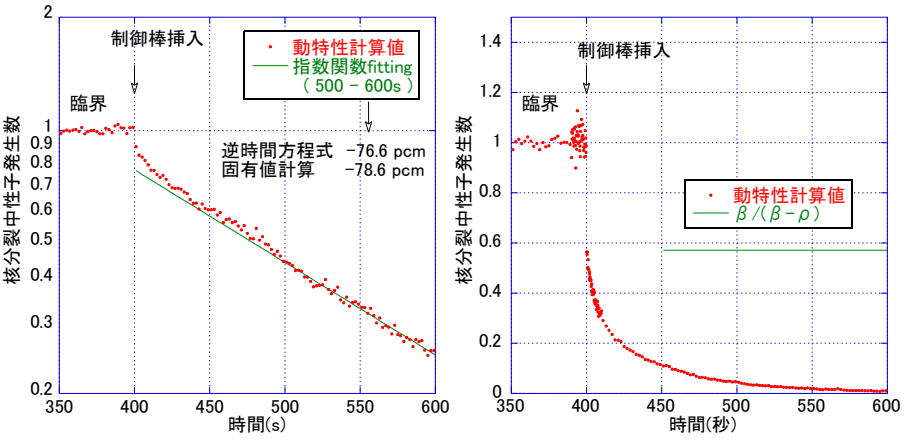


図 2 制御棒ステップ挿入時の動特性計算値、制御棒部分(左) / 全挿入(右)

参考文献

[1] X-5 Monte Carlo Team, LA-UR-03-1987, Los Alamos National Laboratory (2003).
[2] Y. Nauchi, JNST 56, 996-1005,2019.
[3] Y. Nauchi, "Step change in the fuel density during k-power iteration for time-dependent neutron transport", Proc. M&C 2021.
[4] 羽倉, 奥村, 岩元介, 永瀬 : JENDL-4.0 に基づく PHITS 用中性子・光子・電子ライブラリ," 日本原子力学会「2012 年秋の大会」要旨集 I28, 広島大学 (2012).
[5] Y. Nauchi & T. Kameyama, JNST 47(11) 977-990, 2010.

*Yasushi Nauchi[1]
[1]CRIEPI

Circular block bootstrap 法を用いた固有直交分解による中性子束分布タリーに対する統計的不確かさ評価

Statistical uncertainty estimation by circular block bootstrap method for flux distribution tallies using proper orthogonal decomposition

*近藤 諒一[1]，山本 章夫[2]，遠藤 知弘[2]
[1]JAEA，[2]名大

分布量に対する次元削減を目的として、固有直交分解を用いた中性子束分布タリー手法を開発している。本研究では、モンテカルロ固有値計算における世代間の相関を考慮した中性子束分布の統計的不確かさを評価するため、circular block bootstrap 法を適用した。一次元平板体系の検証計算を通じて、提案手法の有効性について検証した。

キーワード：circular block bootstrap 法，統計的不確かさ評価，固有直交分解，分布タリー，モンテカルロ法

1. 緒言　モンテカルロ固有値計算ではべき乗法に起因して世代間に相関が生じるため、これを適切に取り扱うことが統計的不確かさ評価の観点から重要である。そこで本研究では、時系列データに対する不偏推定法である circular block bootstrap(CBB)法[1]をべき乗法で得られる各世代の値に適用することで世代間の相関を考慮することを目的とした。さらに、分布量計算手法として開発している固有直交分解(POD)を用いた中性子束分布タリー手法[2]に CBB 法を適用し、中性子束分布の統計的不確かさを推定することも目的とした。

2. 計算手法　POD を用いた中性子束分布タリー手法では、N次で展開される中性子束の空間分布$\vec{\phi} \in \mathbb{R}^{R\times 1}$は直交基底ベクトル$\mathbf{U} \in \mathbb{R}^{R\times N}$と展開係数$\vec{a} = (a_1 \quad \cdots \quad a_N)^{\mathrm{T}}$で表される: $\vec{\phi} = \mathbf{U}\vec{a}$。中性子束分布の平均値に対する共分散行列は直交基底ベクトルと展開係数の平均値に対する共分散行列から再構成される: $\mathrm{cov}(\vec{\phi},\vec{\phi}) = \mathbf{U}\mathrm{cov}(\vec{a},\vec{a})\mathbf{U}^{\mathrm{T}} \cdots (1)$。核分裂源分布の収束後にべき乗法で$L$世代だけ計算する場合、次数$n$の展開係数を世代ごとに並べた$\vec{A}_n = (a_{1,n} \quad \cdots \quad a_{L,n})$を時系列データとみなし CBB 法を適用する$(1 \le n \le N)$。再標本化によって$B$個の展開係数データ$\vec{A}_n^{*b} = (a_{1,n}^{*b} \quad \cdots \quad a_{L,n}^{*b})$を作成する$(1 \le b \le B)$。べき乗法で得られる展開係数の平均値の bootstrap 標本は$\bar{a}_n^{*b} = \frac{1}{L}\sum_{l=1}^{L} a_{l,n}^{*b}$となる。この bootstrap 標本からべき乗法による世代間の相関を考慮した展開係数の平均値に対する共分散を算出し、式(1)から中性子束分布の平均値に対する共分散を再構成できる。

3. 計算結果　一群モンテカルロ固有値計算において POD を用いた中性子束分布タリーを行った。計算体系は 3.1 wt% UO_2、B_4C、3.6 wt% UO_2 がそれぞれ 3 cm、3 cm、4 cm と順に並ぶ 10 cm の一次元平板体系である。展開次数は 7 次、メッシュ幅は 0.1 cm である。バッチあたりのヒストリー数 10,000、有効バッチ数 10,000、スキップバッチ数 200 とした。独立な 100 回のモンテカルロ計算ごとに、中心極限定理に基づく従来手法または CBB 法を用いて展開係数の共分散を計算し、中性子束分布の共分散を再構成した。CBB 法ではブロックサイズ 20、再標本化数 1,000 とした。独立な 100 個の展開係数の平均値で算出した共分散から再構成した中性子束の共分散を参照解とした。中性子束分布の共分散から得た標準偏差について参照値との比を計算した(図 1)。CBB 法では参照値との比が 1 に近く、統計的不確かさが推定できていることを確認できた。

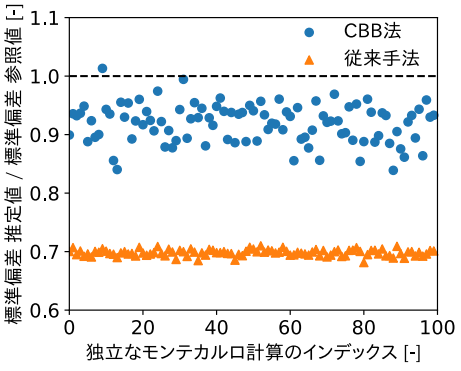


図 1 メッシュ 1.4–1.5 cm における平均中性子束の標準偏差比

参考文献　[1] D. N. POLITIS and J. P. ROMANO, *In Exploring the Limits of Bootstrap*, p. 263–270 (1992). [2] R. KONDO et al., *J. Nucl. Sci. Technol.* (2024); https://doi.org/10.1080/00223131.2024.2365445.

*Ryoichi Kondo[1], Akio Yamamoto[2] and Tomohiro Endo[2]
[1]JAEA, [2]Nagoya Univ.

Solomon コードにおける測定データ対応の乱雑化臨界計算

Solomon's Capability of Random Media Criticality Calculation for Measured Data

*植木 太郎 [1]

[1] JAEA

燃料デブリ臨界管理手法整備において開発中のモンテカルロ法ソルバーSolomonは、逆冪乗則パワースペクトルの乱雑化レプリカを生成し、質量偏差評価とデルタ追跡法による臨界計算を実施する機能を備えている。本予稿では、測定データの画像解析結果を入力として利用可能な乱雑化手法の現時点での活用例を報告する。

キーワード：Solomon、乱雑化、質量偏差、パワースペクトル、測定データ、臨界計算、モンテカルロ法

1. 緒言　燃料デブリ生成実験に関する限られた情報源からの詳細画像は、図 1 に示すように、パワースペクトルが、低波数領域において逆冪乗則から離れてフラットなホワイトノイズに近づくことを示唆している。このような任意形状のパワースペクトルを直接に入力できる乱雑化臨界計算手法が望まれている。

2. テーブル形式入力の乱雑化機能と臨界計算　Solomon に実装済の乱雑化関数[1]と類似の関数を考える。$Z(x) = \sigma\Sigma_{j=m1}^{m2} B_j f(j\Delta k)\sin((j\Delta k)x + A_j)$、σ：振幅調整因子、$m1$ & $m2$：整数、B_j：期待値 0 で分散 1 の独立な確率変数、A_j: (0,2π)において一様で独立な確率変数、f：実数を変数とする実数値関数、Δk：波数の差分。関数 $Z(x)$の共分散は$E[Z(x)Z(x+u)] = 0.5\sigma^2 \sum_{j=m1}^{m2}(f(j\Delta k))^2 \cos((j\Delta k)u)$と計算され、Wiener-Khinchin の定理により、$Z(x)$のパワースペクトルとして$0.5\pi\sigma^2 \sum_{j=m1}^{m2}\left(f(j\Delta k)\right)^2[\delta(k - j\Delta k) + \delta(k + j\Delta k)]$を得る。この式は、波数$j\Delta k$でのスペクトル密度が$(f(j\Delta k))^2$であるパワースペクトルの離散表現である。係数$f(j\Delta k)$の非整数型確率的乱雑化フーリエ級数が$(f(j\Delta k))^2$のパワースペクトルを示すとも解釈される。関数 f は任意に選べるので、測定データの画像解析結果を線形テーブル形式入力として利用可能である。一方、Solomon に実装済の乱雑化関数においても、係数・位相等の関数データをテーブル化するクラスが用意されている。このため、関数 $Z(x)$の Solomon への実装は容易で、図 1 に示されている低波数領域でのスペクトルフラット化の効果を調査することができる。本予稿では、スペクトル範囲が$0 < k \leq 2$（単位：cm^{-1}）で波数差分を$\Delta k = 0.05$ cm^{-1}とし、ベースケースを逆 2 乗則、追加 3 ケースとして$0 < k \leq k_{fl},\ k_{fl} = 0.1, 0.2, 0.3$（単位：cm^{-1}）においてフラットで$k_{fl} < k \leq 2$cm^{-1}で逆 2 乗則の場合の全 4 ケースを報告する。各ケースにおいては、100 レプリカの臨界計算を、200 インアクティブ・サイクル、5000 アクティブ・サイクル、サイクル当たり粒子数 50000 の条件で Solomon により実施し、実効増倍率と質量偏差[2]を評価した。図 2 に示すように、低波数領域のスペクトルをフラット化すると実効増倍率の揺らぎと平均質量偏差の両方が減少することがわかった。

参考文献　[1] T. Ueki, Progress in Nuclear Energy, 144 February 2022. [2] 日本原子力研究開発機構　令和 5 年度原子力規制庁委託成果報告書　東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリ臨界評価手法の整備　令和 6 年 3 月 31 日提出.

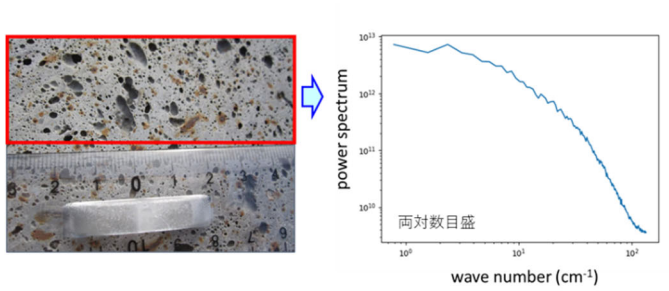


図 1　デブリ模擬体の画像解析によるパワースペクトル（フォト、OpenCV & Python3、令和4年度原子力規制庁委託成果報告書より）

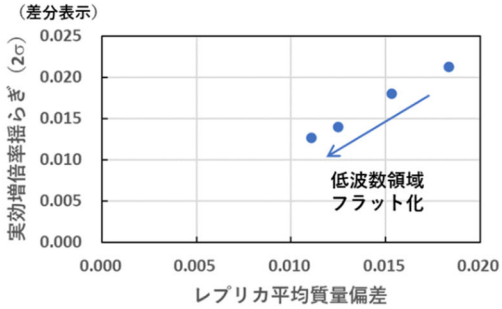


図 2　パワースペクトル低波数領域フラット化の影響

*Taro Ueki

[1]Japan Atomic Energy Agency, Nuclear Safety Research Center, Criticality Safety Research Group

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。

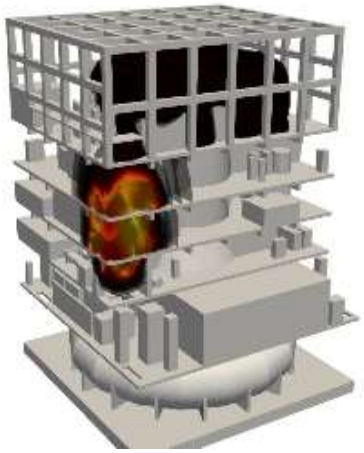


図 1 建屋内の温度分布

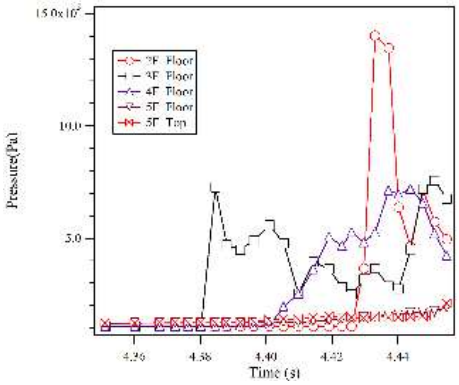


図 2 建屋内の各所における圧力の時系列比較

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。

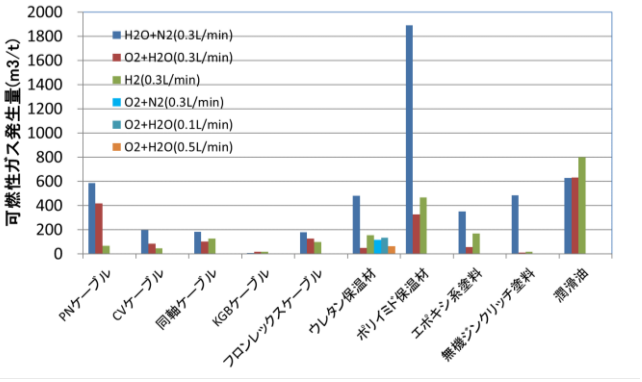


図　各有機物 1t 当たりの可燃性ガス発生量

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。

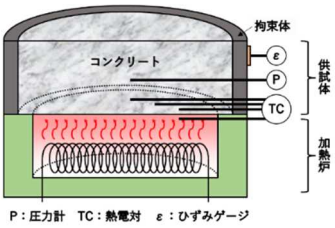
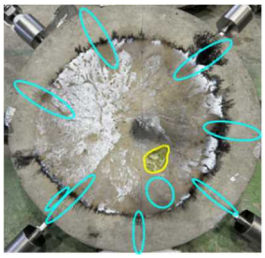
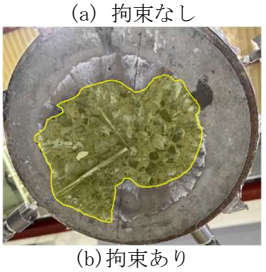


図 1　実験装置の概略図


(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。

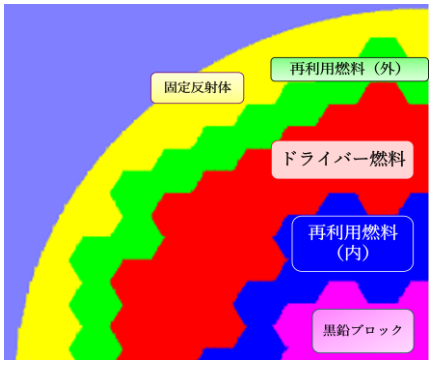


図 1 直接再利用炉心 1/4 水平断面図

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

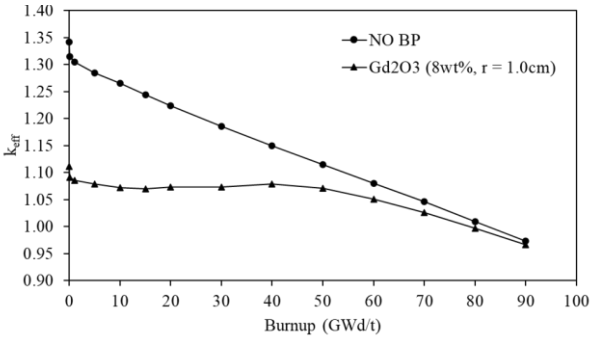


Fig. 1. Change in k_{eff} through the burnup period of the proposed reactor with and without burnable poisons.

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。

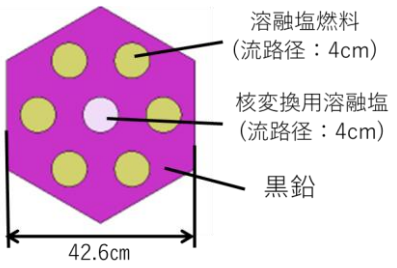


図 1: 解析体系の水平断面図

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。

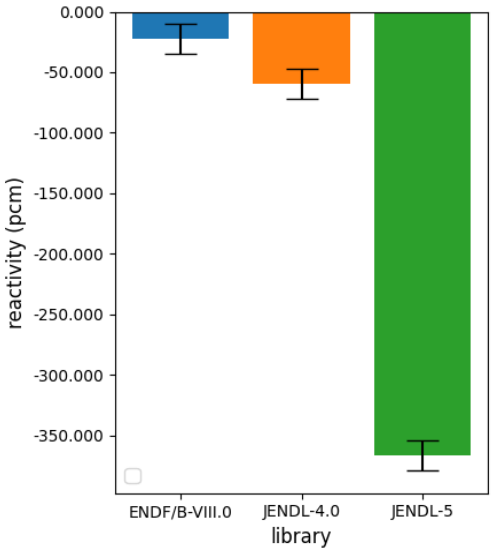


図 2; BOC における JEFF-3.3 に対する各ライブラリの反応度差

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。

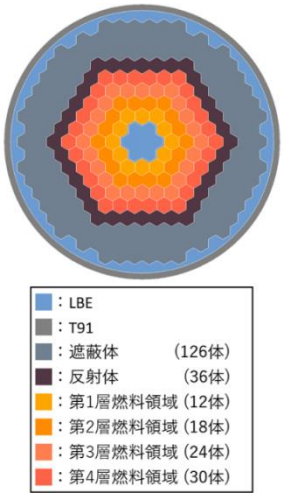


図 1：解析炉心体系(xy 平面)

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。

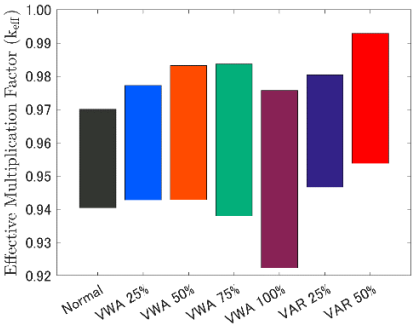


図 2：実効増倍率の推移(単調減少)

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。

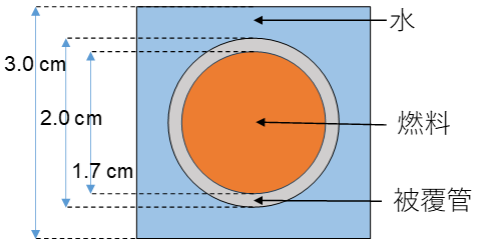


図 1 計算体系

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。

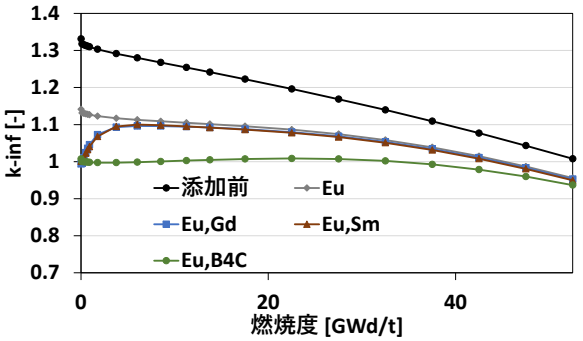


図 2 k-inf 推移

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。

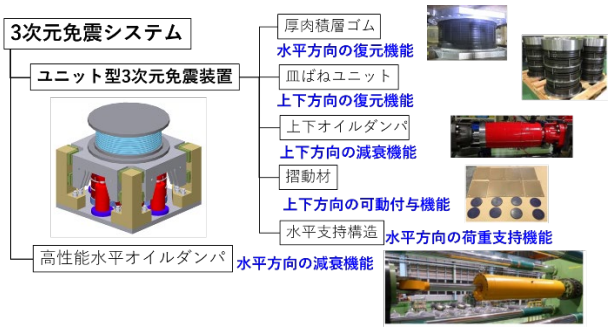


図 1 免震装置概要

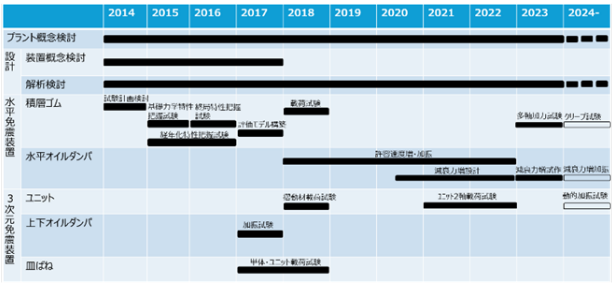


図 2：開発工程

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。

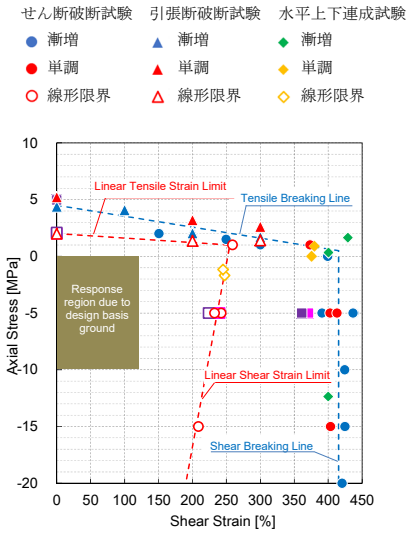


図 1　厚肉積層ゴムの破断特性

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。

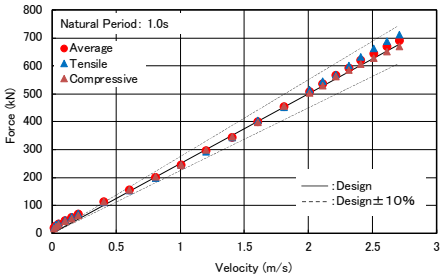


図 2　水平オイルダンパの荷重と速度の関係

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）。

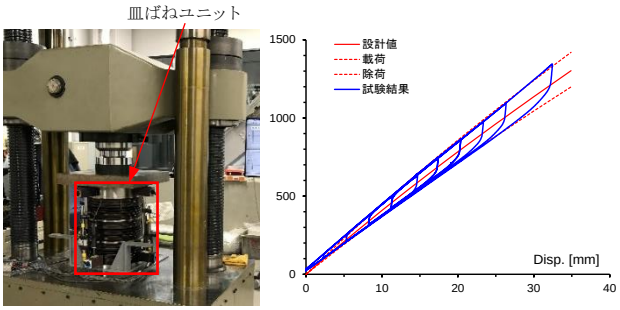


図 1　皿ばねユニットの荷重-変位関係

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）。

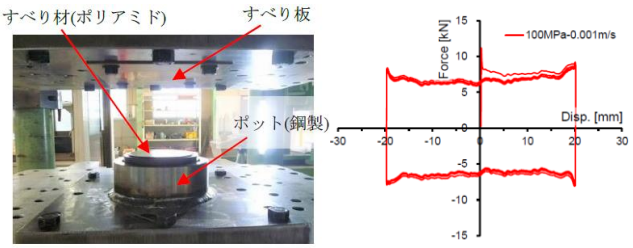


図 2 摺動材の摩擦力（面圧 100MPa）

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

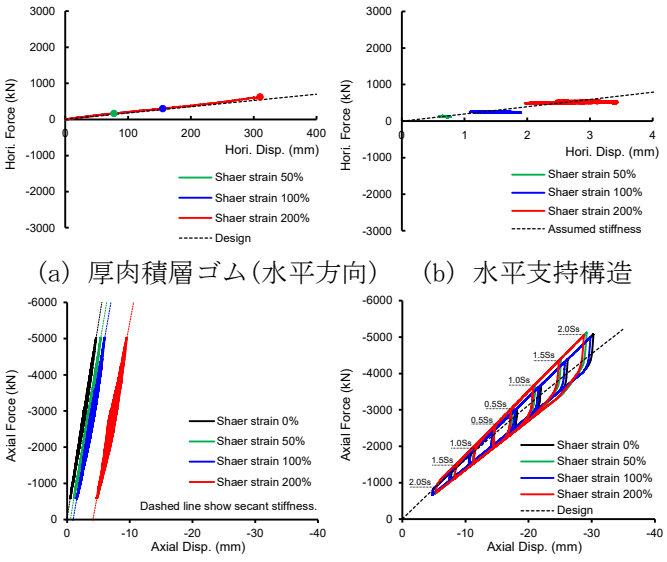
大林組技術研究所 2 方向静的載荷試験機を使用して、Ss 地震時の 2.0 倍程度までの水平載荷、上下繰返し載荷及びオフセットせん断ひずみを与えた上下繰返し載荷を実施する。試験体は、水平免震効果を担う厚肉積層ゴムと上下免震効果を担う皿ばねユニットを直列配置し、厚肉積層ゴム脚部の水平及び回転挙動を拘束しつつ、皿ばねユニットの上下挙動に追従可能な摺動材及び水平支持構造を皿ばねユニットと並列配置した 1/2 縮尺組合せ試験体を使用する。

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。

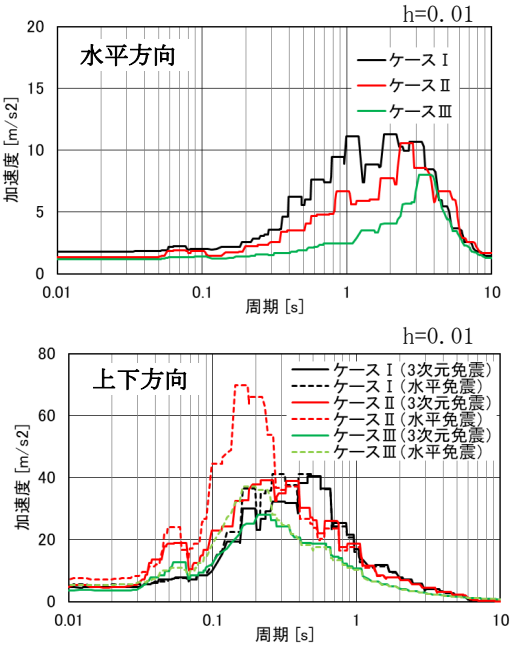


図 1　機器の据付位置の床応答曲線

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。

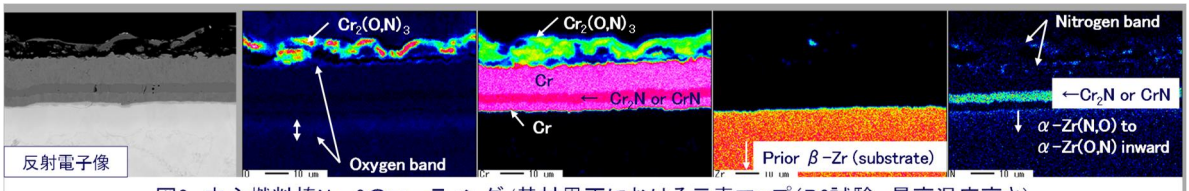


図2 中心燃料棒No. 9のコーティング/基材界面における元素マップ（B6試験、最高温度高さ）

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。

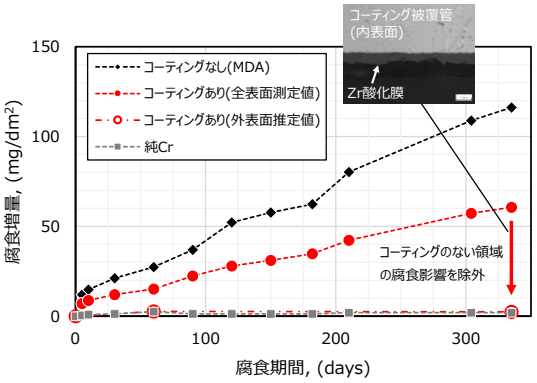


図 1 コーティング被覆管の腐食量

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．

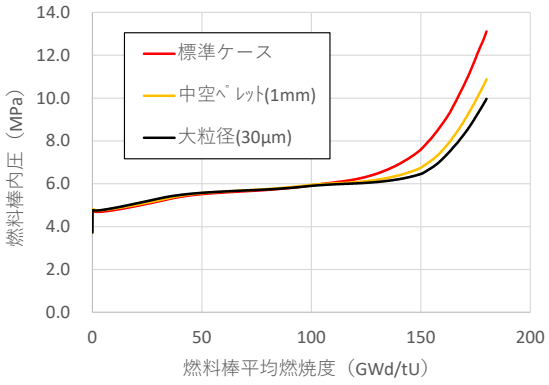


図 1　燃料棒内圧

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．

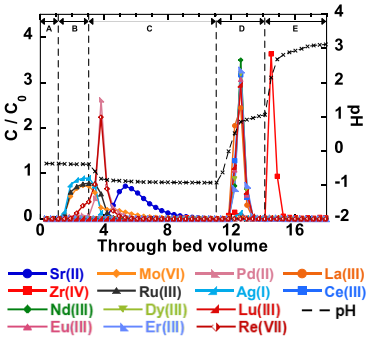


Fig. 1 Results of column tests on 1% TEHDGA impregnated adsorbent
A : Dead volume, B : Feed solution
C : Washing solution, D : Eluent 1
E : Eluent 2

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．

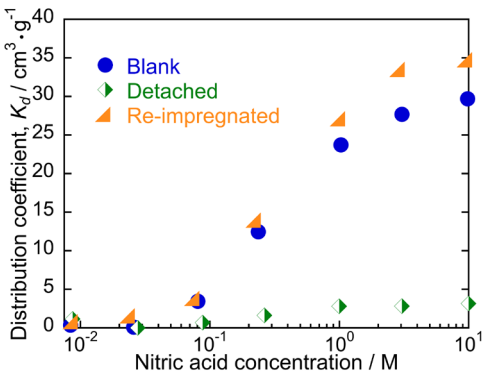


Fig. 1 Effort of nitric acid concentration on K_d with each TEHDGA adsorbent

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。

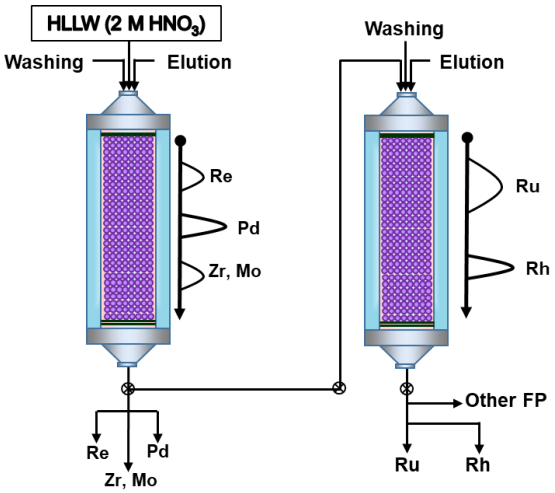


図 1. 含浸吸着材を用いた白金族元素の分離・回収プロセスフロー

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。

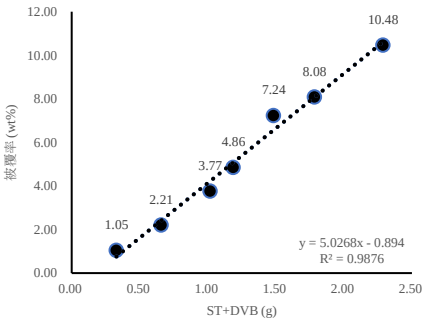


図 1　試薬添加量に対する高分子被覆率の相関

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)。

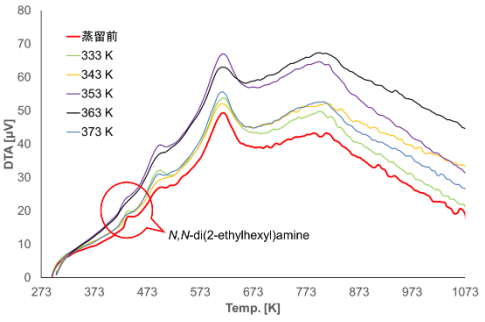


図 1 減圧蒸留前後の TEHDGA 吸着材で得られた TG/DTA 測定結果

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。

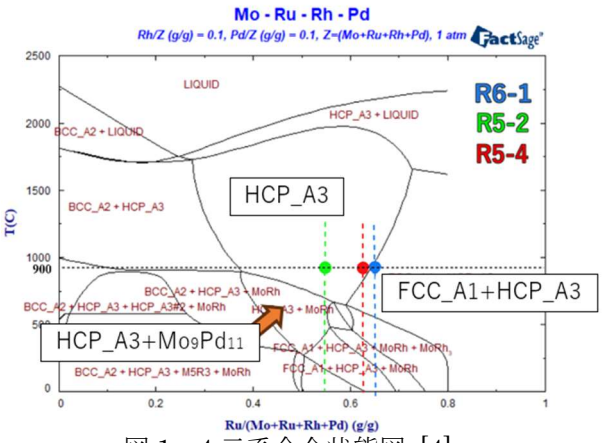


図 1　4 元系合金状態図［4］

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。

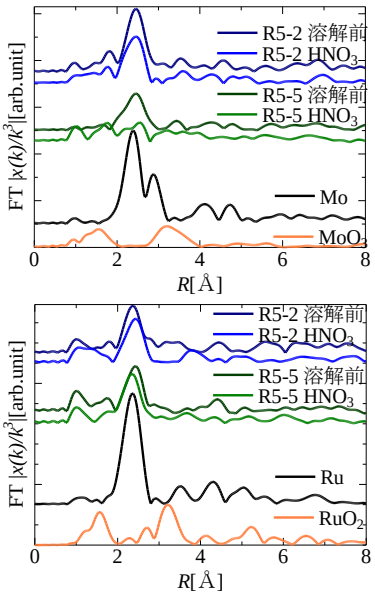


図. 残渣の EXAFS 動径構造関数
（上：Mo 近傍、下：Ru 近傍）

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

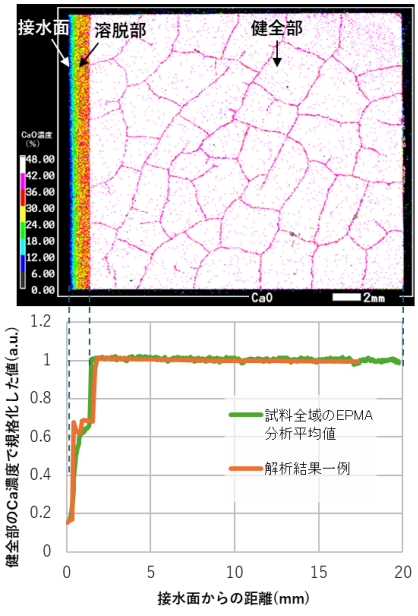


図 2　63 日間浸漬させた試料全域の EPMA 分析結果(上)と解析結果の比較例（下）
(Ca^{2+}の自由水拡散係数 7.93×10^{-10}m^2/s、ポルトランダイトの平衡定数 logK=22.8 のケース)

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。

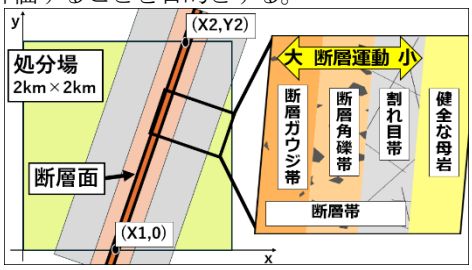


図１ 概念モデル

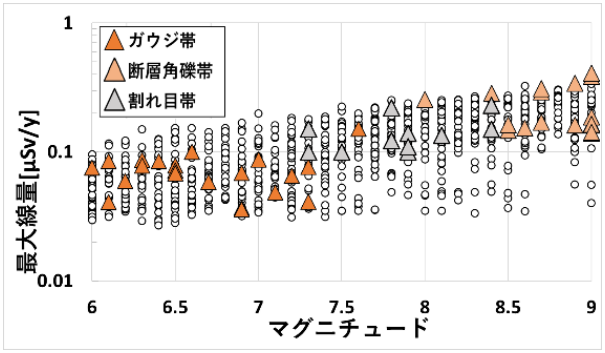


図２ マグニチュードに対する最大線量

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。

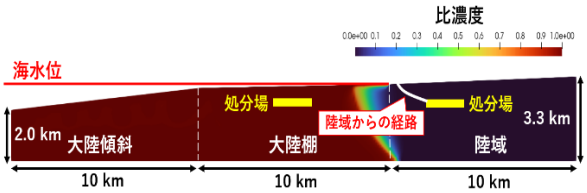


図 1，沿岸部モデルと陸域の処分場からの経路

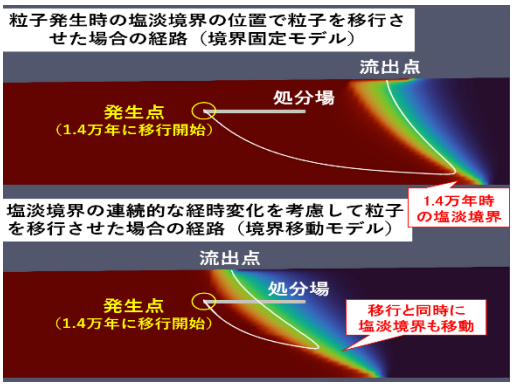


図 2，1. 4 万年に発生した粒子の核種移行経路の比較（上：固定モデル　下：移動モデル）

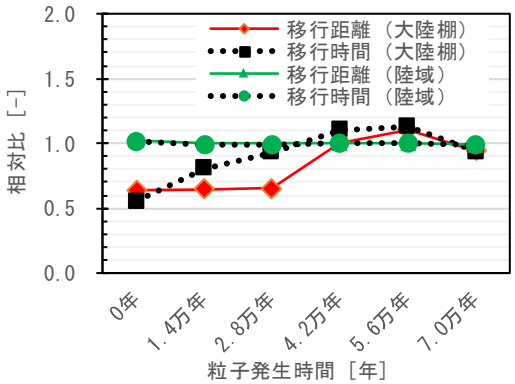


図 3，大陸棚及び陸域の処分場を対象とした核種の移行距離・時間（固定・移動モデルの相対比）

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

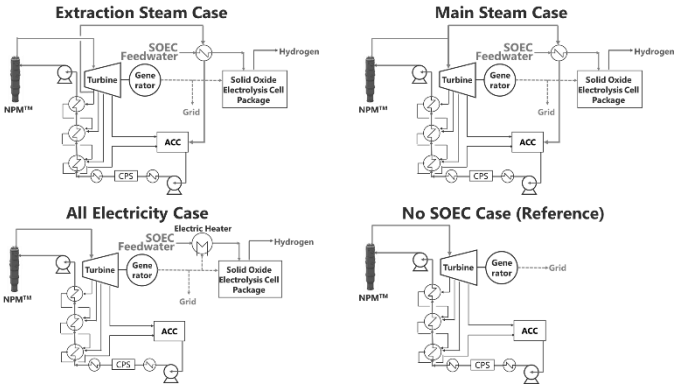
NuScale VOYGR™ をはじめとした小型モジュール式原子炉（SMR）は電力供給のみならず、その設計思想とサイズを活かした非電力用途での活躍が期待されている。特に気候変動対策を目的に、熱と電力を加えることで水素を製造できる固体酸化物電解セル（SOEC）と組み合わせたカーボンフリー水素を製造する用途が注目を集めている。一方で SOEC を用いた大規模水素製造設備は 2024 年時点で実用例が少ないことから、SMR と組み合わせた統合プラントを評価した事例は少ない。本稿では VOYGR™ と SOEC を用いた水素製造設備を統合したプラントをモデル化し、プロセスシミュレーションを通じてその特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．

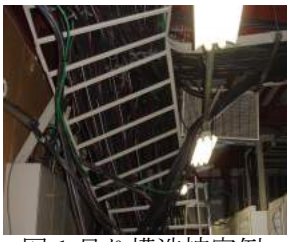


図 1 吊り構造被害例

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．

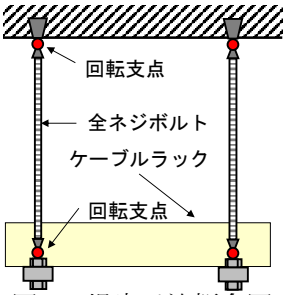


図 2　提案手法概念図

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．

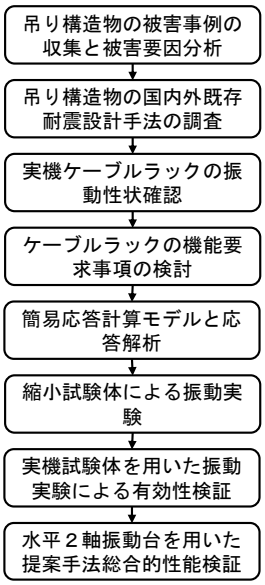


図 3　研究計画

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．

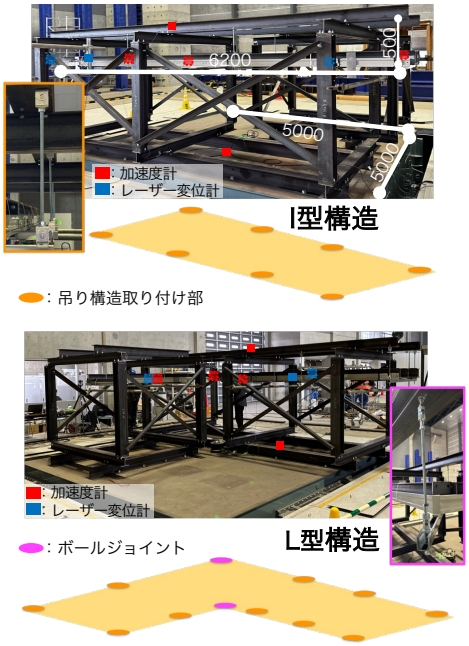


図 1 I 型と L 型の形状

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．

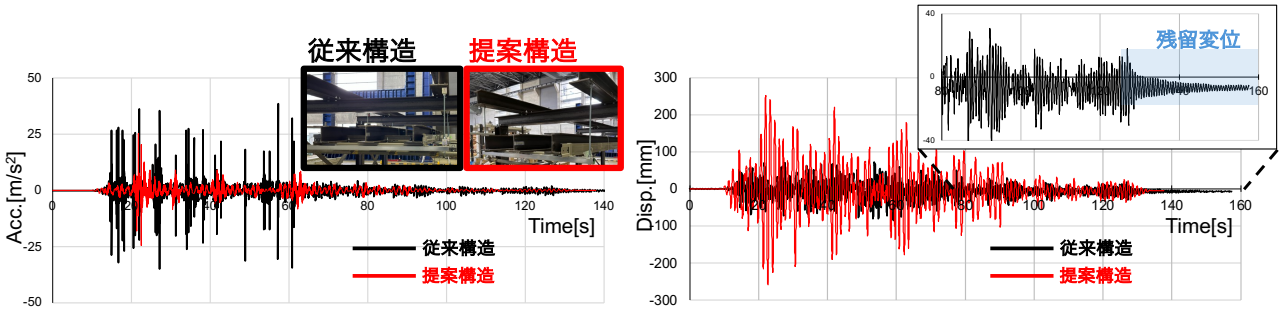


図 2　I 型のラック形状を対象とする告示ランダム位相 フィルター波（5Hz）

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．

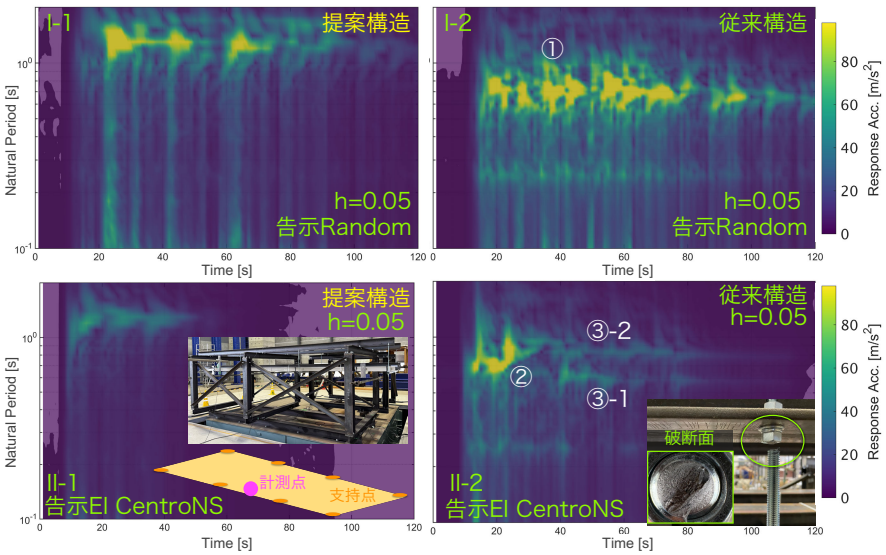


図 1 Running 応答スペクト（加速度–固有周期–時間）

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。

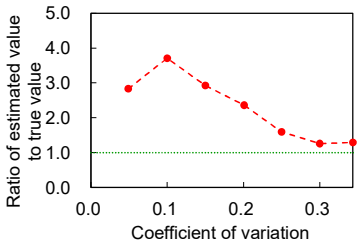


図 1. 面密度分布の変動係数の推定結果

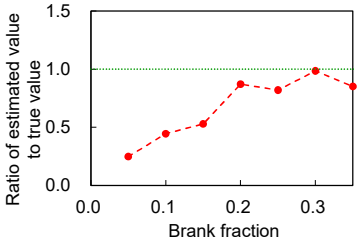


図 2. ブランク率の推定結果

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．

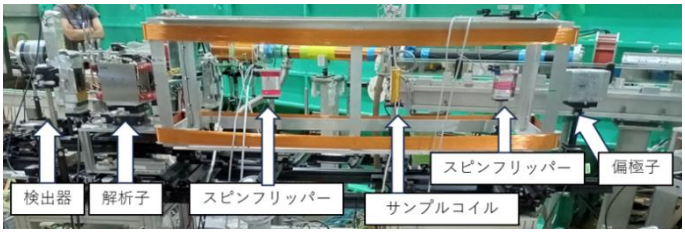


Fig.1 実験体系

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。

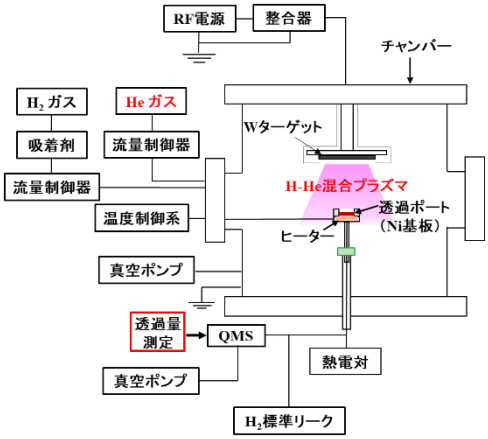


図 1　高周波スパッタ装置図

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。

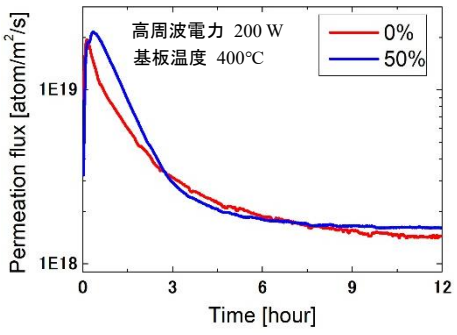


図 2　水素透過束の経時変化

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。

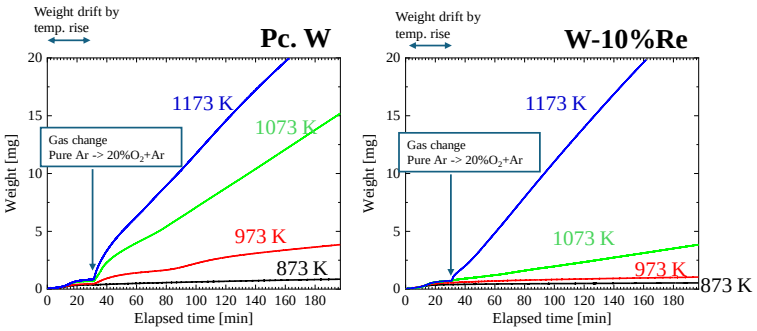


図 各温度における酸素雰囲気下での Pc. W 及び W-10%Re の重量変化挙動

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。

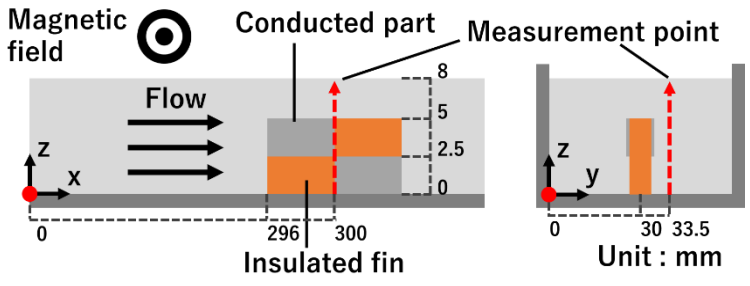


図 1　実験体系

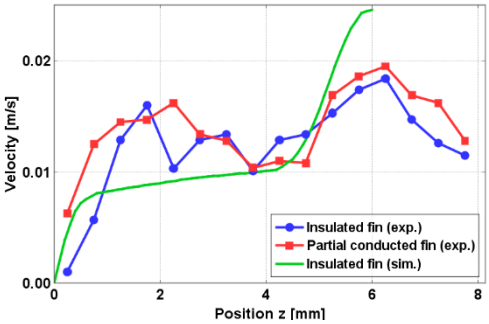


図 2　主流方向流速分布

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.

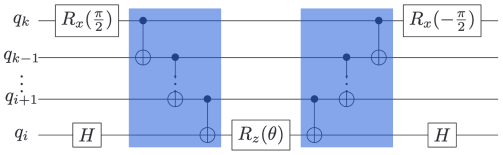


Fig. 1. CNOT ladders (blue section)

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 ($\tau = \theta e^{i\lambda}$).

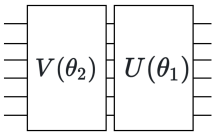


Fig. 2. Complex circuit in rectangular form

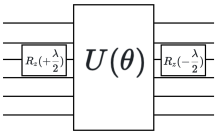


Fig. 3. Complex circuit in polar form

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.

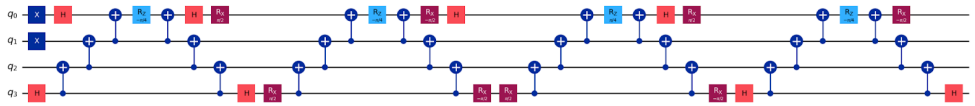


Fig. 4. The naive method

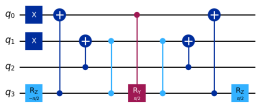


Fig. 5. The proposed method

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.

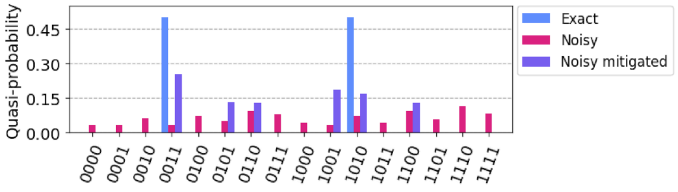


Fig. 6. Sampling results for the naive method

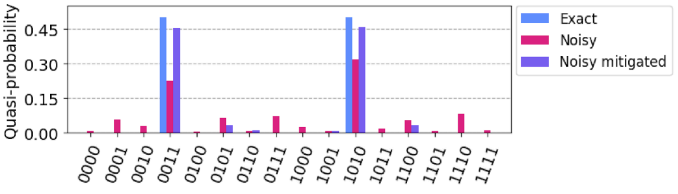


Fig. 7. Sampling results for the proposed method

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。

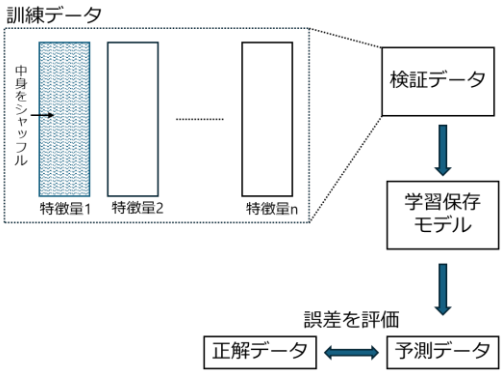


図 1　PI を用いた重要度の算出方法

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。

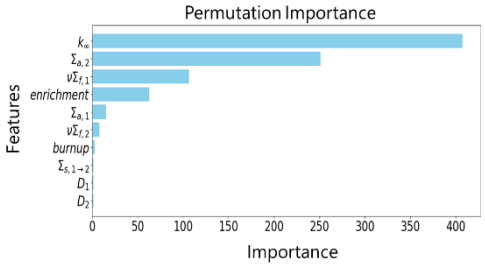


図 2　各特徴量における重要度

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。

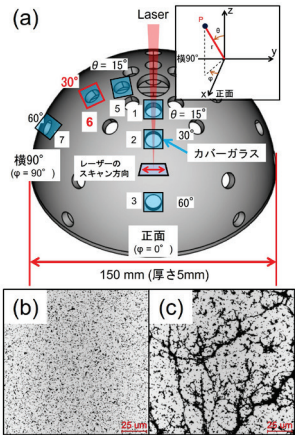


図 1 マイクロ/ナノ粉塵の空間分布測定(a)実験配置、パルス幅が(b)15 ns および(c) 140 ns のパルスレーザー照射後の粉塵.

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。

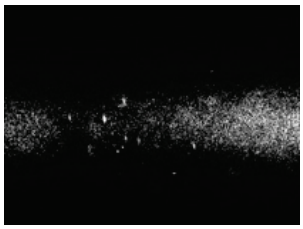


図 2 マイクロ/ナノ粉塵のレーザー散乱画像の例.

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．

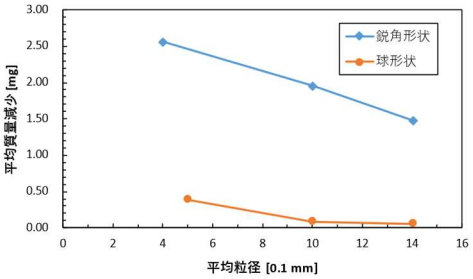


図 1　粒子投射前後の平板質量減少

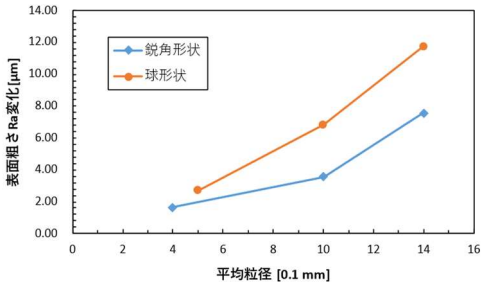


図 2　粒子投射前後の算術平均粗さ変化

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.

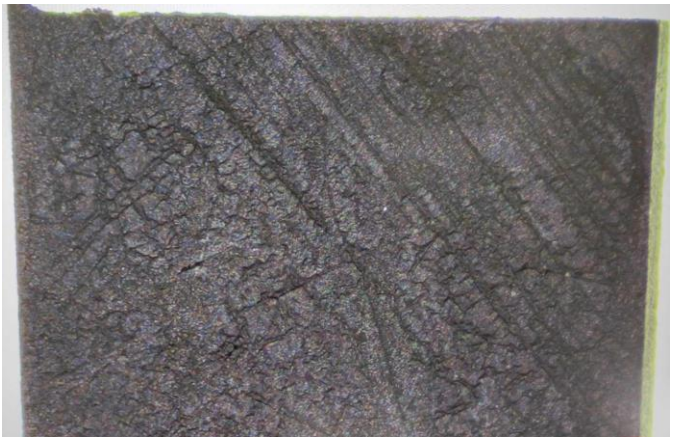


Fig 1. Cr-7Fe oxidized at 1200°C.

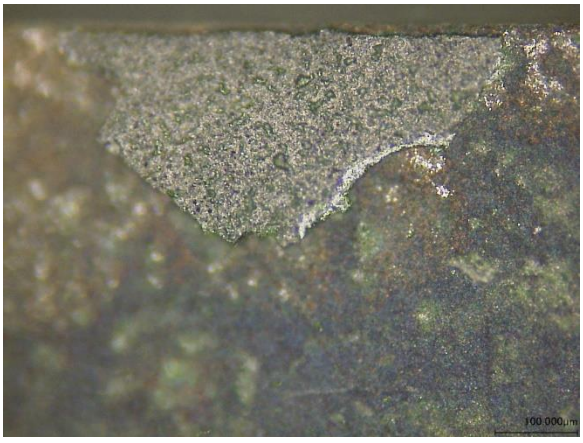


Fig 2. Cr-2Al oxidized at 1200°C

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。

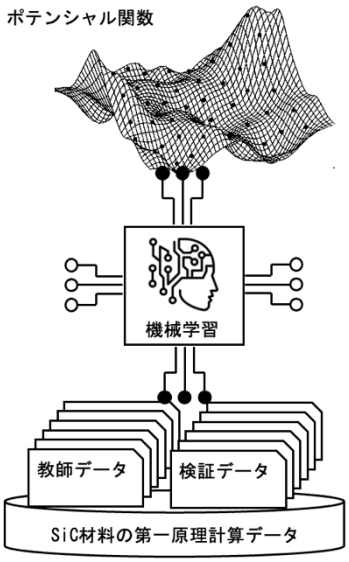


図 1　第一原理計算と機械学習の結合

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。

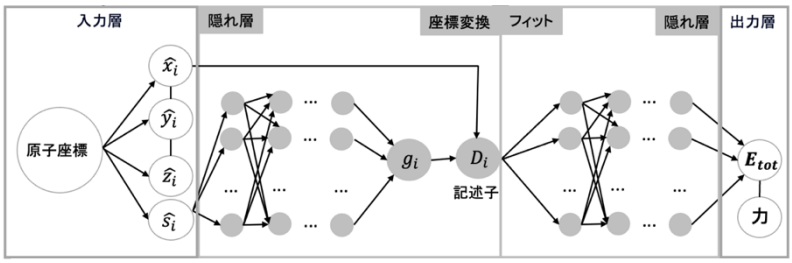


図 2　開発されたディープニューラルネットワーク（DNN）

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）。

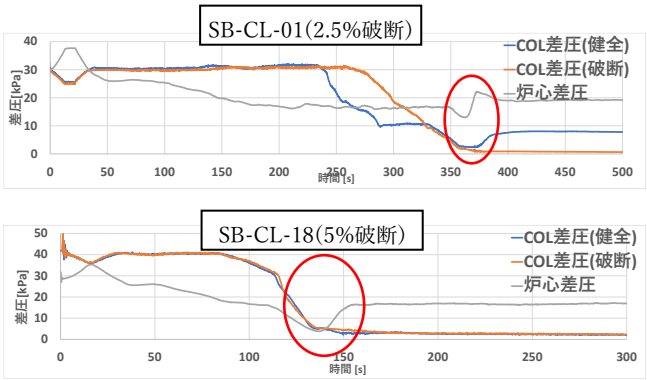


図 1　炉心差圧、COL 差圧の時間変化
（実験データ[2,3]）

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。

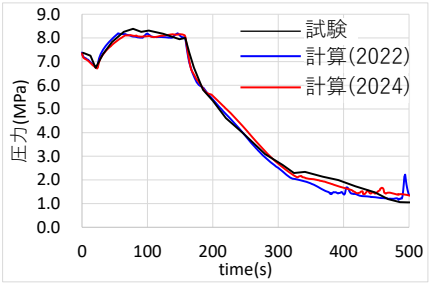


図 1. 圧力挙動

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。

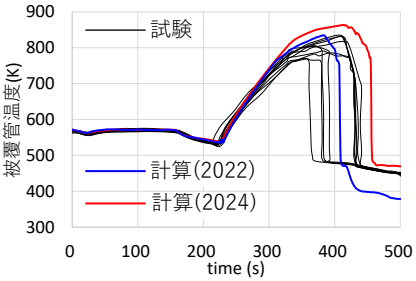


図 2. 被覆管温度挙動

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)

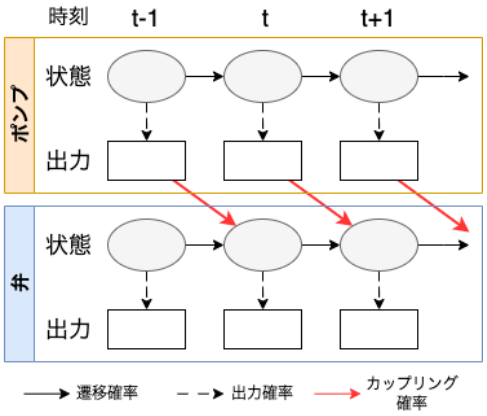


図 1 提案モデルの概略

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。

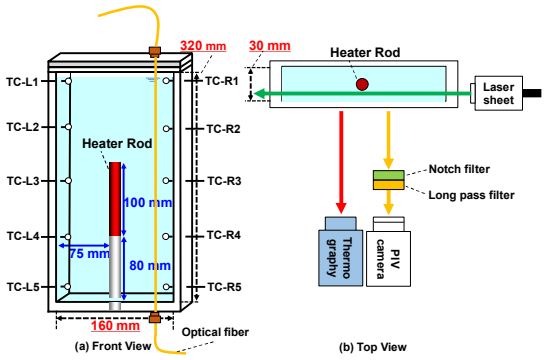


図 1　実験体系概略図 [2]

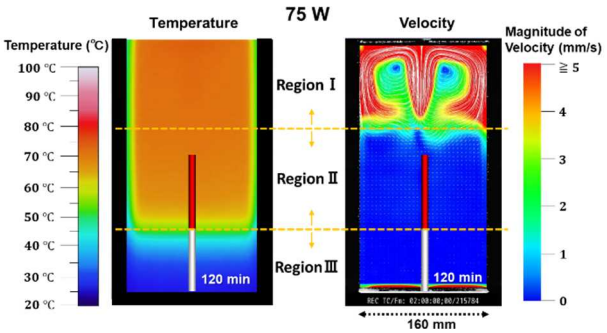


図 2　温度分布と流速分布の構造（75W, 容器幅 1 倍）[2]

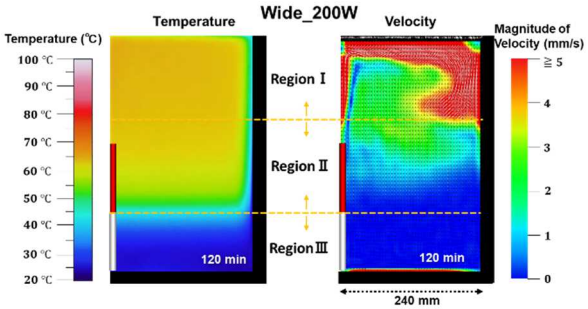


図 3　温度分布と流速分布の構造（200W, 容器幅 3 倍）

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

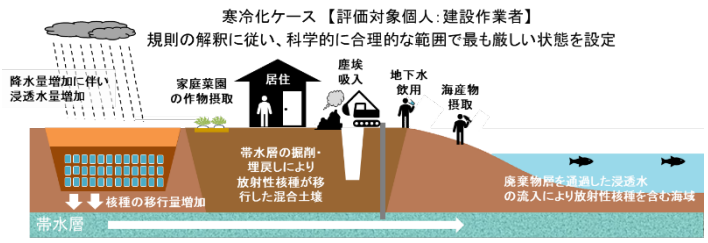
本発表は 2 部構成とし、本報告(1)では、廃棄物埋設地周辺の環境の調査及び監視・測定結果を報告するとともに、最新の技術的知見及び平成 25 年に施行された「第二種廃棄物埋設施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下「新規制基準」という。）に基づいた定期的な評価を実施するために、地質環境等の状態設定、廃棄物埋設地の状態設定及び埋設地周辺で生活する公衆の生活環境等の状態設定を行った。

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。

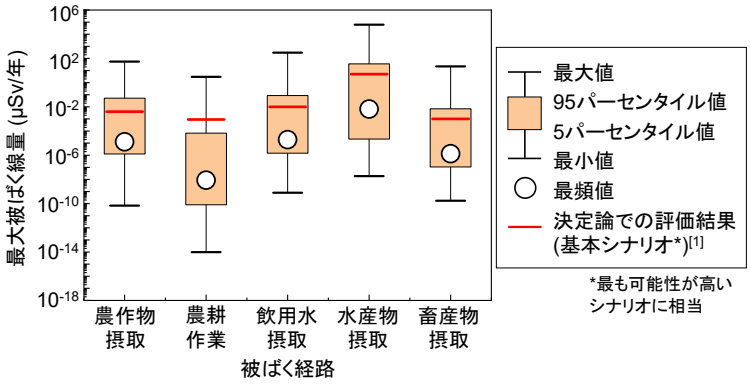


図 1 浅地中ピット処分における例題解析結果

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．

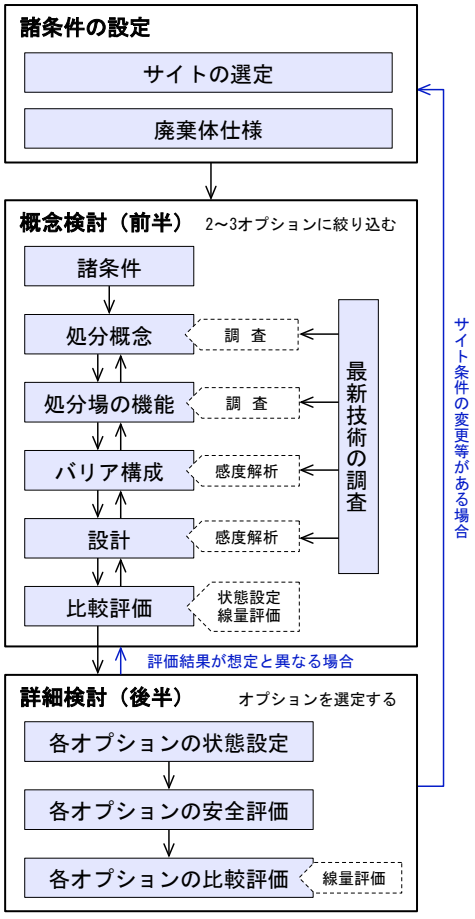


図 1　設計プロセス案

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．

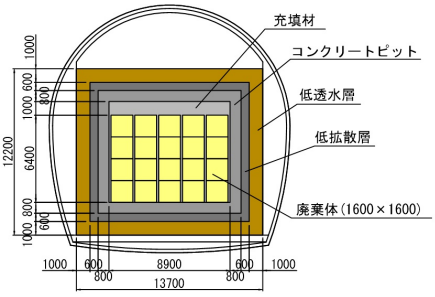


図 1　ベース設計オプション

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．

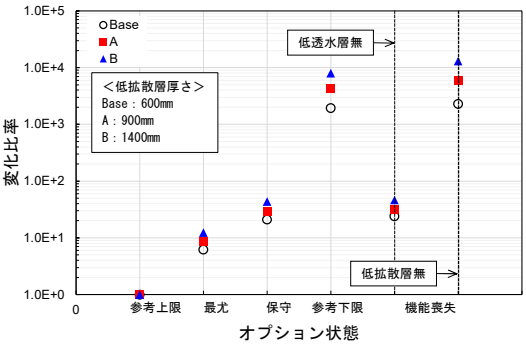


図 2　不確実性に関する線量評価

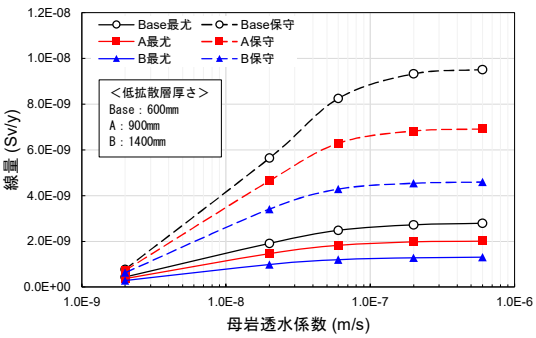


図 3　頑健性に関する線量評価

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。

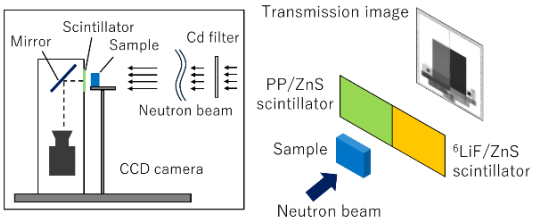


図 1 撮影体系の概略図

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。

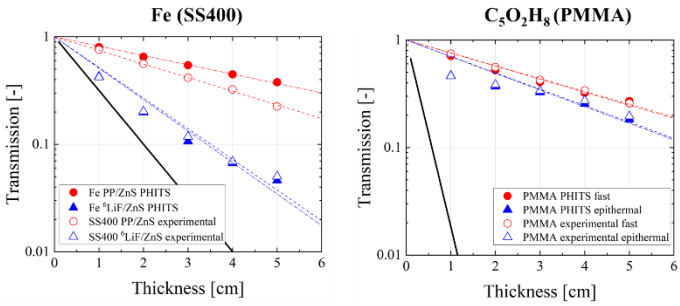


図 2 ^{6}LiF/ZnS、PP/ZnS シンチレータによる透過像における水平方向の透過率の比較

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。

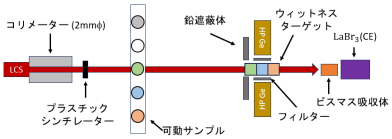


図 1　UVSOR での 1 次元イメージング実験の配置図

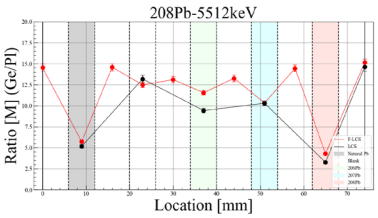


図 2　^{208}Pb の NRF レベル（5512 keV）を用いた 1 次元イメージ（赤線：F-LCS ガンマ線、黒線：LCS ガンマ線）

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。

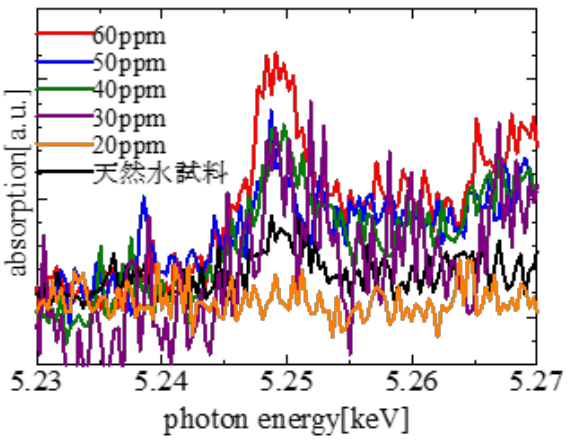


図 1.Ba 近傍の X 線吸収スペクトル

*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。

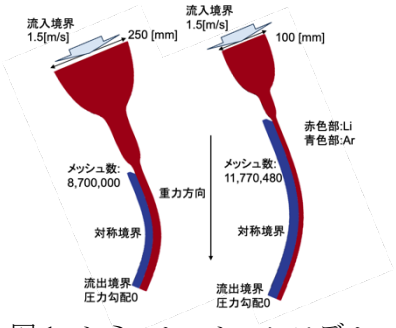


図 1: シミュレーションモデル

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。

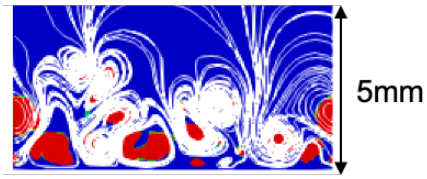


図 2: 25mm 湾曲体系

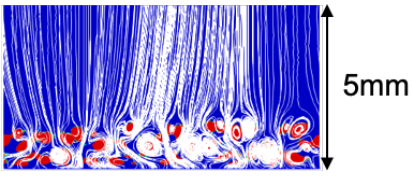


図 3: 10mm 湾曲体系

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。

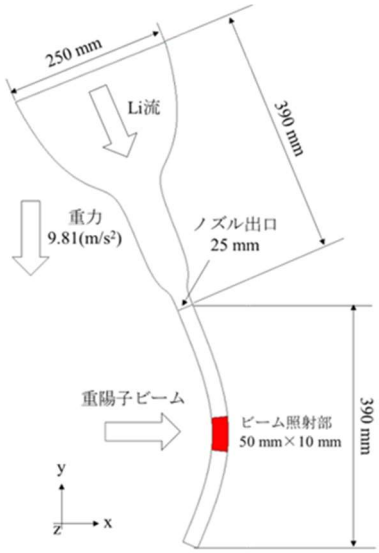


図 1 計算体系

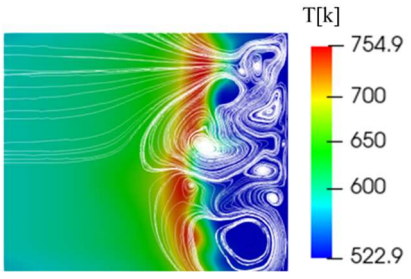


図 2 断面温度分布と流線
（t = 0.194 s）照射中心から下流 100 mm

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。

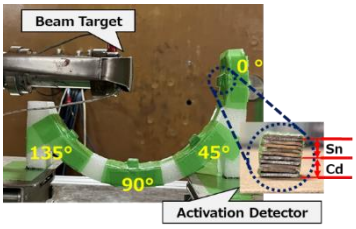


図 1 実験体系

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。

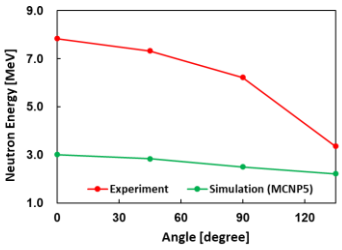


図 2 実験結果

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。

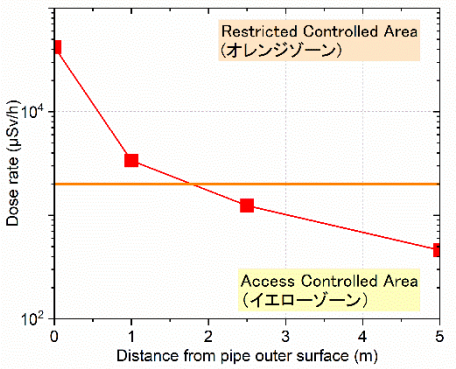


図 1　照射運転停止直後の配管表面からの距離を関数とした実効線量率分布

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。

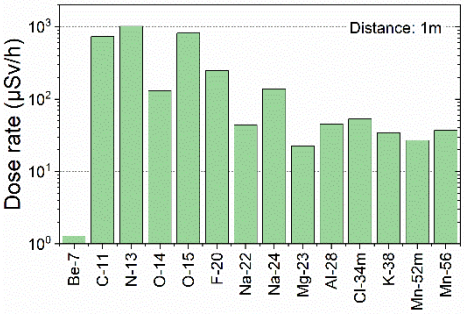


図 2 配管外側表面から 1m 離れた地点における核種ごとの実効線量率

[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。

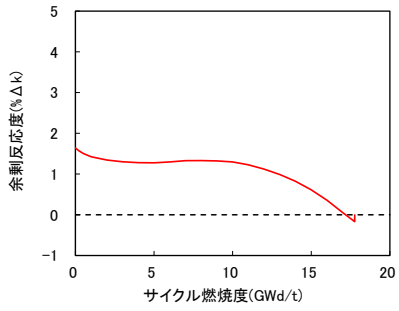


図1 余剰反応度の燃焼変化

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。

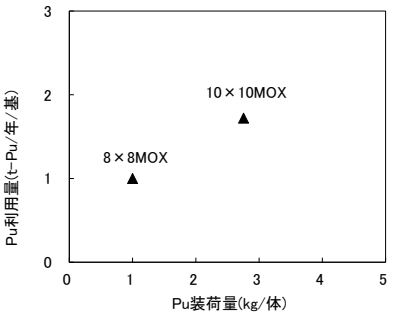


図2 Pu利用量の比較(8×8MOXに対する比)

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

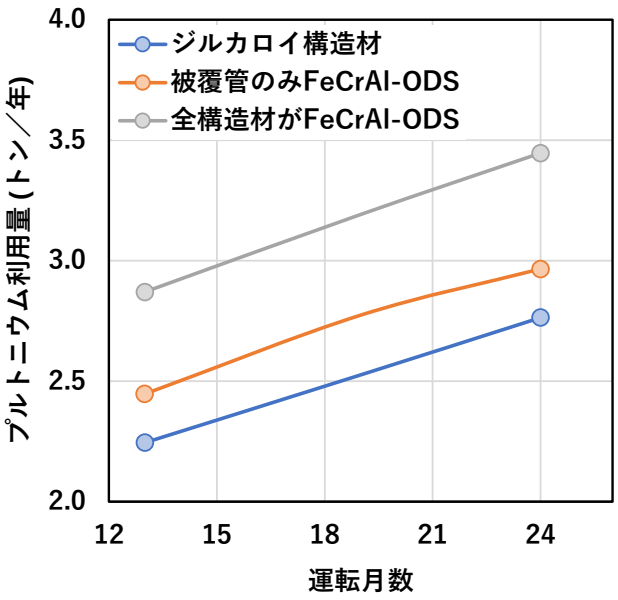
BWR では運転中に常時発生する蒸気ボイドの非常に大きな反応度フィードバックがあり、また内部を単相減速材で満たすウォータロッドや、多彩な部分長燃料棒設計などによって、BWR の運転条件や燃料仕様に対する適応性は非常に高い。端的な例としては、2 年以上の連続運転や 20%以上の出力密度増加、高富化度プルトニウムや多数回リサイクルされたプルトニウムの全 MOX 炉心利用、トリウム燃料材の利用、ジルカロイ以外の燃料構造材の利用、MA の装荷、RI の製造、などが可能である。このうち本報告では、平均取出燃焼度 50GWd/t の 10×10MOX 燃料において、被覆管に事故耐性燃料材料の一つである FeCrAl-ODS[1]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。

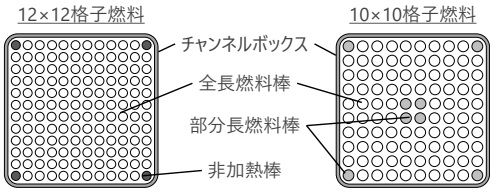
キーワード：プルサーマル運転，沸騰水型原子力発電所（BWR)，軽水冷却高速炉（RBWR）

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。

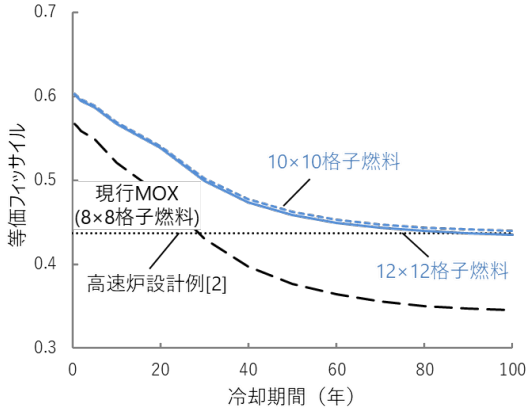


図 2 等価フィッサイルの変化

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。

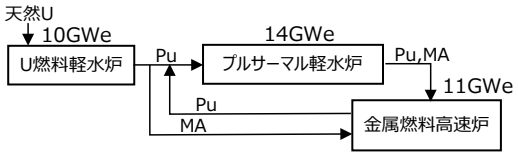


図1　軽水炉/高速炉の共存シナリオ

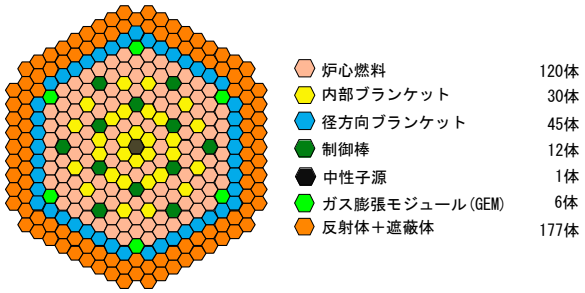


図2　炉心燃料配置

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。

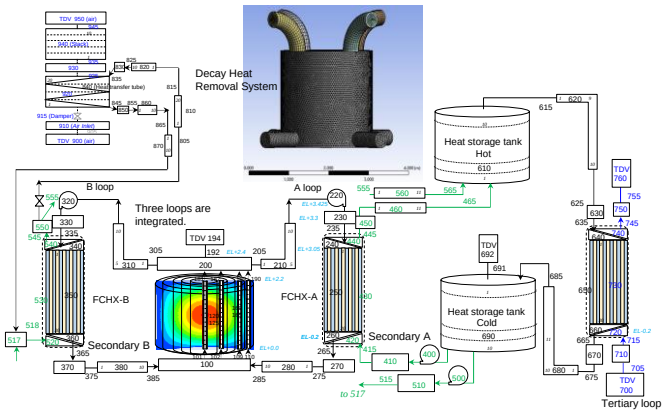


図 1　溶融塩炉解析モデル

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。

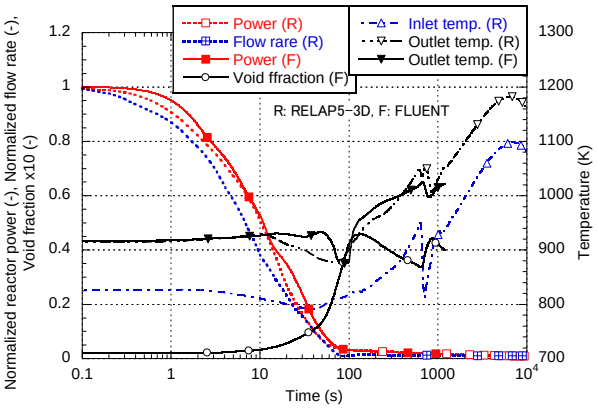


図 2　全交流電源喪失、10 分後手動で弁操作し崩壊熱除去系に接続した場合の炉心挙動

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。

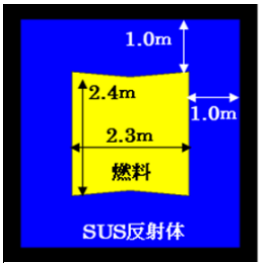


図-1 700MWt 炉心

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)

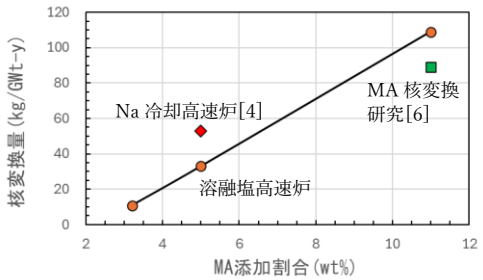


図-1 高速炉の MA 均質核変換特性

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。

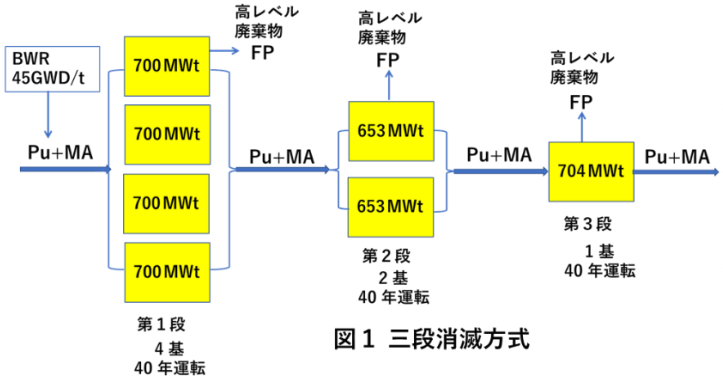


図 1 三段消滅方式

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。

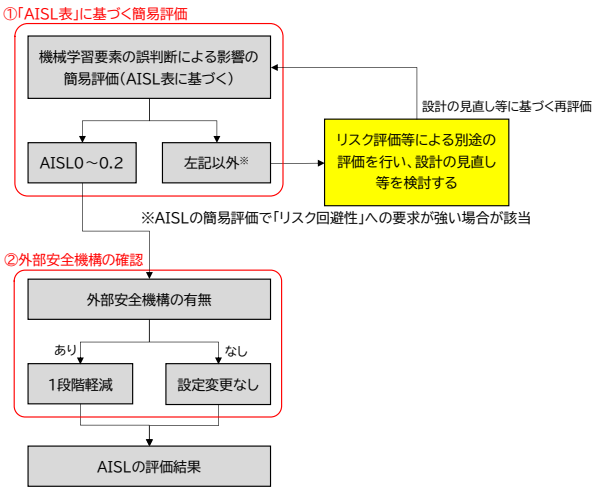


図. AISL の設定フロー

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

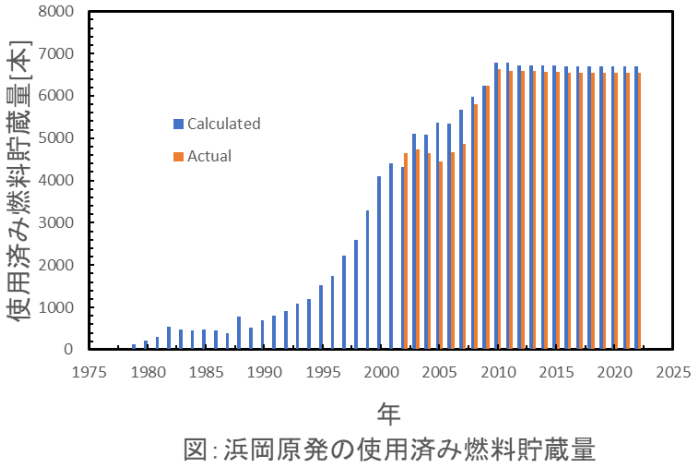
わが国の政府の GX 実行会議では、原子力発電および核燃料サイクルを推進する方針が示されている。既設炉の再稼働や、六ケ所再処理工場の運転開始に伴う Pu 利用、新設・リプレースの計画策定等の将来シナリオを定量評価するためには、既設炉の運転実績を適切に把握し、それを統合した詳細な諸量評価モデルの構築が必要である。そこで、本研究では運転実績が公開されている九州電力・関西電力・中部電力 3 社 22 基の既設炉の諸量評価モデルを構築した。

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。

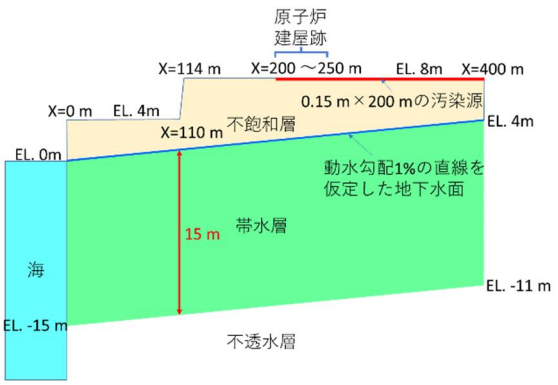


図 1　仮想の 2 次元地盤モデル

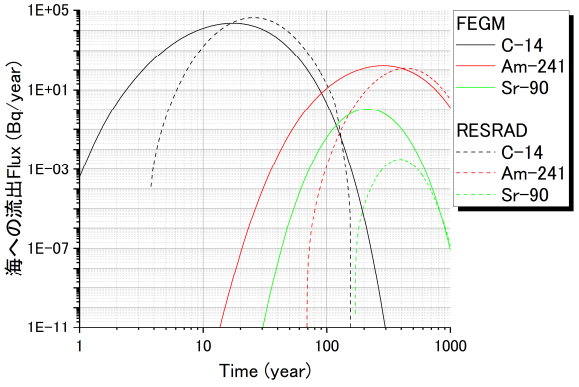


図 2　海への核種流出 Flux の計算結果の比較

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。

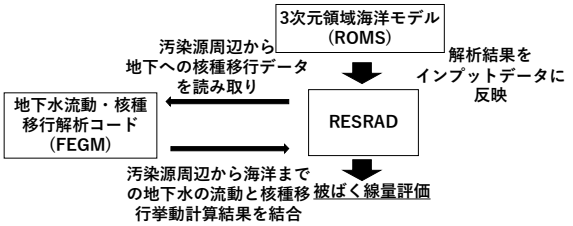


図 1 海洋拡散および地下水移行モデルデータを適用した RESRAD による被ばく線量評価フロー

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。

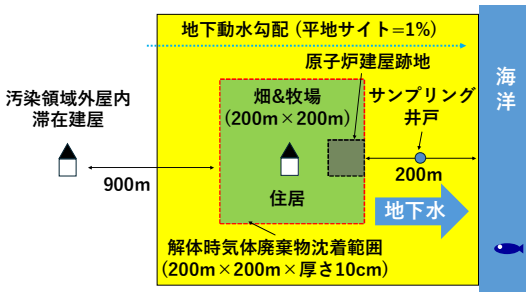


図 2 設定した沿岸モデルサイト

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]

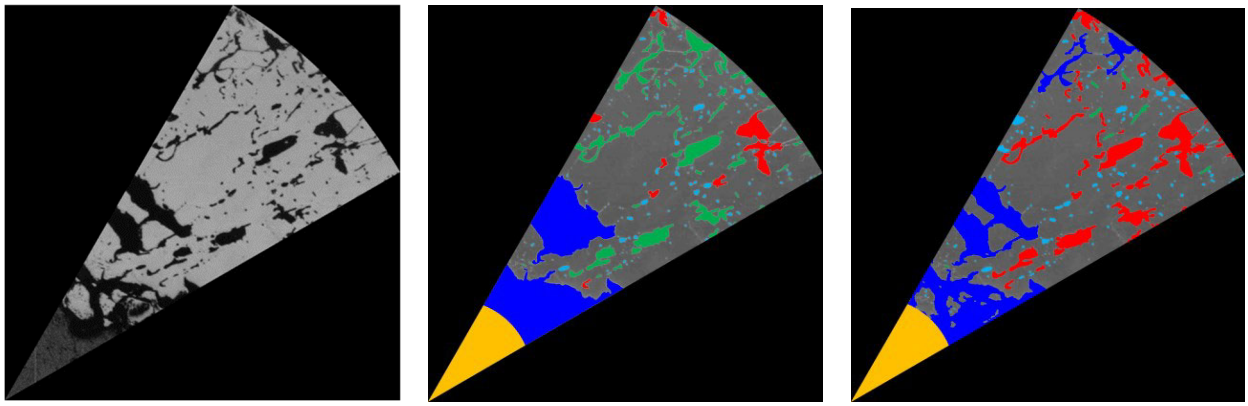
[1]東北大学，[2]CTC，[3]JAEA，[4]京都大学

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。

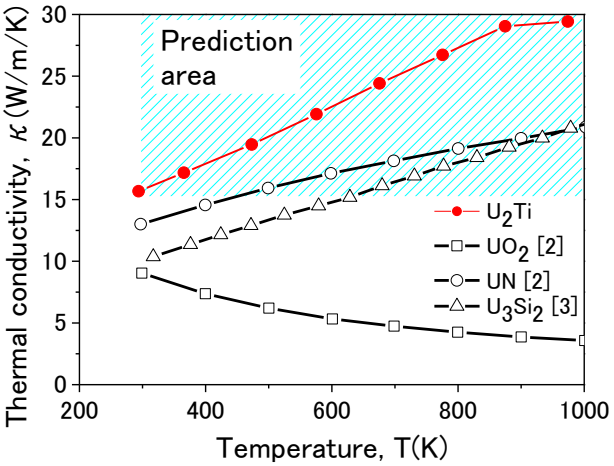


図　U_2Ti および他の U 化合物の熱伝導率と機械学習の予測範囲

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。

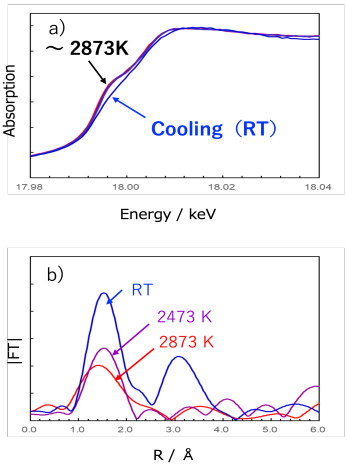


図 1 温度変化に伴う ZrO_2 の a(上)：XANES スペクトルおよび b(下)：動径構造関数

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。

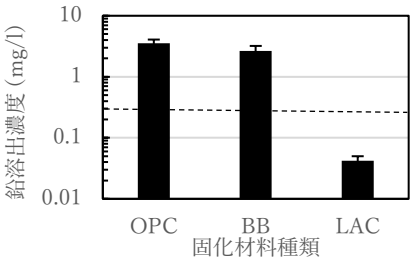


図 1.　固化試料からの鉛の溶出濃度

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。

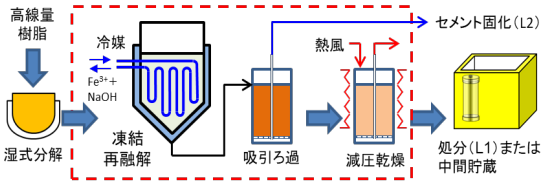


図-1　高線量樹脂処理プロセス

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。

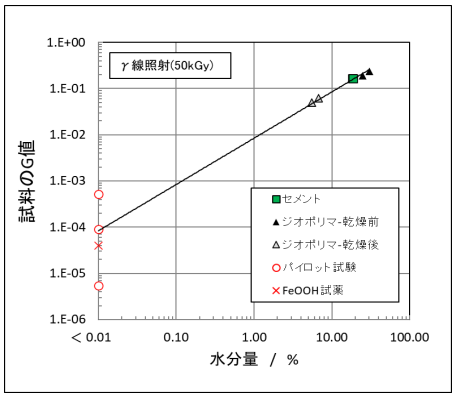


図-2　乾燥固形物の G 値

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。

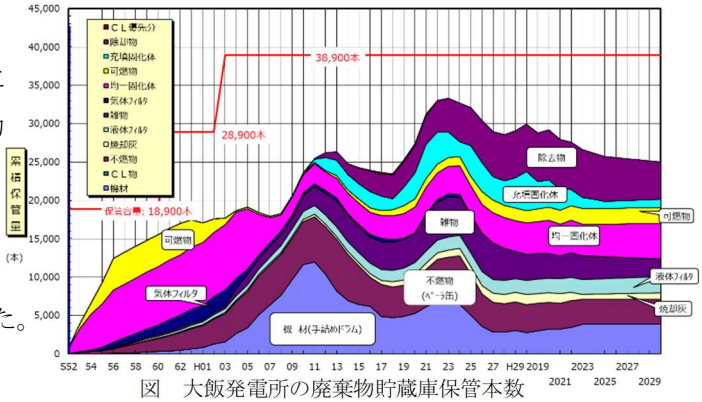


図　大飯発電所の廃棄物貯蔵庫保管本数

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。

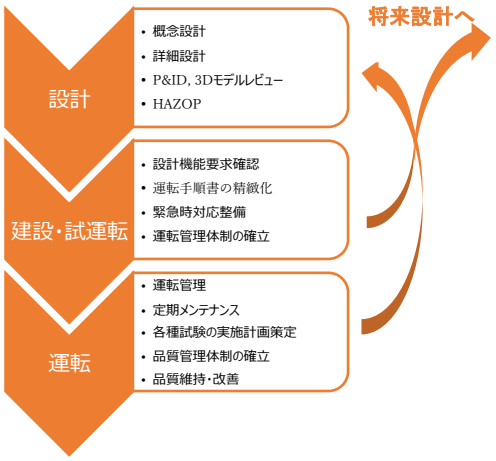


図 1　設計から運転時における安全検討

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。

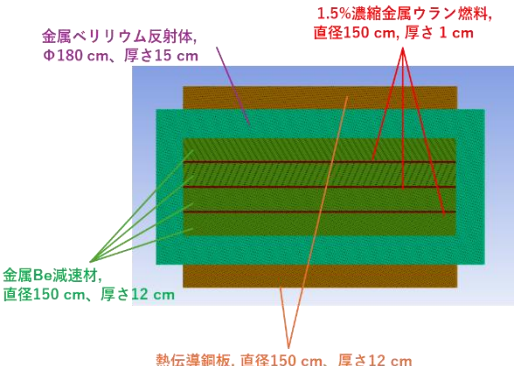


図.1　月面炉の概略図

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

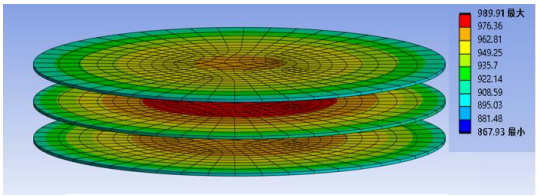


図.2　燃料領域での温度分布

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。

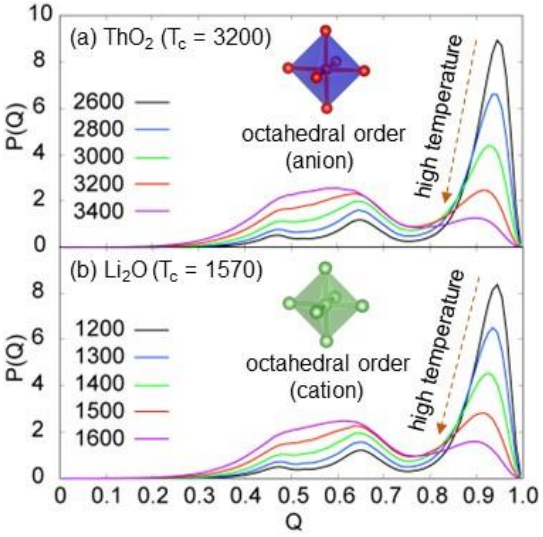


図 1. 八面体秩序変数の分布。(a): ThO_2, (b): Li_2O

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。

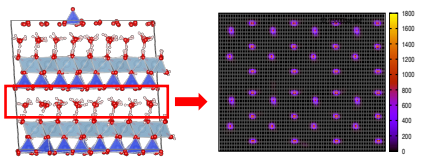


図 1. 7.5GPa において擬似的な氷配置を形成するカオリナイトの層間水の配置

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

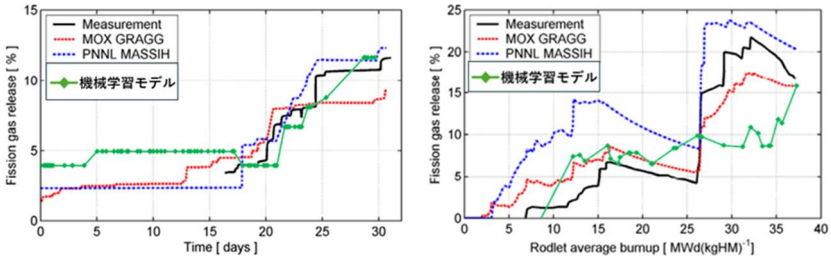
本研究では、既往の MOX 燃料の照射データを収集し、FGR（目的変数）と他のいくつかのパラメータ（説明変数）の関係を機械学習による回帰分析を用いて定式化し、現象論的なアプローチで FGR の予測を可能とすることを目指す。まず、文献調査等により既往の MOX 燃料の照射データをまとめ、MOX-FGR データベースを構築した(図 1)。収集できたデータ数はおよそ 100 点であった。FGR と相関性が強いと考えられるパラメータとして燃焼度と最大線出力を説明変数として抽出した。さらに、MOX-FGR データベースの各サンプルについて、線出力履歴を参照し、燃料中心部に位置する Pu スポットで生成された 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。

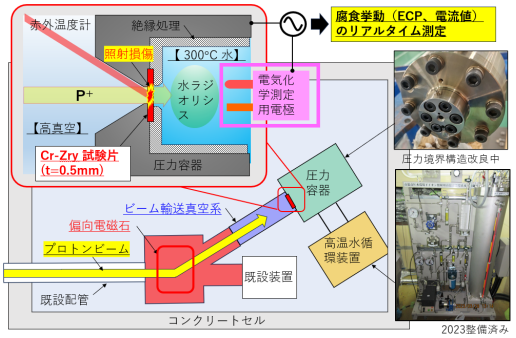


図 1　本装置の概要

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。

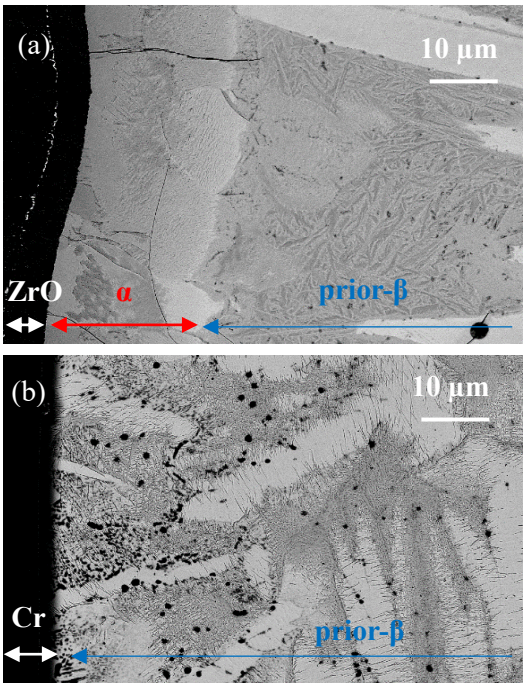


図 1 酸化試験後の外面付近の SEM 観察結果
（a：コーティングなし、b：コーティングあり）

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。

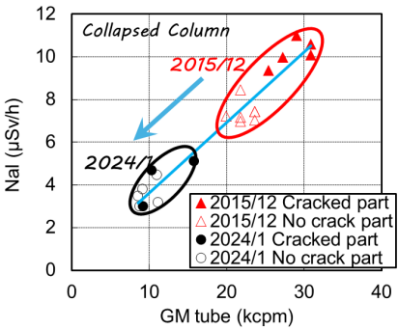


図 1 倒壊したコンクリート柱の表面線量率(減衰補正済み)

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。

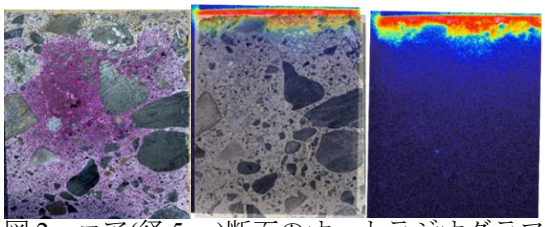


図 2 コア(径 5cm)断面のオートラジオグラフ

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。

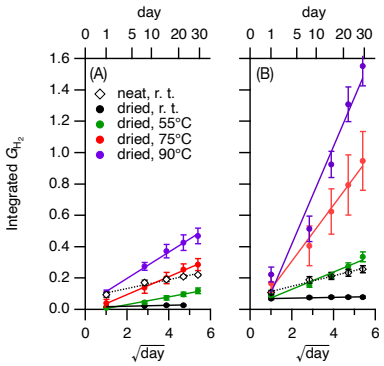


図1　γ線照射した(A) 高炉セメントペースト硬化体と37%飛灰導入硬化体(B)の G_{H2} の照射・保持温度依存性

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。

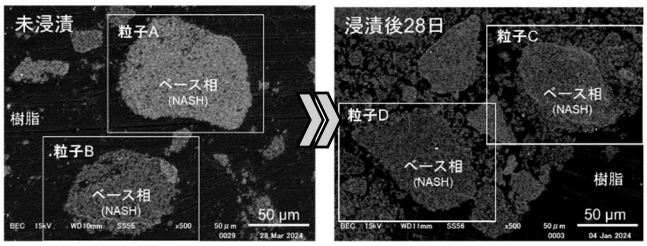


図１　メタカオリン系 AAM の SEM 像（反射電子像）

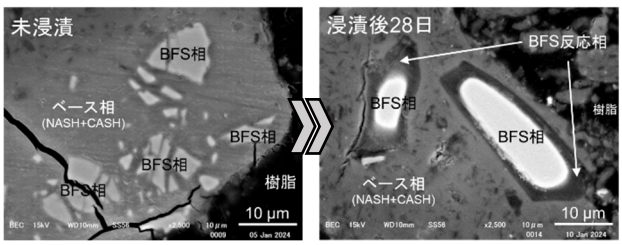


図２　メタカオリン-BFS 系 AAM の SEM 像(反射電子像)

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。

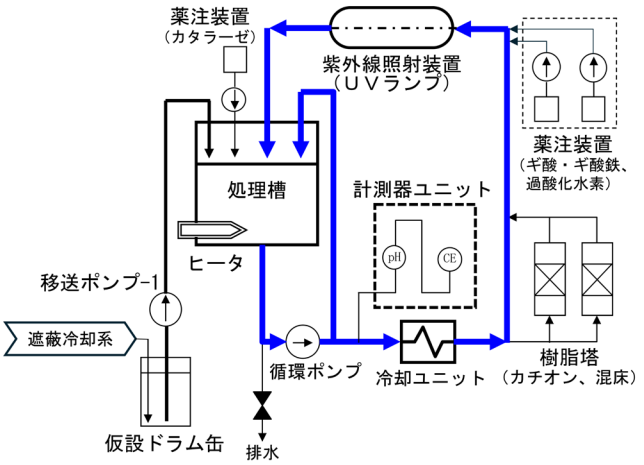


図１　六価クロム無害化処理装置概要図

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。

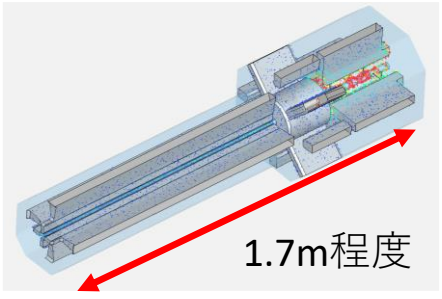
キーワード：線形加速器、陽子ビーム加速

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。

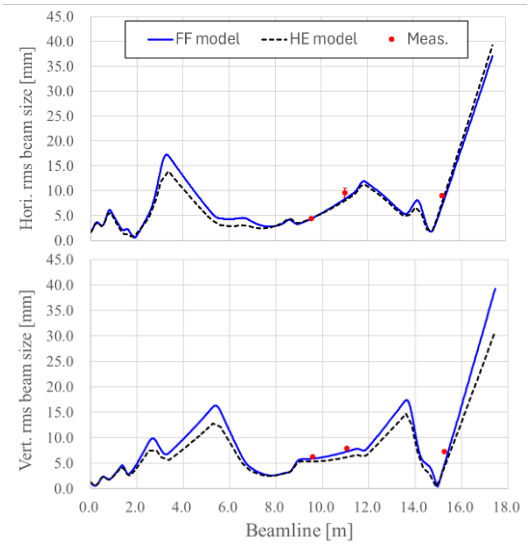


図 1: シミュレーションと測定による rms ビームサイズの比較。上: 水平方向、下:垂直方向。

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。

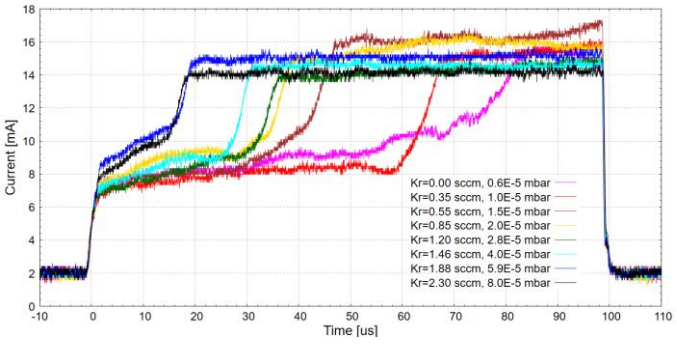


図 1　H+ビーム試験(phase B+, stage 1)で観測された Kr ガス入射に伴う RFQ 入射ビームパルス変化

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。

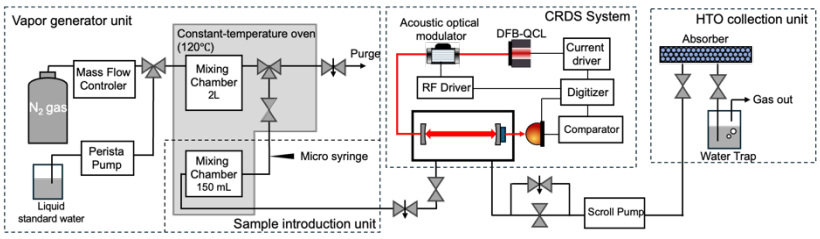


Fig.1 CEAS システムの概要

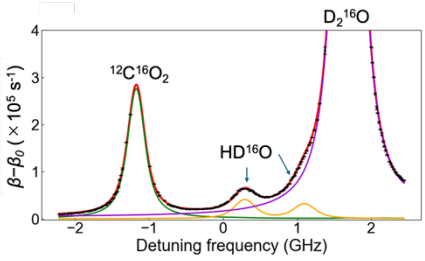


Fig.2 取得したスペクトル

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]。

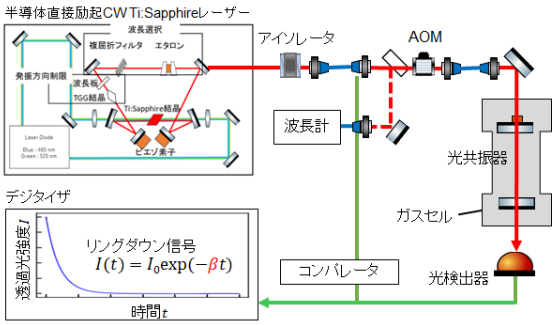


Fig.1 半導体直接励起 CW Ti:Sapphire レーザーを用いた CRDS の概要

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。

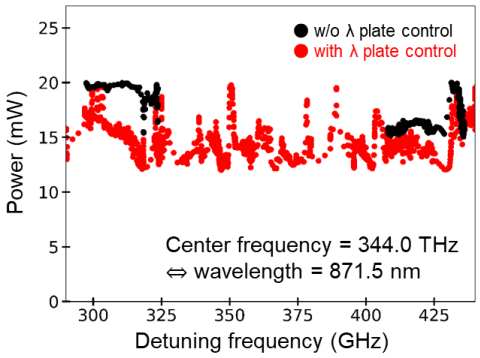


Fig.2 波長可変特性

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。

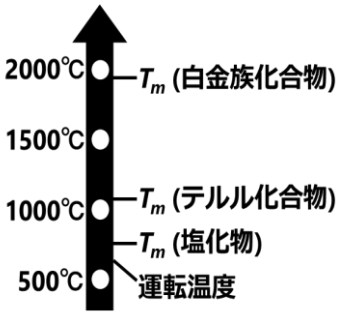


図 1 溶融塩炉の運転温度と高融点化合物の融点の関係

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。

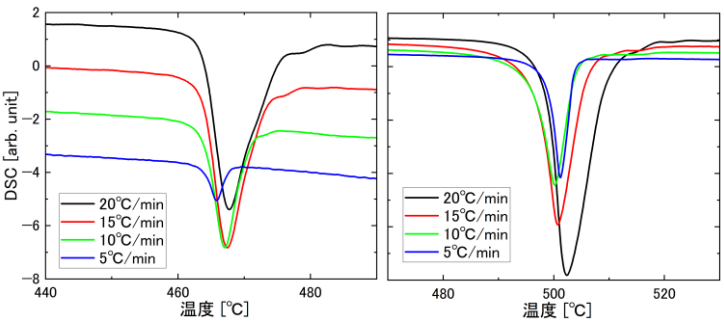


図 2 La 系模擬燃料(左)、Ce 系模擬燃料(右)の吸熱ピーク

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。

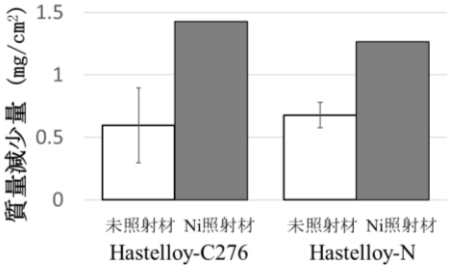


図 1. 600℃×5h 反応試験前後での質量減少量

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。

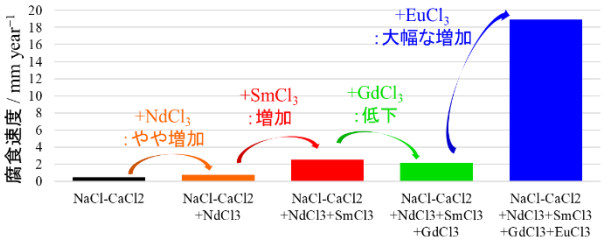


図 1. Hastelloy N の腐食速度

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。

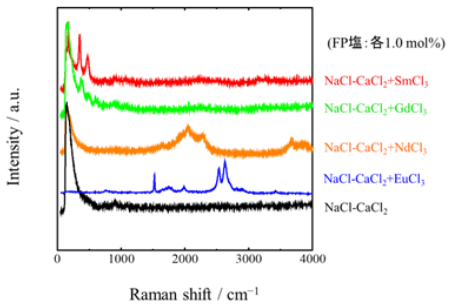


図 2. 高温ラマンスペクトル

[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。

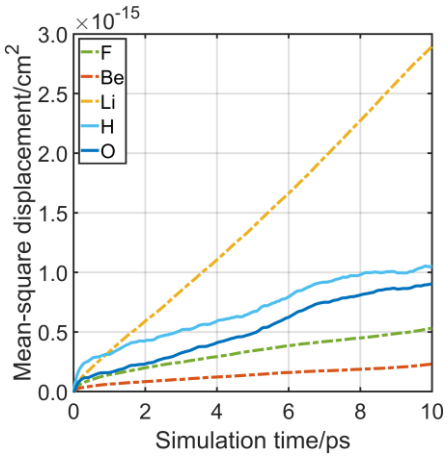


図 1 各元素の平均二乗変位 (973 K)

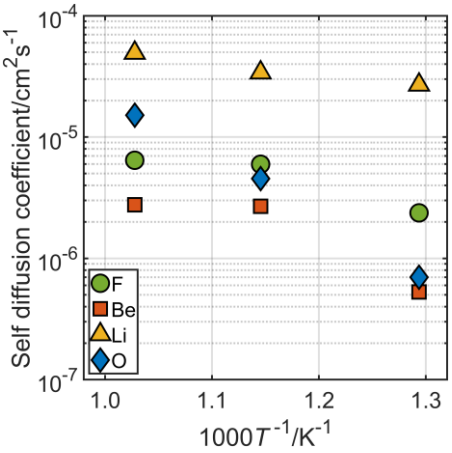


図 2 自己拡散係数の温度依存性

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．

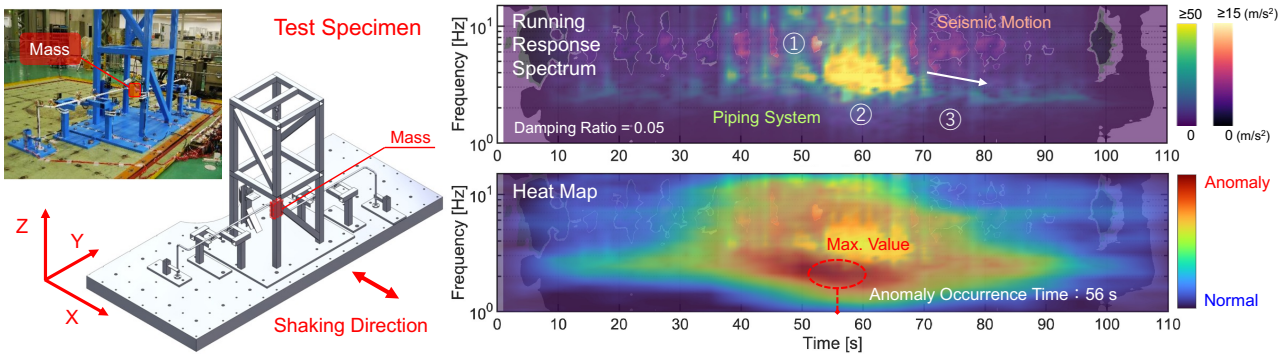


図 1　試験体の概要と損傷発生時刻の推定に用いた Running 応答スペクトル

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

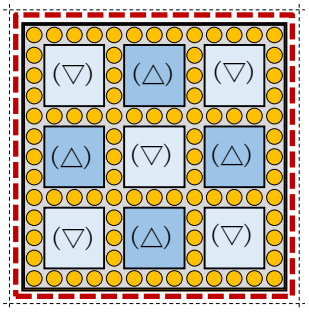
Concept of a free-power scale BWR with inherent safety: KAMADO-FSR and spectral shift operation

*松村 哲夫[1]、亀山 高範[2]
[1]PowerM、[2]東海大

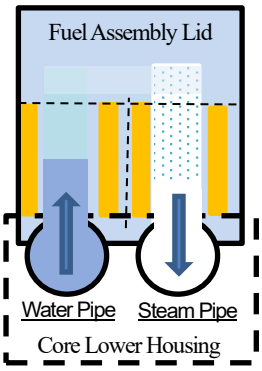
固有安全性と自由出力規模を特徴とする新しい BWR 概念を検討した。中空の SiC ブロック内に現行の燃料ペレットが挿入された燃料集合体が大気圧の原子炉水プールに設置される。燃料集合体の SiC ブロックが圧力境界となるため、圧力容器は不要である。燃料集合体の装荷数を増すことによって出力規模はモジュール化せずに 300 MWe から 1000 MWe まで容易に変更することができ、原子炉への投資とコストを 60%程度に削減できる。SiC ブロックの高熱伝導率と高融点により炉心のドライアウト状態も許容され、燃料集合体間のギャップ水を排除・注入することでスペクトラル・シフト運転が可能となり、サイク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。

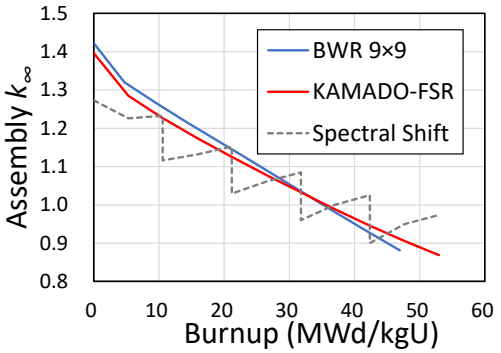


図 2.　集合体無限増倍係数の燃焼度依存性.

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。

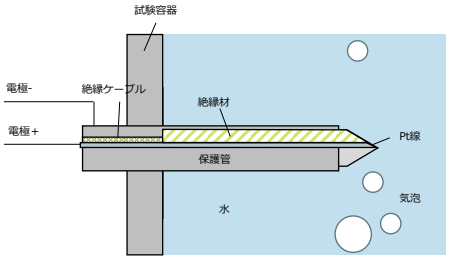


図 1 電極式ボイド計構造図

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。

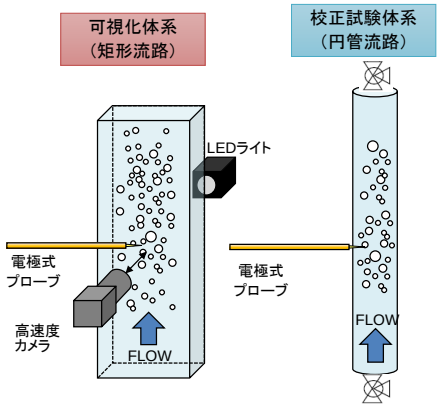


図 2 検出性確認試験体系

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。

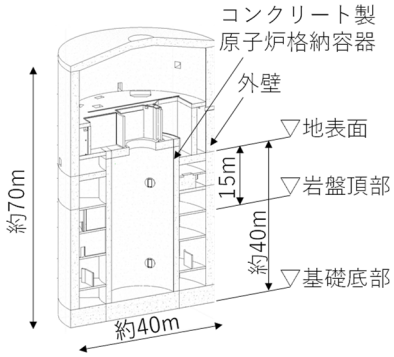


図１ 国内向け原子炉建屋概要

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。

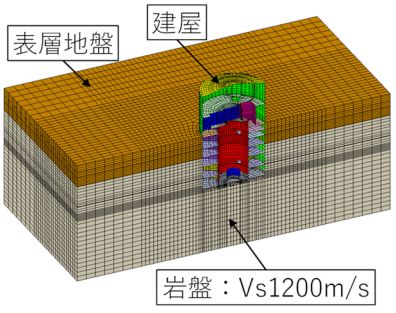


図２ ３次元 FEM

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。

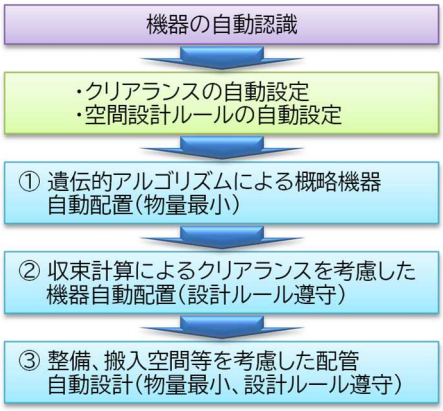


図 1　機器の自動配置手順

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。

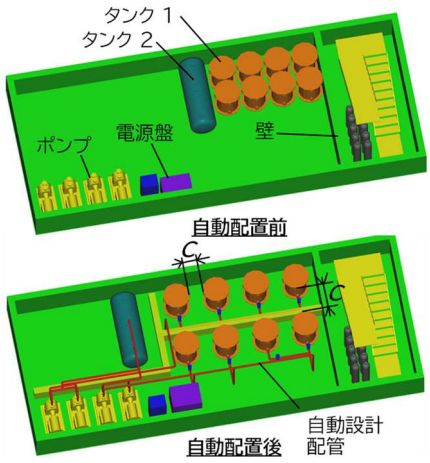


図 2　機器のクリアランスを考慮した機器の自動配置設計

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）。

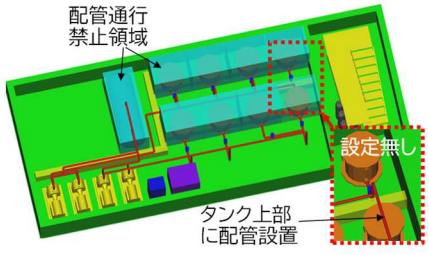


図 3　配管通行禁止領域を考慮した配管自動設計

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。

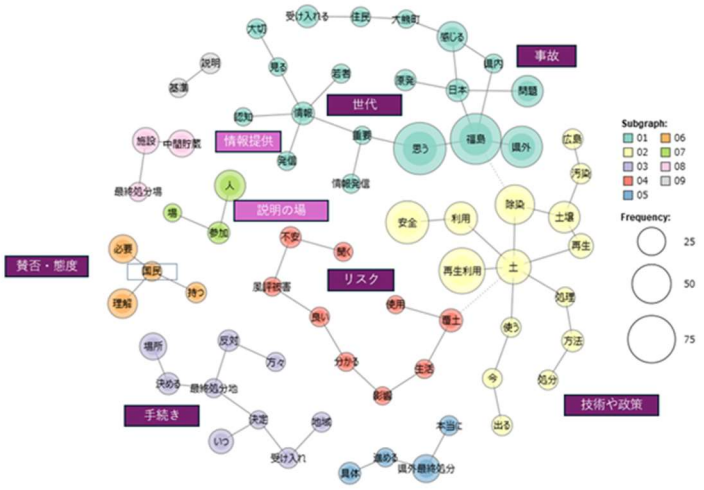


図-1 対話ボード（3～9 回まとめ）の共起ネットワーク

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）。

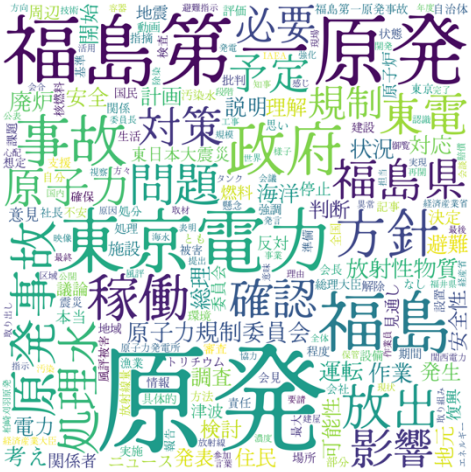


図 1 作成したワードクラウド

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．

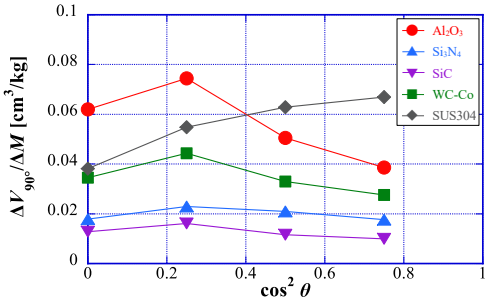
さらに，粒子の運動エネルギーEを次式により，法線方向と接線方向の 2 成分に分離した．

$$E = \frac{1}{2}mv^2 = \frac{1}{2}mv^2\sin^2\theta + \frac{1}{2}mv^2\cos^2\theta \quad (1)$$

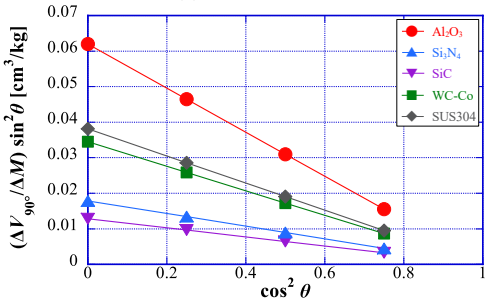
ここで，mは粒子質量，vは粒子速度，θは噴射角度である．法線方向の成分が脆性破壊，接線方向の成分が切削作用に寄与するものと考えられる．法線方向の成分による摩耗は，噴射角度 90° における摩耗$\Delta V_{90°}$を基準に，$\sin^2\theta$に比例するものとして推定した．評価結果を図 1(b)に示す．また，全摩耗量から法線方向の成分による摩耗を差し引いたものを，接線方向の成分による摩耗とした．評価結果を Fig. 1(c)に示す．

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．

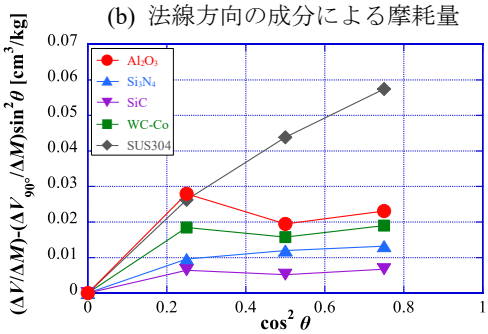
乾式リサイクル設備の設計検討を行う上で，噴射量と衝突角度を考慮し適切な耐摩耗性の材料を選定することが重要と考えられる．



(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．

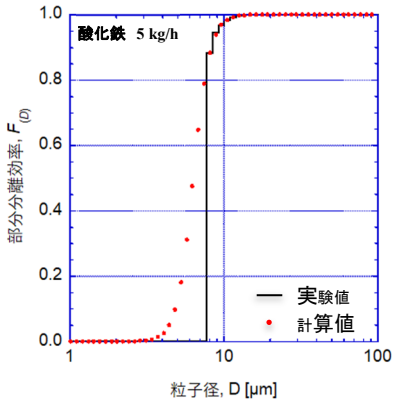


図 1　部分分離効率

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．

$$F_{\mathrm{c}(D)} = \frac{1}{1+e^{-a\log(D/D_{\mathrm{c}})}} \quad (3)$$

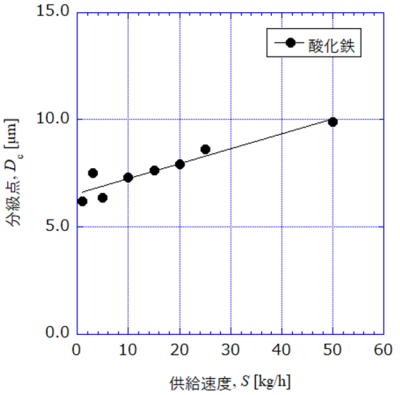


図 2　D_cの供給速度依存性

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。

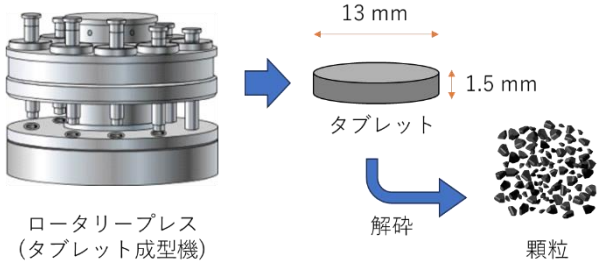


図 1　造粒処理の概要図

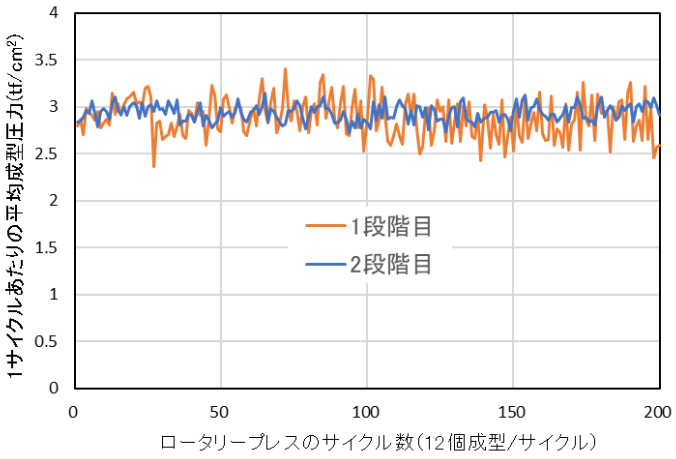


図 2　ロータリープレスにおけるタブレット成型圧力のトレンドグラフ

* 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。

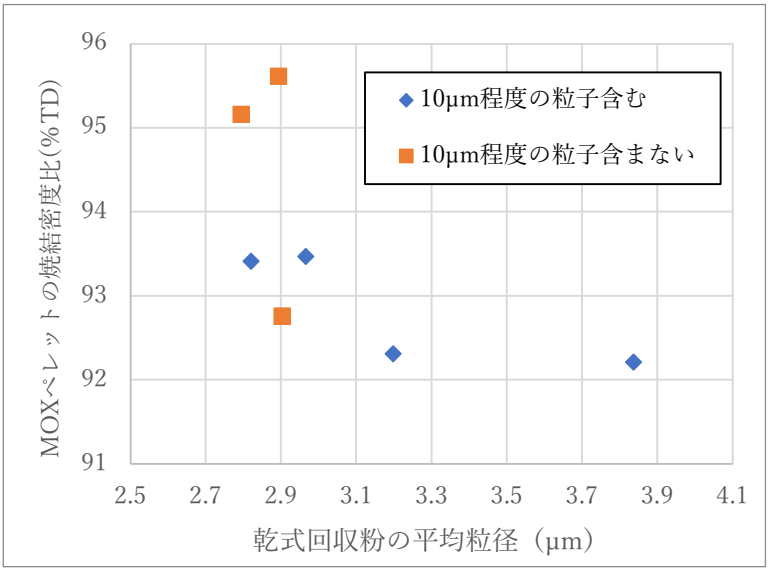


図 1　乾式回収粉の平均粒径と MOX ペレットの焼結密度比

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。

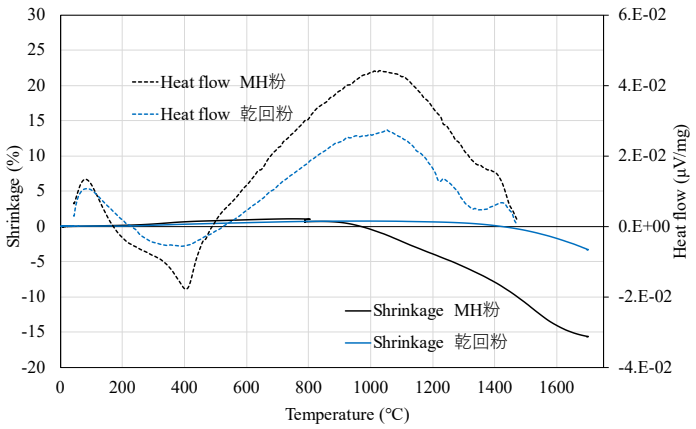


図 1 焼結における収縮データと DSC データ

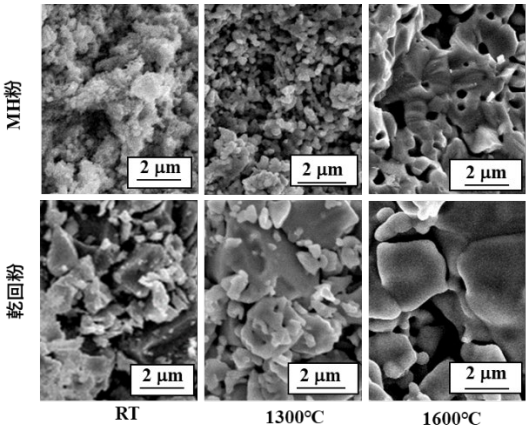


図 2 焼結過程の破断面の SEM

*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。

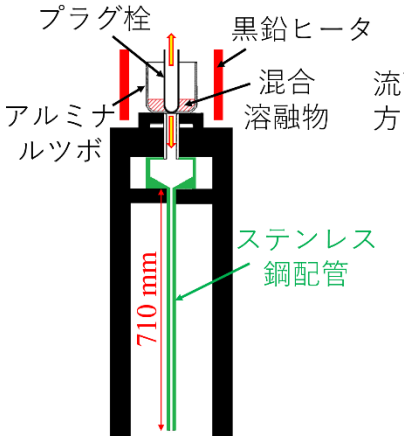


図 1 試験体系

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。

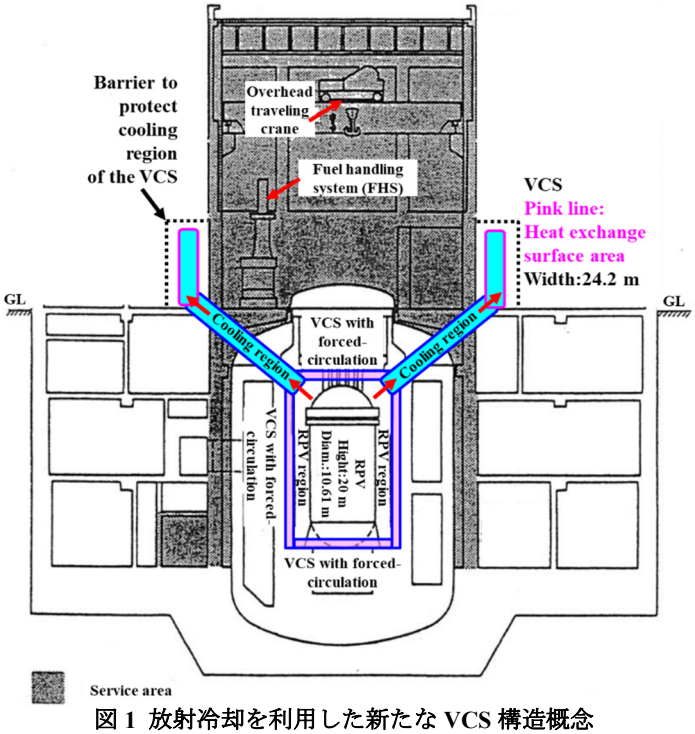


図 1 放射冷却を利用した新たな VCS 構造概念

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。

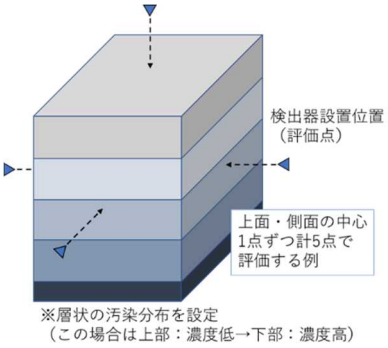


図 1 ブロック状コンクリートの評価条件（一例）

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。

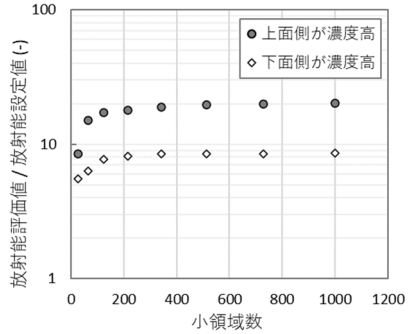


図 2 ブロック状コンクリートの測定結果（一例）

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。

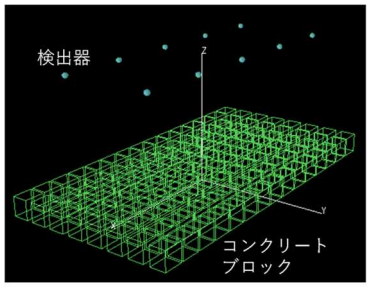


図 1 ブロック状コンクリートの評価条件（一例）

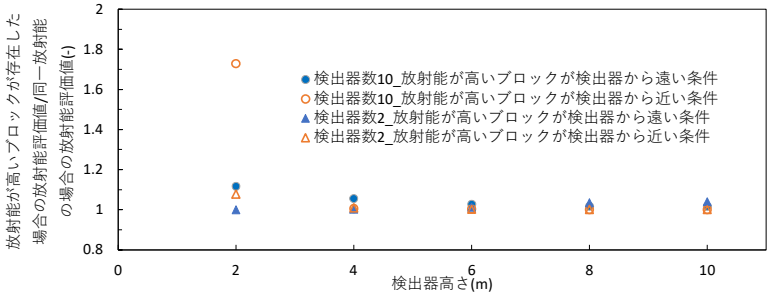


図 2 全てのブロックの放射能が同一の場合と一部のブロックで放射能が高い場合における放射能評価値の比較（一例）

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。

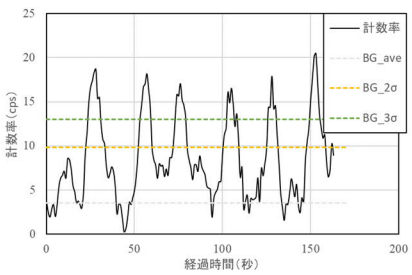


図 2 UAV 計測結果

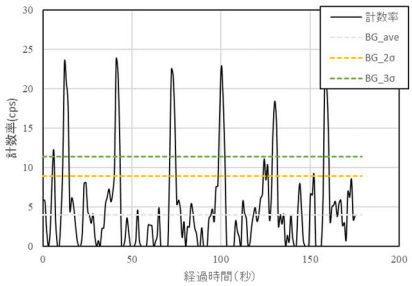


図 3 四足歩行ロボット計測結果

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。

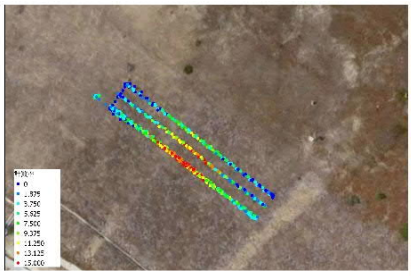


図 4　カラーマップ

---

*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。

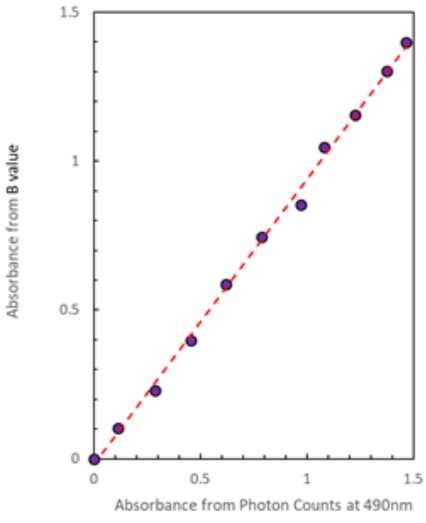


Fig.1

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。

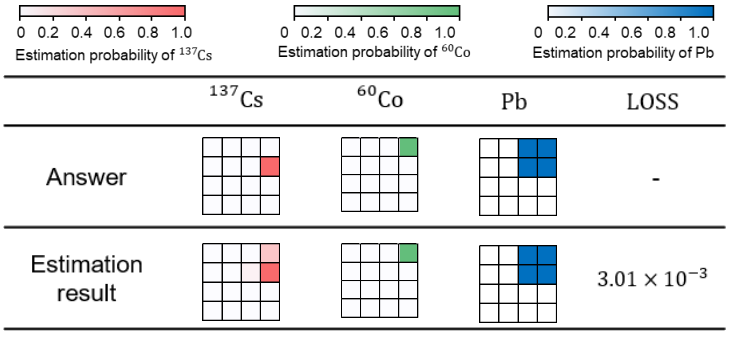


図 1　線源・遮蔽体分布推定結果例と平均二乗誤差

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。

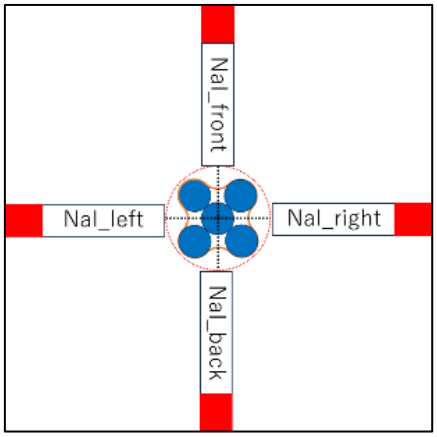


図 1 収納缶モデルの平面図

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。

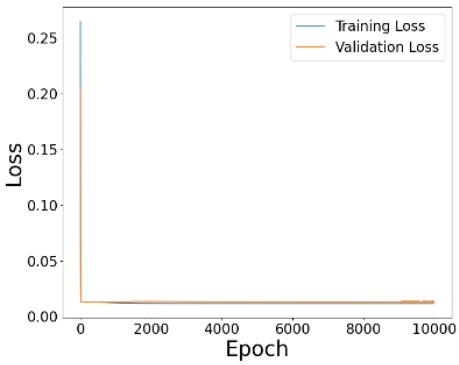


図 2 学習による Loss

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。

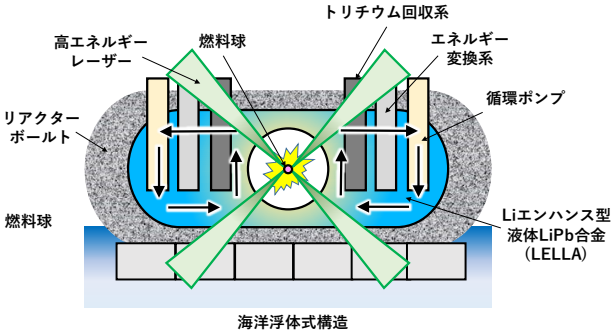


図 1 レーザー核融合プロダクションリアクター(LTPR)

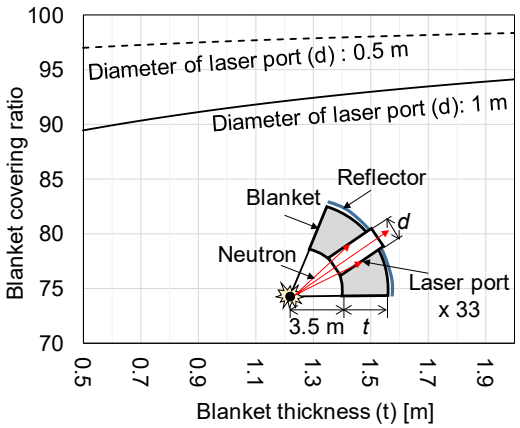


図 2 ブランケット被覆率とブランケット厚さの関係性

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．

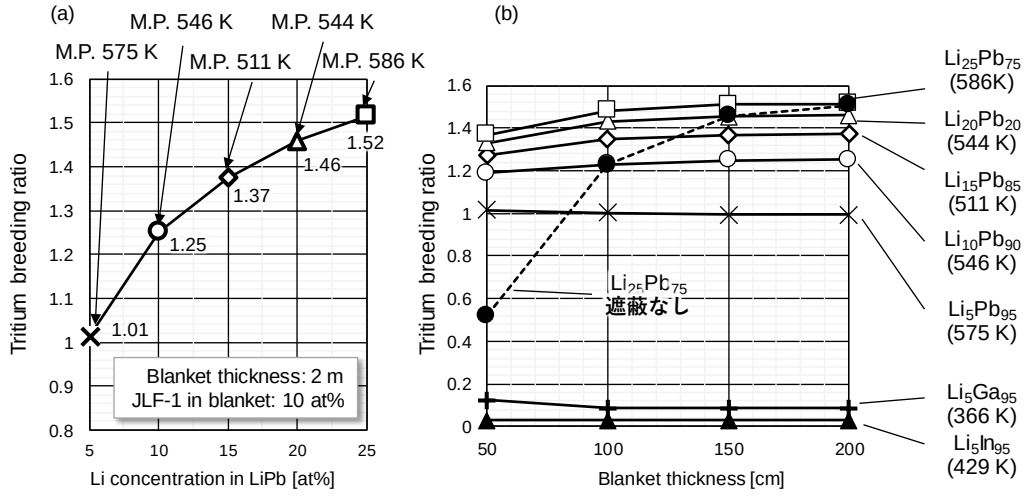


図 1 (a) LiPb ブランケットのローカル TBR と Li 濃度の関係性、
(b) 各種ブランケットのローカル TBR とブランケット厚さの関係性

[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。

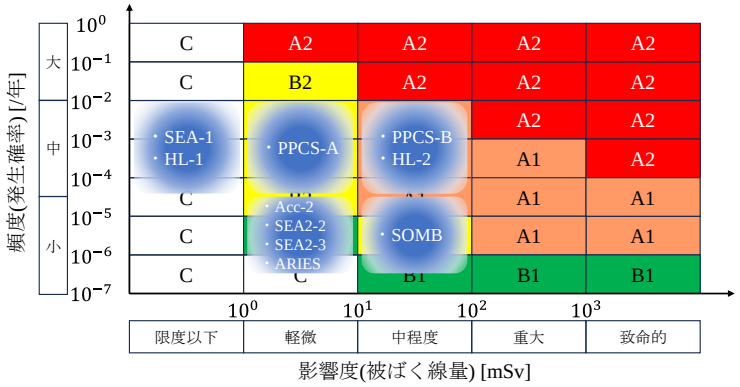


図 1 核融合炉施設の事故のリスクマップ

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。

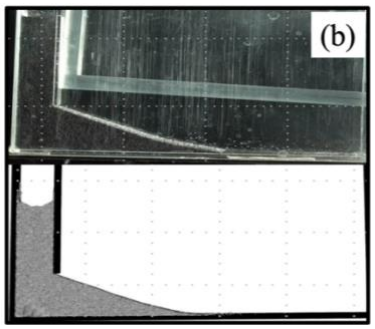


図 1 GPU-DEM validation result

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。

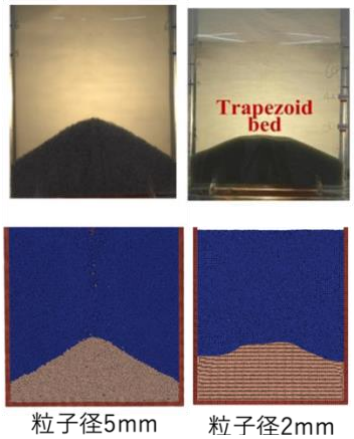


図 2 GPU-DEM-MPH validation results [1]

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。

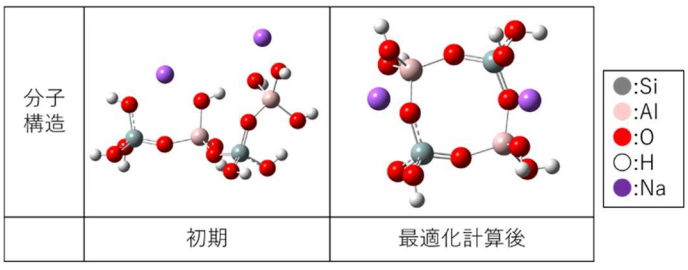


図 1. 量子化学計算から得られた Na- P 型ゼオライト分子構造

*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。

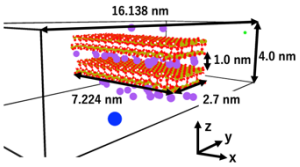


図１：MD 計算のために作成したエッジを持つ Na モンモリロナイト、セシウム（青）、ナトリウム（紫）,塩素（黄緑）。水分子は表示を省略。

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。

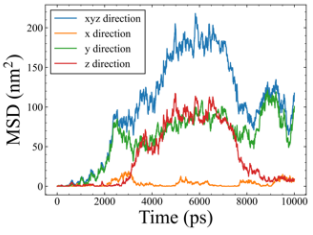


図 ２：Cs^+の xyz 方向（青）、x 方向（橙）、y 方向（緑）の平均二乗変位。

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