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

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．

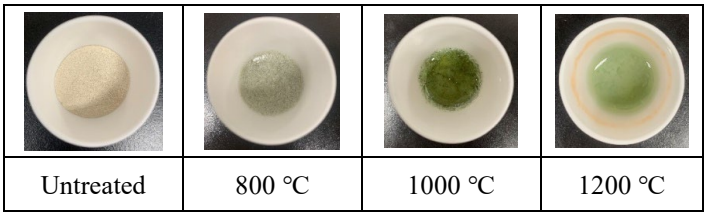


Fig. 1 Appearance of each Sintering Body

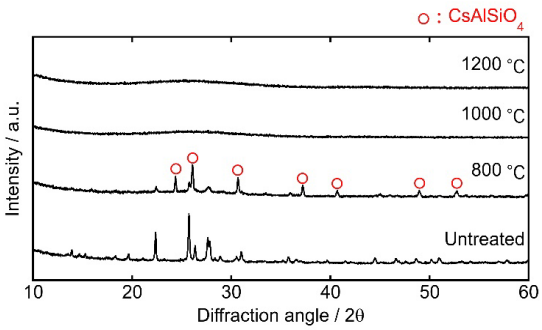


Fig. 2 Diffraction Pattern of each Sintering Body

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。

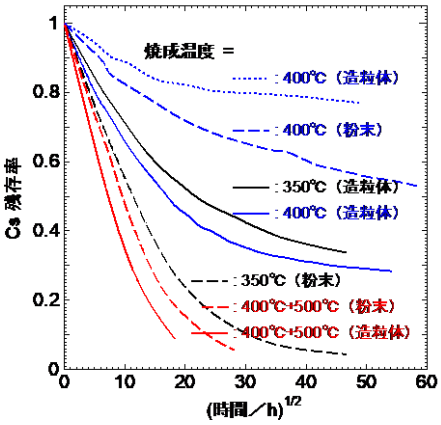


図 1. 焼成 CuFeCN のセメント固化体から水中への Cs 漏出挙動

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

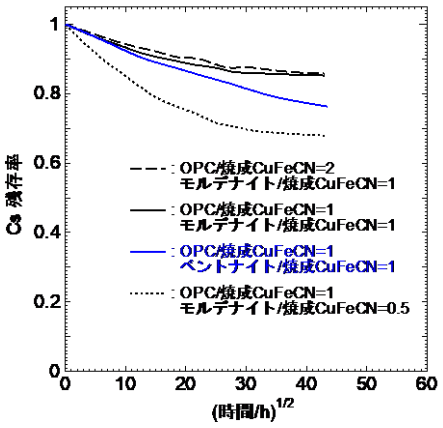


図 2. カチオン交換体を添加した焼成 CuFeCN のセメント固化体から水中への Cs 漏出挙動

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。

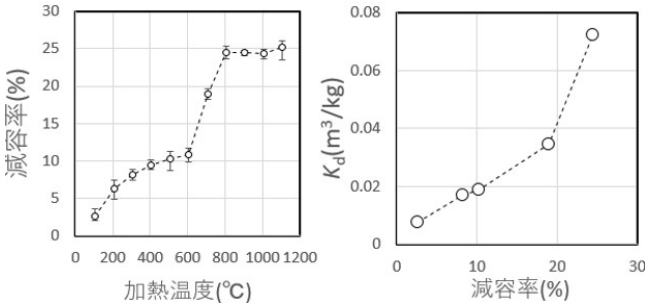


図. 加熱による 28%焼却灰含有 GP の減容率（左)。減容した GP の塩素脱着分配係数(K_d)の減容率依存性(右)

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。

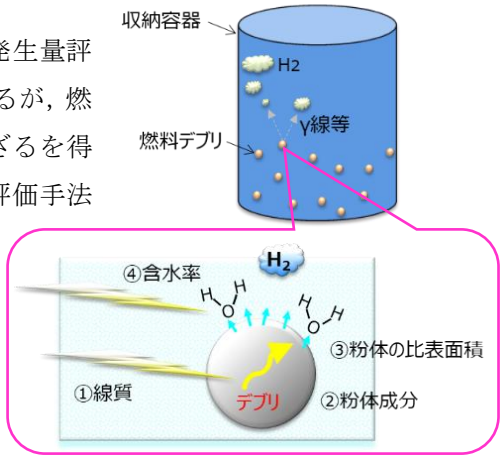


図 1：水素発生のイメージと影響因子の整理

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。

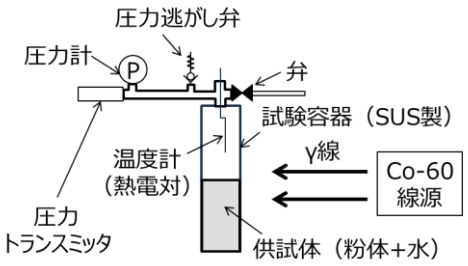


図 2：放射線照射試験　装置概要

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。

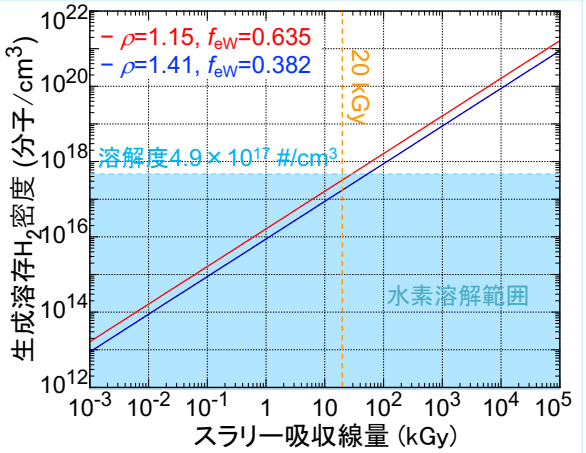


図 1　生成した溶存 H_2 の数密度の吸収線量依存性[3]
（密度ρ，電子分率 f_{eW}, $G(H_2)=g_W(H_2)=0.45$ 分子/100eV）

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.

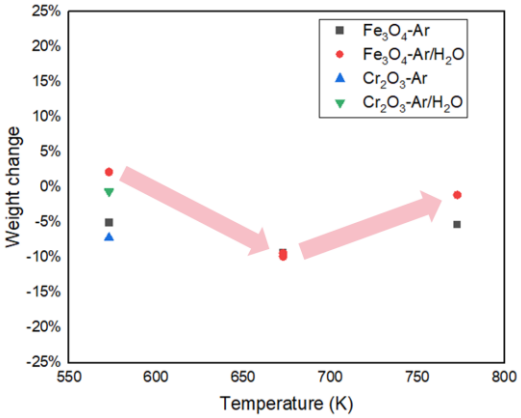


Figure 1 Weight change in different conditions

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.

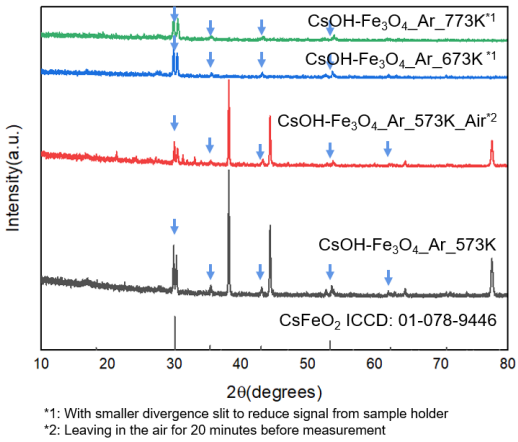


Figure 2 XRD patterns for mixed $CsOH{\cdot}H_2O$-Fe_3O_4 samples after experiment

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。

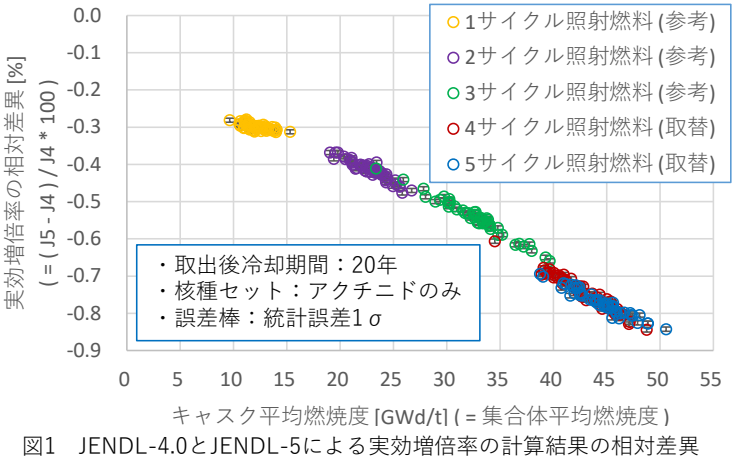


図1　JENDL-4.0とJENDL-5による実効増倍率の計算結果の相対差異

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。

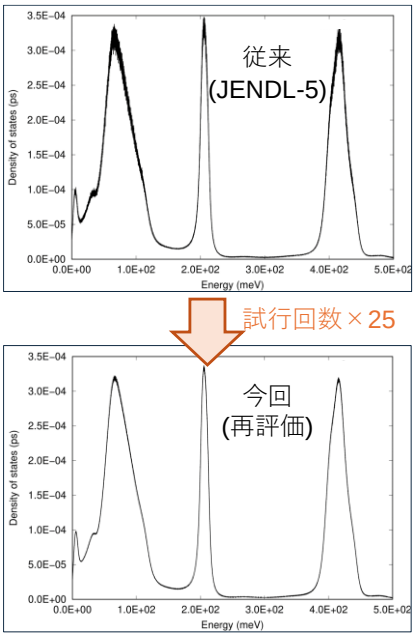
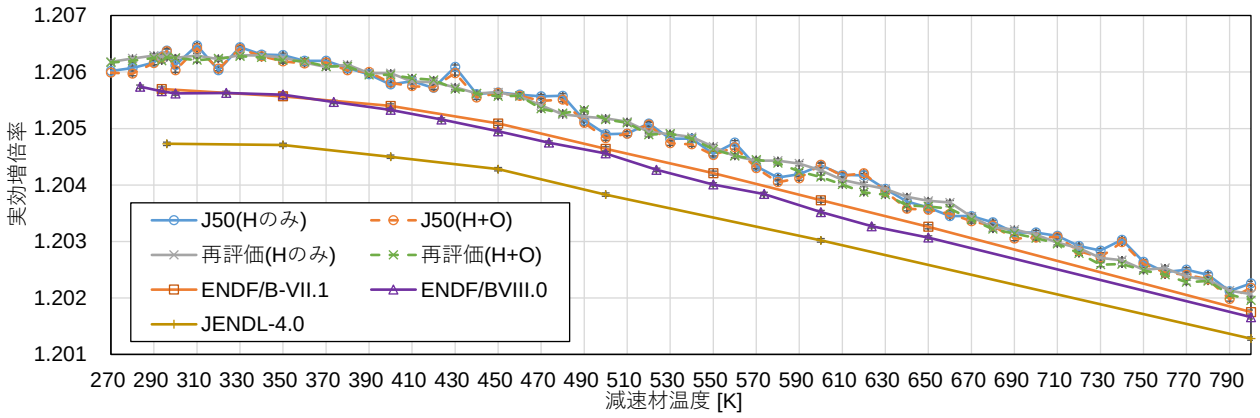


図1 従来(JENDL-5)と今回の状態密度関数の違い

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。

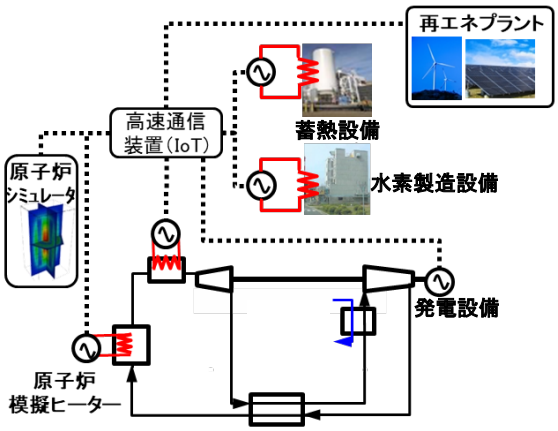


図 1　再エネ調和型新型炉システムの安全性評価技術の全体像

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。

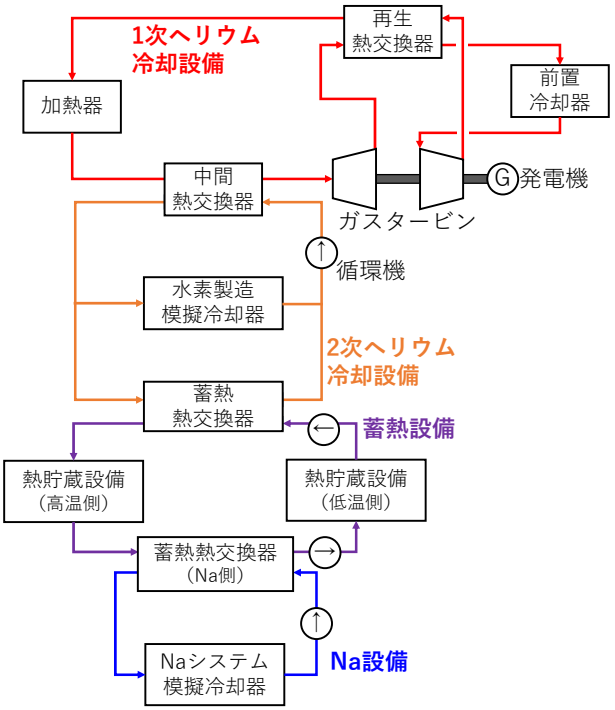


図 1 再エネ調和型新型炉用事故模擬試験装置の主要機器構成

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。

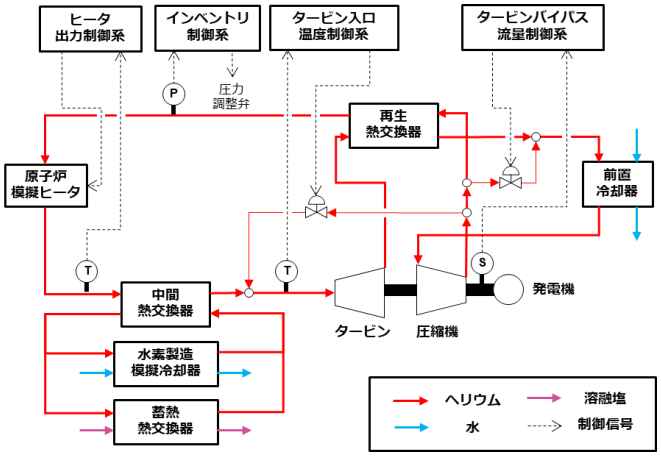


図 1　試験装置の概略系統及び主要制御系

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。

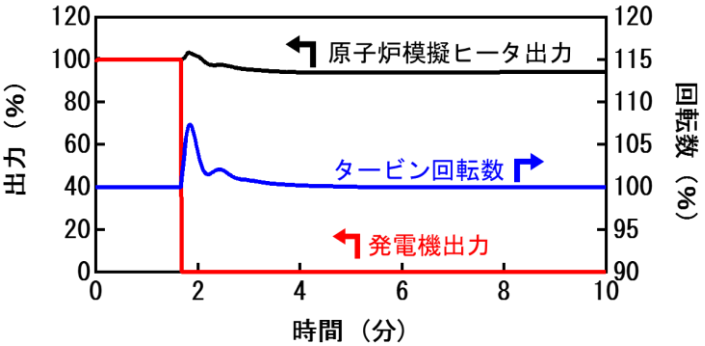


図 2　試験装置の解析結果（発電機負荷喪失）

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。

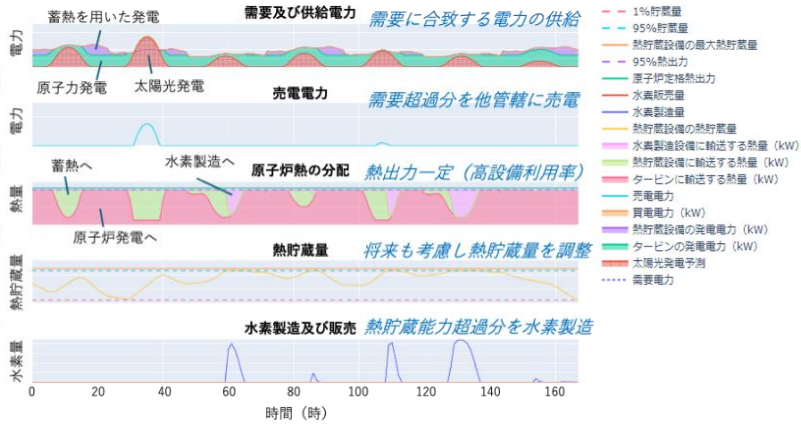


図 1　最適化計算・出力配分指示の例

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。

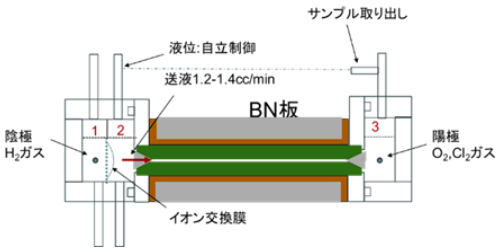


図 1. 平板型流路の新型試験装置

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。

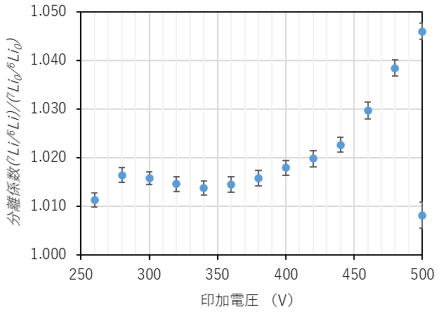


図 1. 印加電圧と分離係数の関係

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。

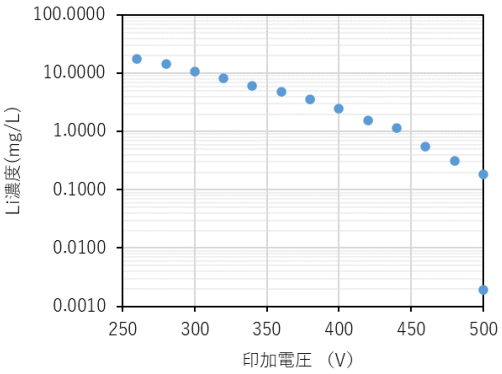


図 2. 印加電圧と収量の関係

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。

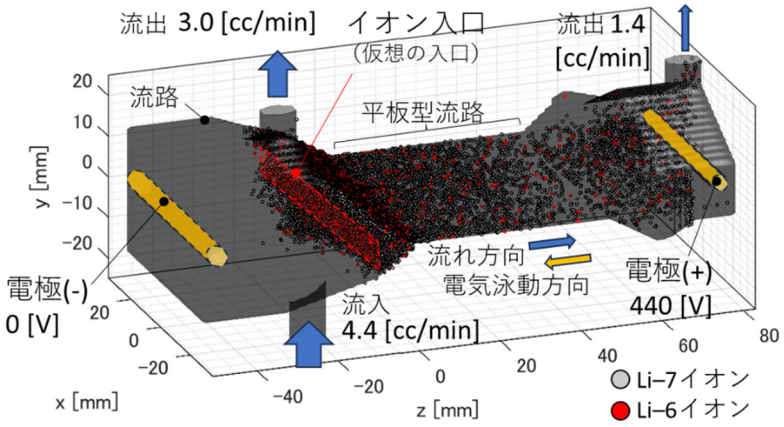


図 1　イオン挙動シミュレーションの概要

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．

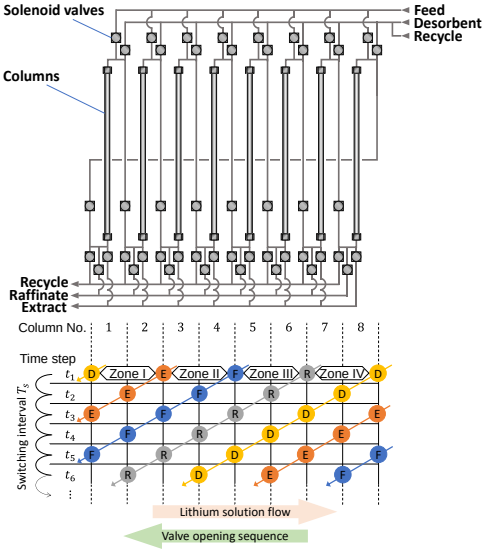


図 1　SMB プロセス

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．

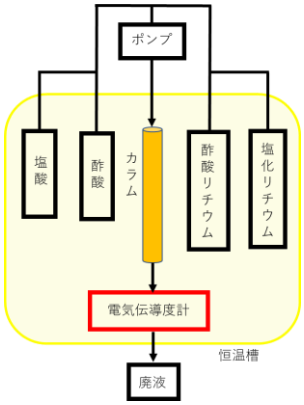


図 1　実験装置概要

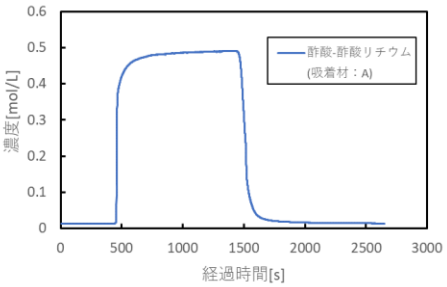


図 2　過渡応答波形

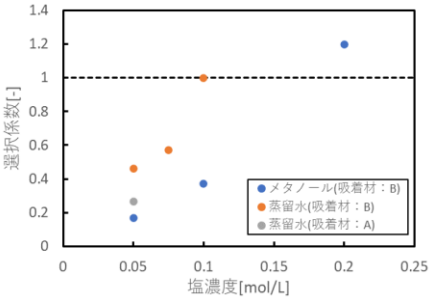


図 3　塩濃度と選択係数

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．

$$\frac{d[X_1]}{dt} = -\alpha D[X_1] + r'[X_2] \quad (1)$$

$$\frac{d[X_2]}{dt} = \alpha D[X_1] - r'[X_2] - \alpha D[X_2] \quad (2)$$

$$\frac{d[X_3]}{dt} = \alpha D[X_2] \quad (3)$$

$$r = \text{Constant} \ (0 \leqq t < \infty) \quad (4)$$

$$r' = At + r/\beta \ (0 \leqq t < T) \quad (5)$$

$$r' = AT + r/\beta = r \ (T \leqq t < \infty) \quad (6)$$

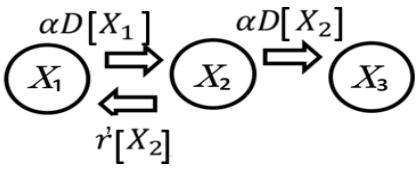


図 1 数理モデルの概要

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).

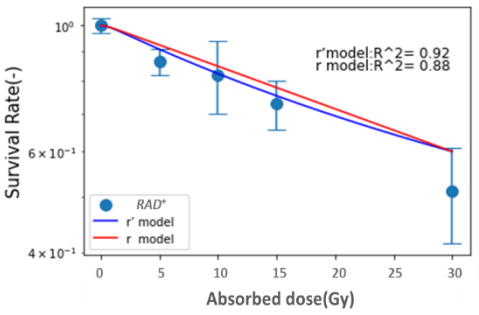


図 2 出芽酵母 *RAD*$^+$株に 0.5Gy/min の軟 X 線を照射した際の生存率(n=3)

*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。

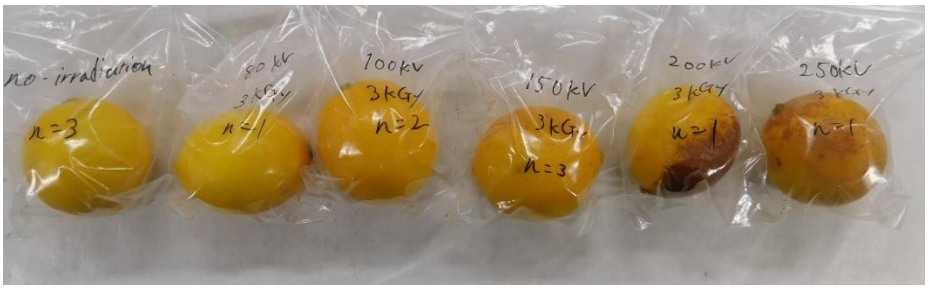


図 1　生レモンに 80 kV ~ 250 kV でソフトエレクトロンを 3 kGy 照射し、2 週間冷蔵庫に保存した写真

*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。

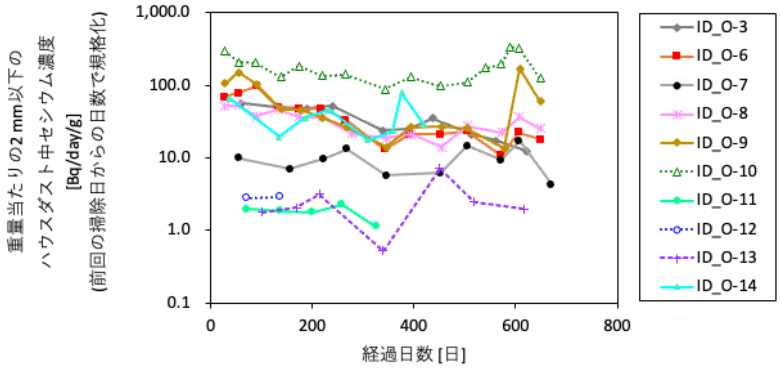


図 1　ハウスダスト（2 mm 以下）の重量当たりの Cs-137 濃度

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。

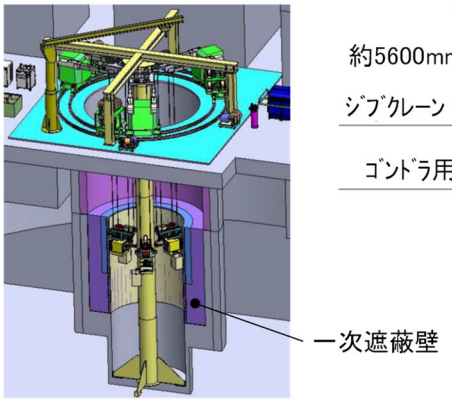


図-1　NitroJet による遠隔解体イメージ

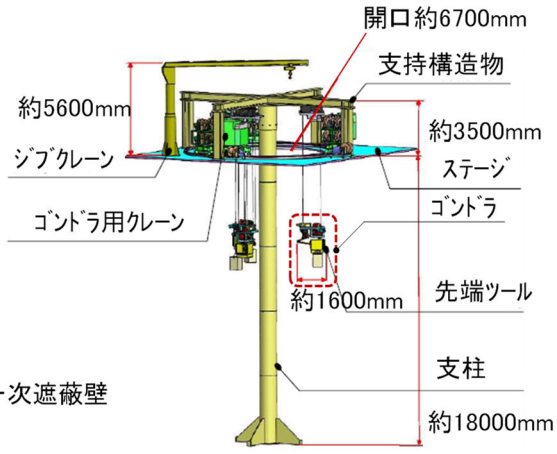


図-2　解体装置全景

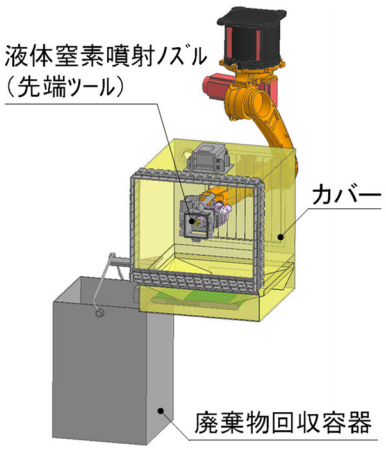


図-3　先端ツール部（NitroJet）

*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）。

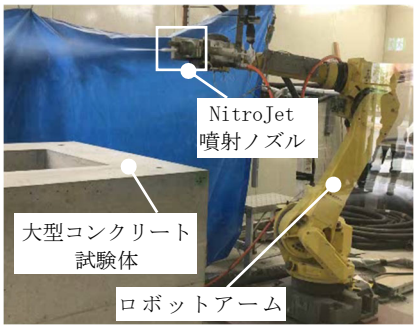


図-1　NitroJet 噴射ノズル及びロボットアーム

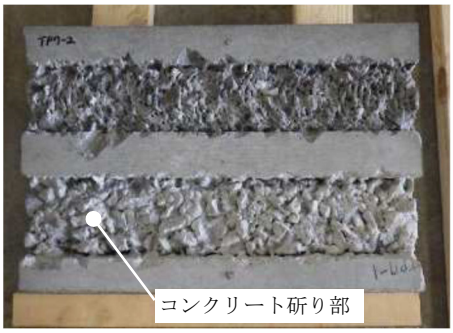


図-2　小型コンクリート試験体（斫り後）



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。

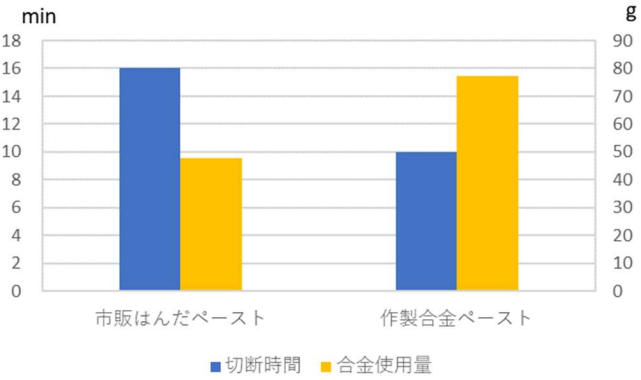


Fig.1 市販品と作製した合金ペーストによる切断時間及び合金使用量の比較

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。

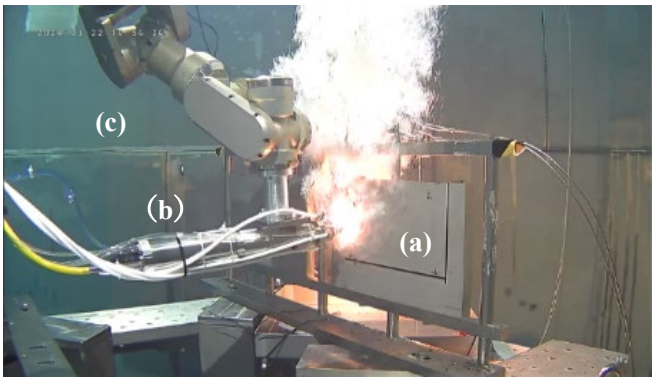


図 1　試験体設置状況（水中カメラ映像）
（a）試験体、（b）レーザ切断ヘッド、（c）多関節ロボット

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。

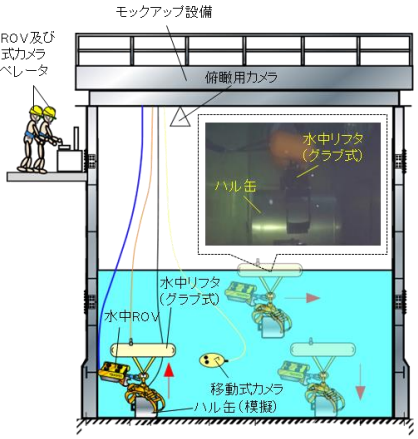
キーワード：東海再処理施設，廃止措置，水中 ROV，水中リフタ，遠隔取出し

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

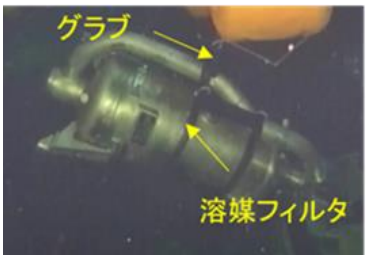
HASWS では、ハル缶の他に、再処理工程において使用済燃料の溶解液から不溶解残渣を分離する際に用いたフィルタ類や使用済み燃料の溶解液の分離工程の抽出器などで使用したスターラ及びポンプなどの汚染機器類(フィルタ類等)を湿式セル内で貯蔵している。フィルタ類等は、吊具を掛ける箇所がないため、水中 ROV、水中リフタ（グラブ式）を組み合わせて取り出すことを検討している。今回、フィルタ類等を水中 ROV と水中リフタ（グラブ式）用いて移動する作業の成立性を確認する試験を実施したので報告する。

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。

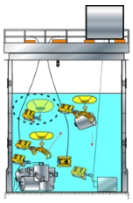
キーワード：東海再処理施設，廃止措置，水中 ROV，水中リフタ，遠隔取出し

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。

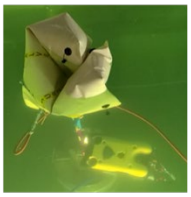
2. 試験方法

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。

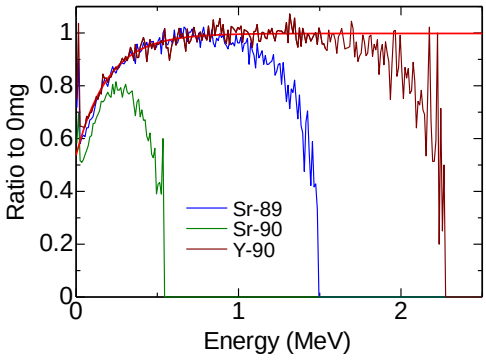


図 1 自己遮蔽によるスペクトル減少率。試料量 83 mg を 0 mg で除したもの。

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.

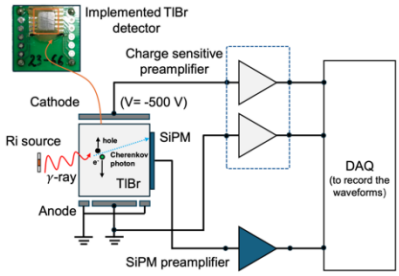


Fig.1. TlBr characterization using electrical and optical readout system

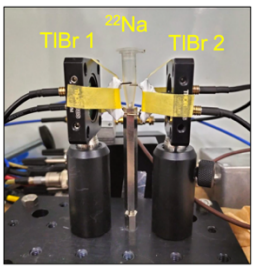


Fig.2.Experimental setup

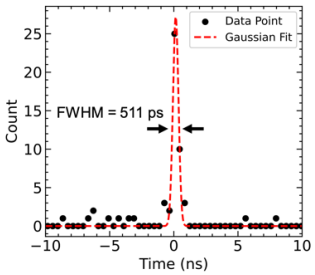


Fig.3.Time resolution distribution at 6 p.e.

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。

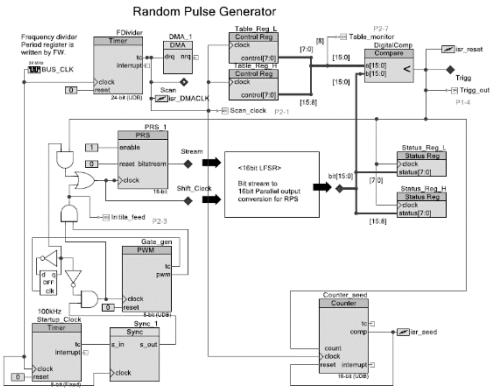


図 1. 実装した回路機能ブロック

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。

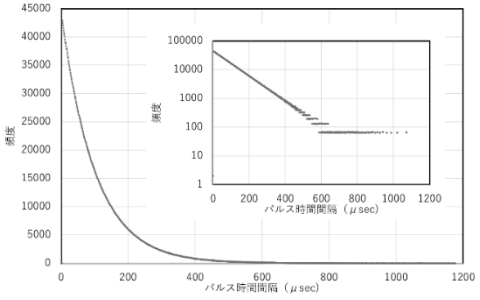


図２．時間間隔分布の測定結果

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。

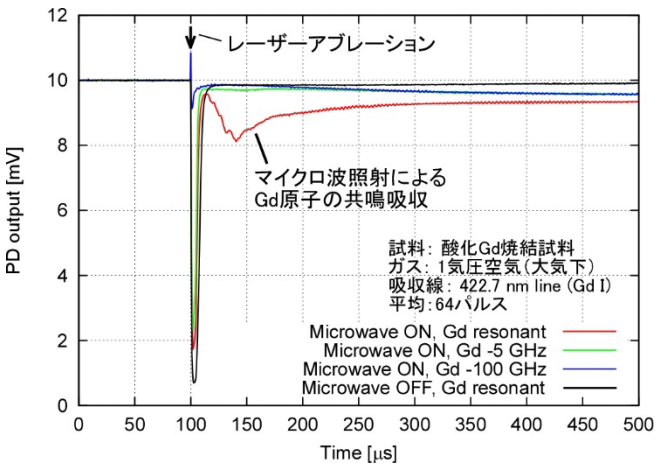


図 1　マイクロ波照射による Gd 共鳴吸収信号
（縦軸は LA 前の出力 10 mV に補正）

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。

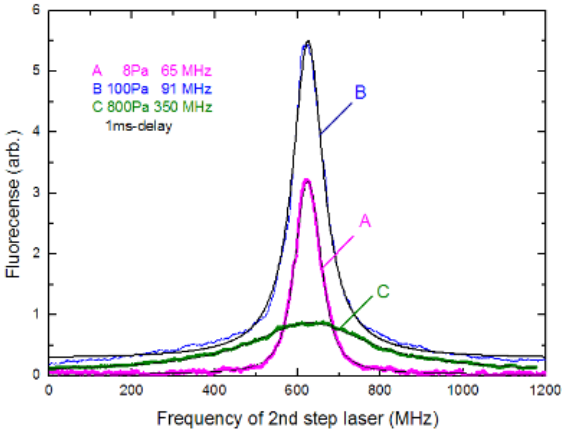


図 1 Ca の蛍光スペクトルの圧力変化

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。

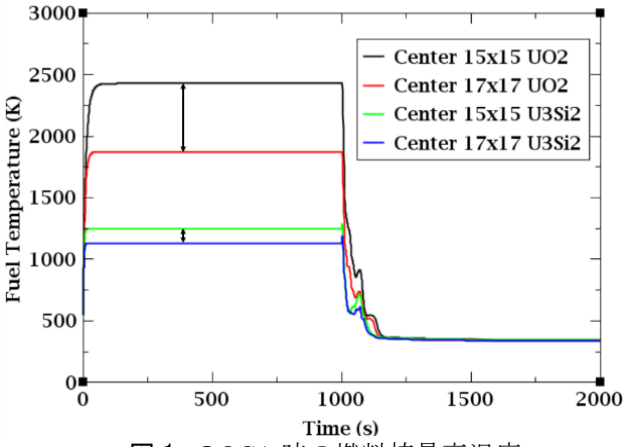


図 1　LOCA 時の燃料棒最高温度

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.

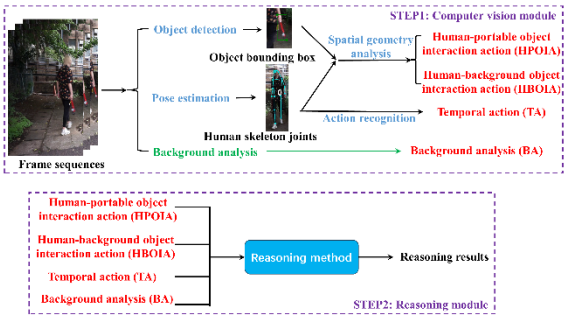


Fig.1 Framework

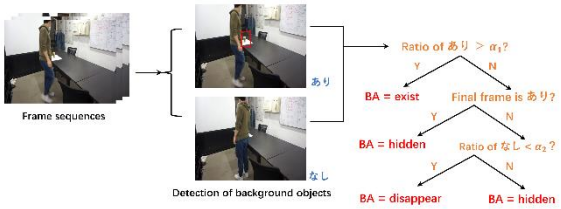


Fig.2 Background analysis

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.

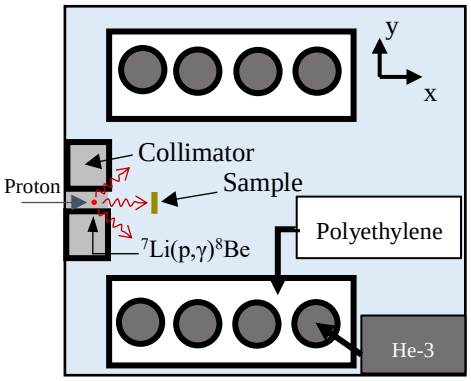


Figure 1 Simulated neutron measurement apparatus

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**.

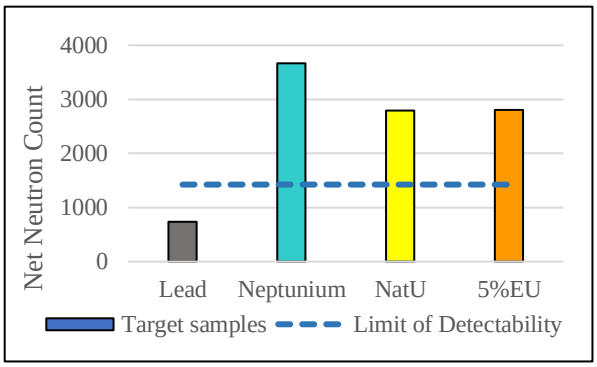


Figure 2 Net neutron counts from samples placed at 1 cm from source position

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。

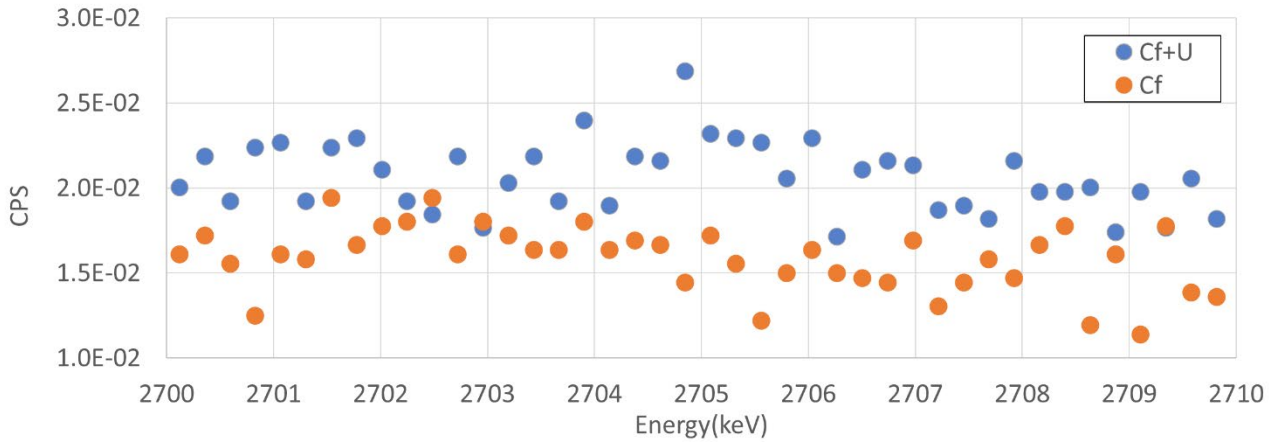


図　2700-2710 keV 区間の CPS

*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。

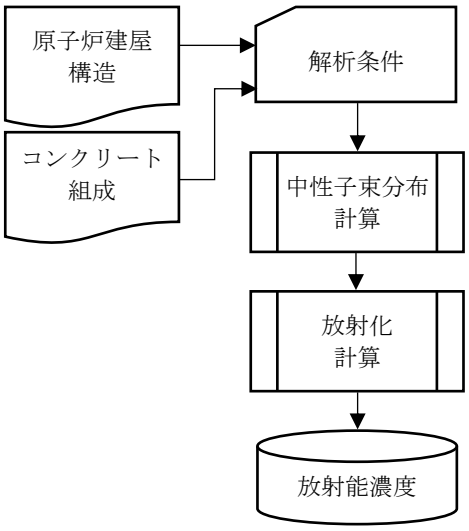


図 1 放射能濃度算出処理フロー

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。

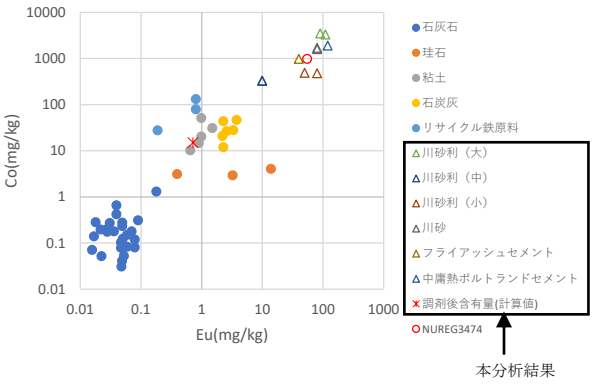


図 1 セメント原料の Eu/Co 含有量

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。

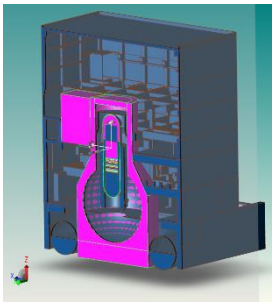


図 1 解析モデル

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。

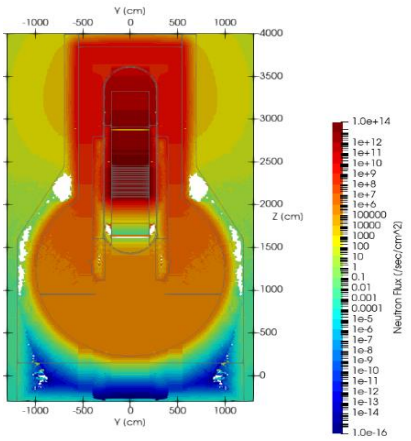


図 2 熱中性子束分布

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。

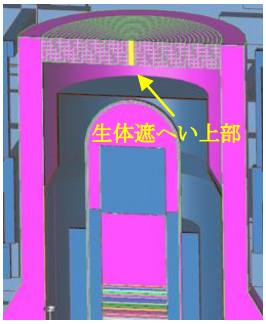


図 1 放射能濃度の評価領域

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。

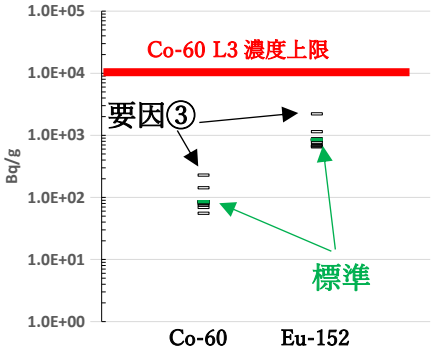


図 2 Co-60 及び Eu-152 放射能濃度の推定値に対する不確実性要因の影響

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。

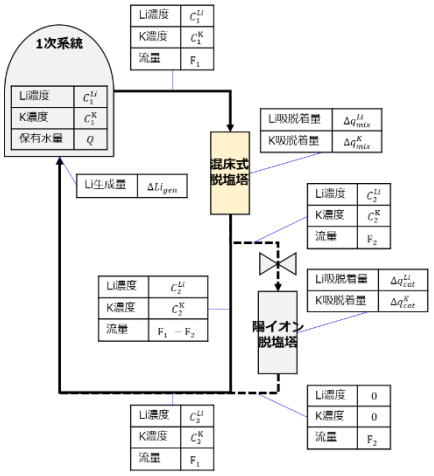


図 1. 試算した系統フロー

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。

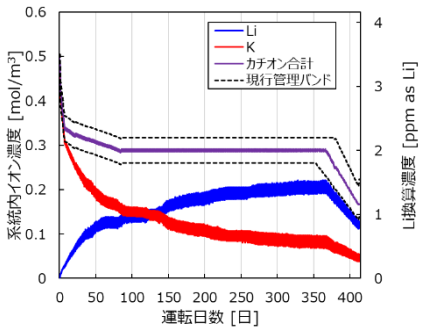


図 2. 系統内イオン濃度の試算結果

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

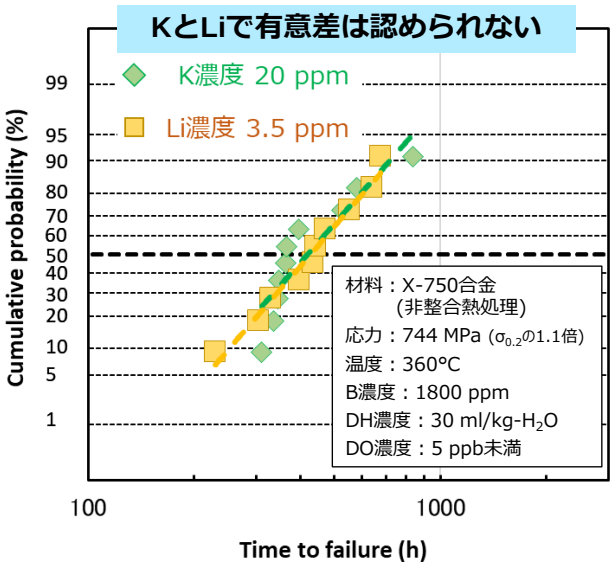
PWR 1 次冷却水には ^{7}Li を濃縮した LiOH が添加されている。同位体濃縮 LiOH の生産国が限られており、調達費高騰などの理由から、代替剤として KOH を検討する動きがある [1]。これまでに我々は、Ni 基 X-750 合金試験片に対する 360°C での定荷重試験を行い、燃料サイクル中期を模擬した薬剤濃度条件下で（Li：2 ppm, B：500 ppm）、Li をモル濃度の等しい K に置き換えても、PWSCC 発生時間が有意に変化しないことを報告した [2]。今回、燃料サイクル初期を模擬した水質条件における定荷重試験の結果を報告する。

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

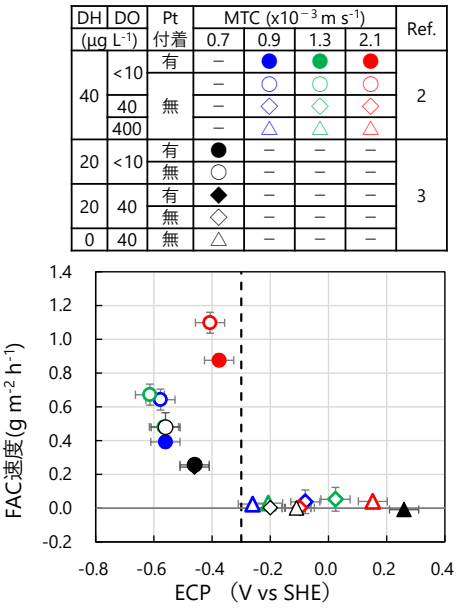
1. 緒言　米国で水素注入または OLNC を長期的に適用してきた BWR において、CUW 系の再生熱交換器下流で CS 配管の FAC の報告が増えている[1]。知見が不足していた OLNC の FAC への影響について、これまでに、再生熱交換器に付着した Pt による DO 低下の影響、150 ºC 及び 280 ºC での DH 単独条件での FAC への影響、酸素注入による FAC 抑制効果 [2]、および 150 ºC での DH 過剰かつ DO 共存条件での FAC への影響[3]について報告した。本研究では 280 ºC での DH 過剰かつ DO 共存条件での FAC への影響を検討した。

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。

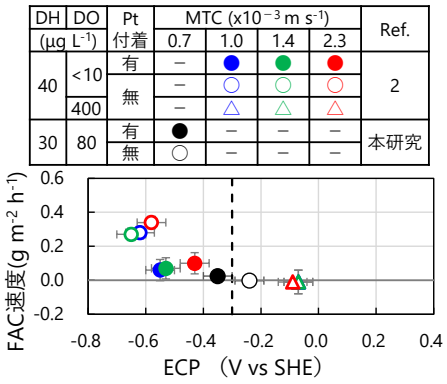
3. 結果　これまでに得られた FAC 速度[2、3]と共に試験結果を図 1 (a)及び図 1 (b)に示す。150 ºC と同様に 280 ºC においても DH 過剰かつ DO 共存条件では、Pt 付着は ECP を低下させ FAC 速度が速くなった。しかし、DH 単独条件より ECP は高く FAC 速度は運転管理上十分に遅かった。両温度において FAC 速度は各 MTC において ECP 依存性を示し、ECP が−0.3 V vs SHE（標準水素電極電位基準）付近以上で著しく低下した。OLNC 適用後の CUW では ECP の監視が CS の FAC 管理に有効な対策である。

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．

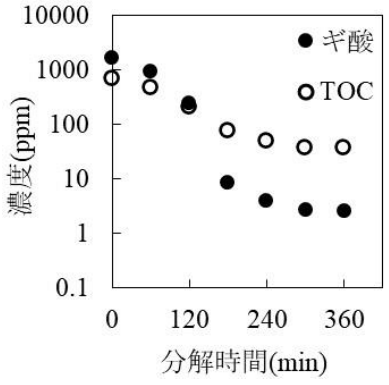


図 1 分解によるギ酸，TOC 濃度変化

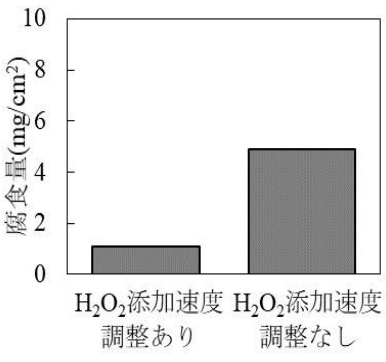


図 2 分解終了時の炭素鋼腐食量

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。

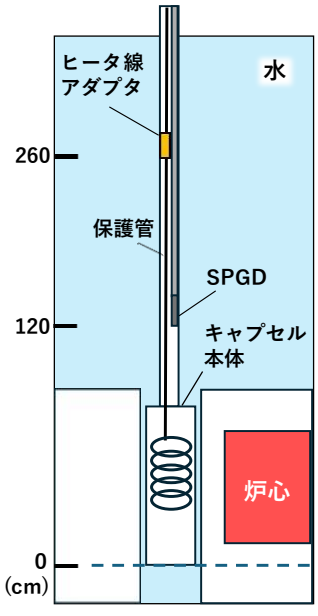


図 1. SPGD の設置位置

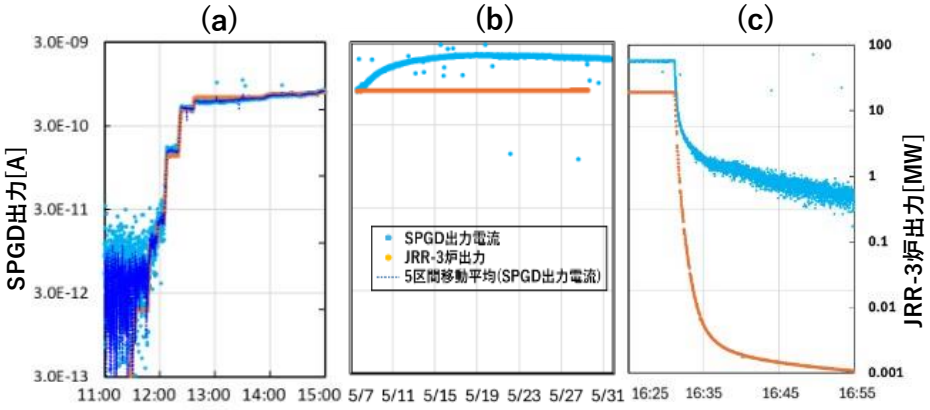


図 2. (a)炉起動時(5/7)、(b)定格運転時、(c)炉停止時(5/31)における SPGD 出力電流と JRR-3 炉出力の関係

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。

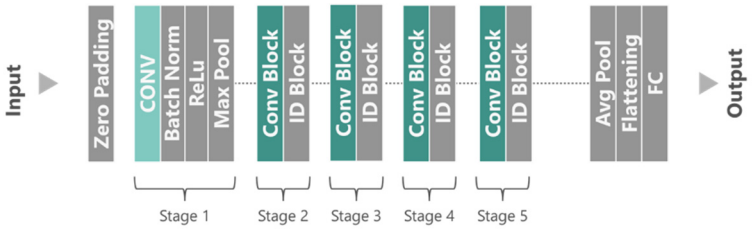


図１.　ResNet-50 ネットワークアーキテクチャ

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。

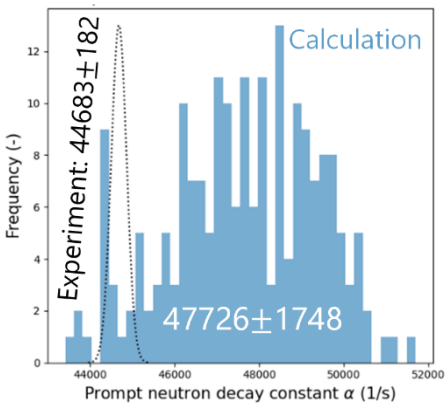


図 1　α不確かさ評価結果

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			

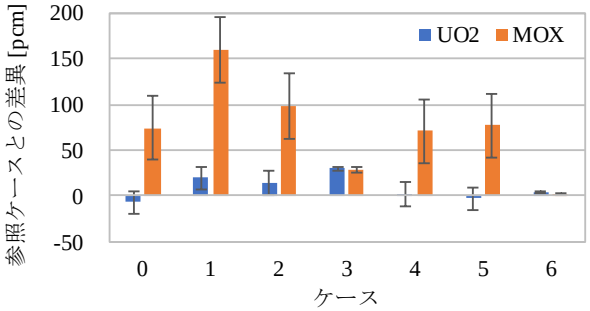


図1　無限増倍率の相対標準偏差の差異
※エラーバーはモンテカルロ計算(Serpent)及びランダムサンプリング法に起因する統計誤差を示す

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

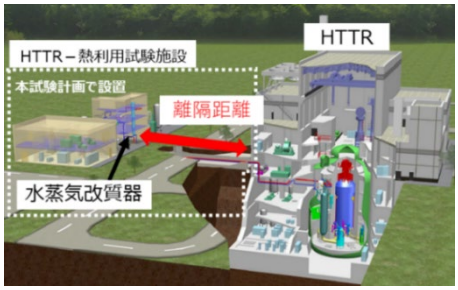


図 1 HTTR－熱利用試験イメージ

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。

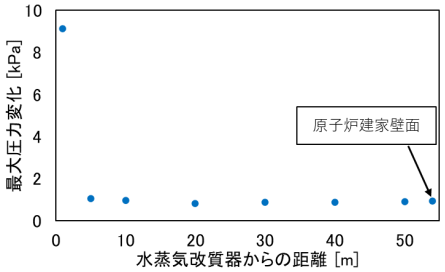


図２ 水蒸気改質器からの距離と圧力の評価結果

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。

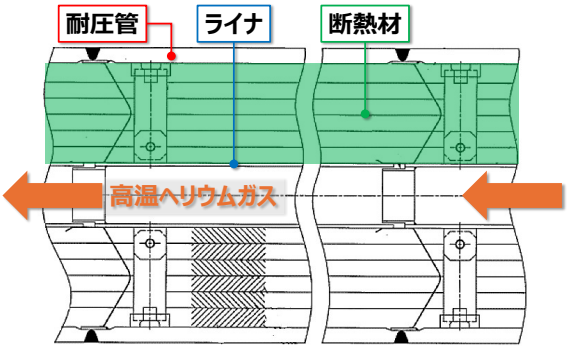


図 1　高温断熱配管の概念図

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。

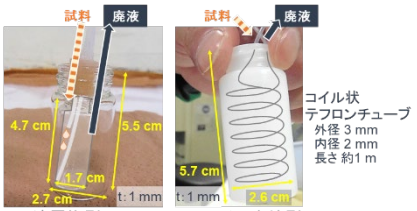


図 1　測定セルの構造

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。

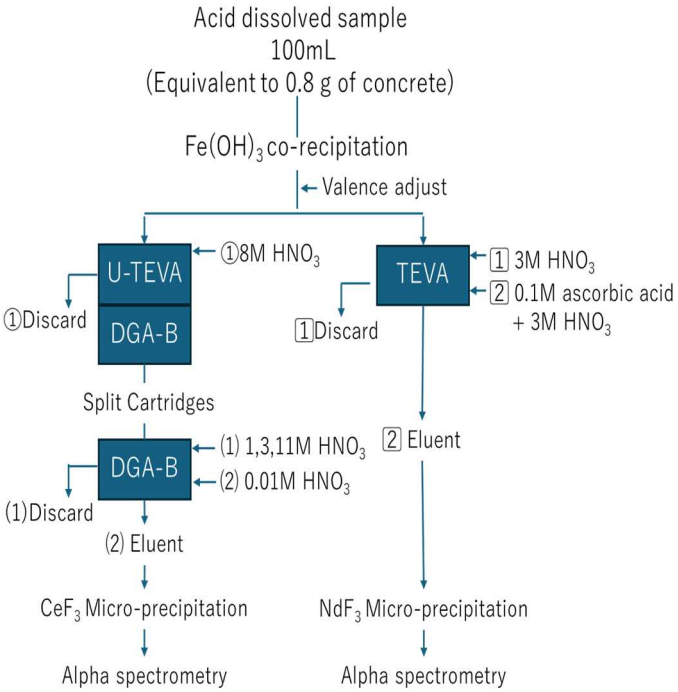


図１　Pu、Am、Cm 分析フロー

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。

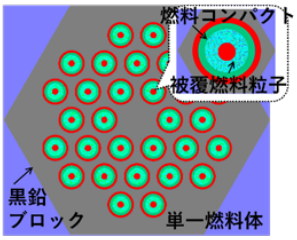


図 1 高温ガス炉燃料体

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。

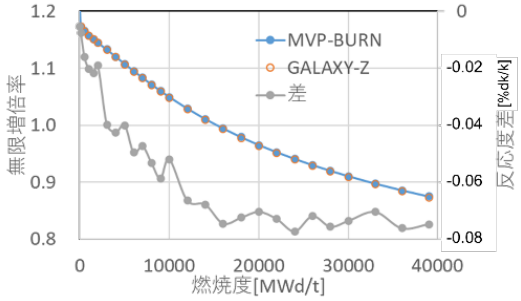
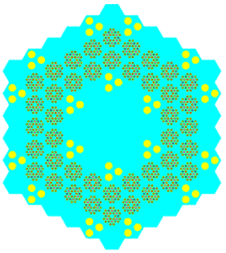
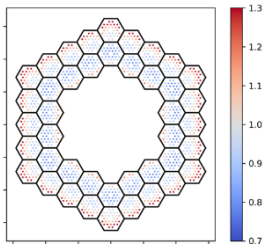


図 2 MVP-BURN との比較


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。

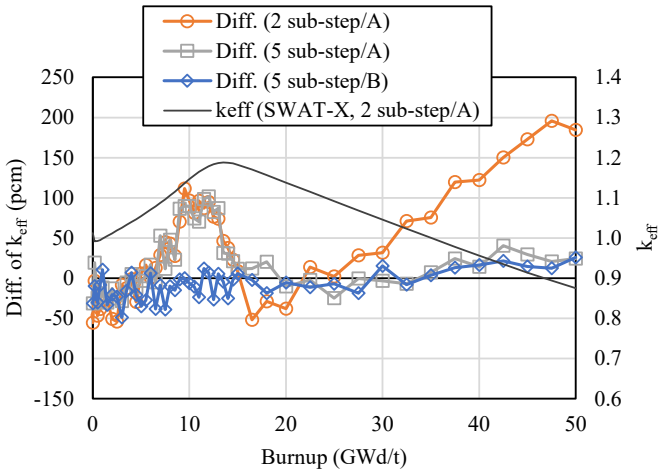


図 1　SWAT-X と SWAT4.0 の k_{eff} の比較

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。

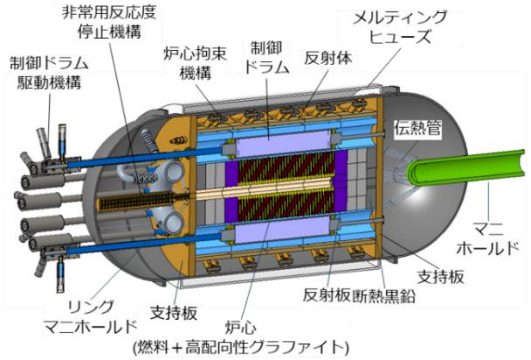


図 1. 三菱マイクロ炉の構成案
（2024 年 9 月時点）

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。

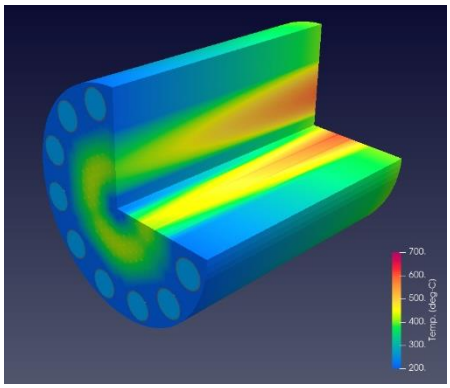


図 2. 炉心温度評価結果

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。

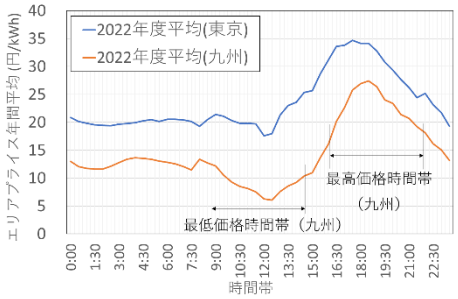


図 1　エリアプライス日変動データ（2022 年度平均）

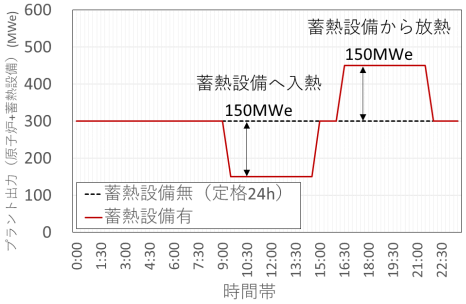


図 2　運転モード（2022 年度、九州エリア）

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。

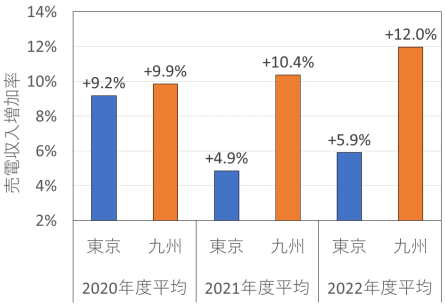


図 3　蓄熱設備付加による売電収入増加効果

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

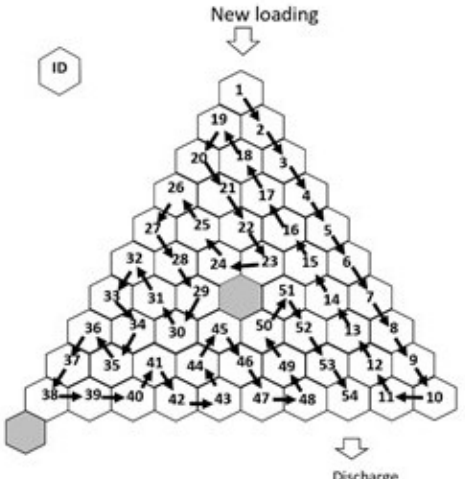


図 1　燃料シャッフリングパターン（1/6 炉心）

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。

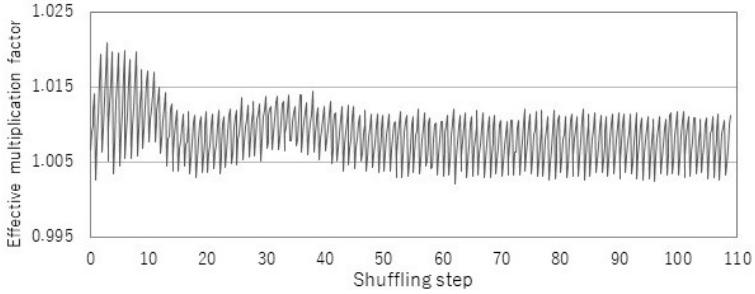


図 2 実効増倍率の変化

*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。

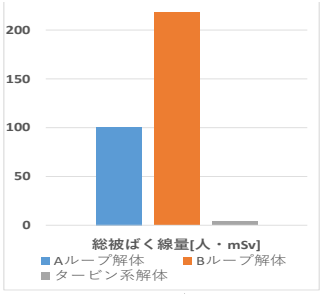


図 1 総被ばく線量

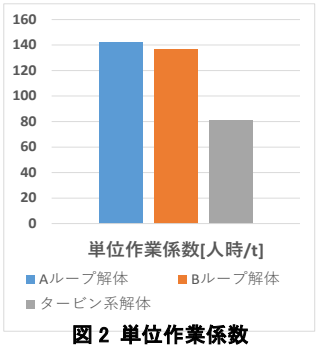


図 2 単位作業係数

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.

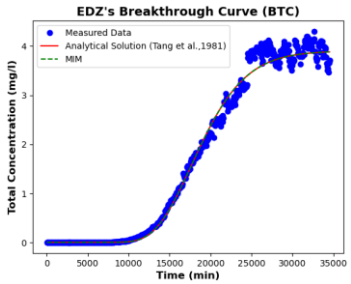


Fig.1 EDZ's breakthrough curve

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。

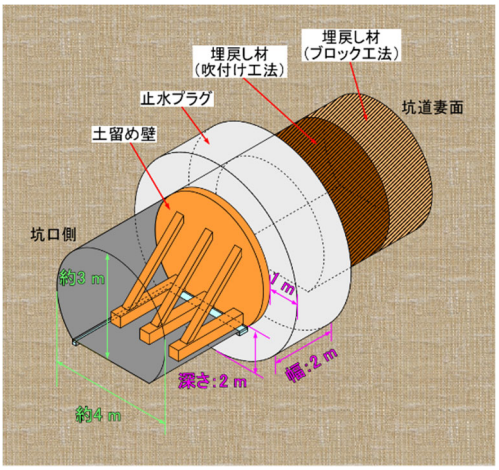


図 1 原位置施工試験の概念図

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。

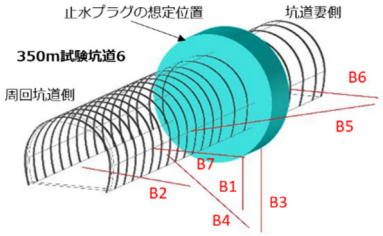


図 2 ボーリング孔の配置

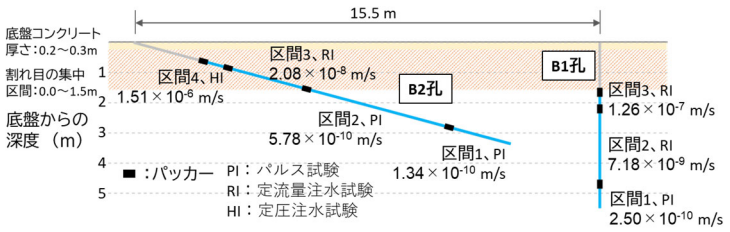


図 3 透水試験の試験区間と透水係数分布

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。

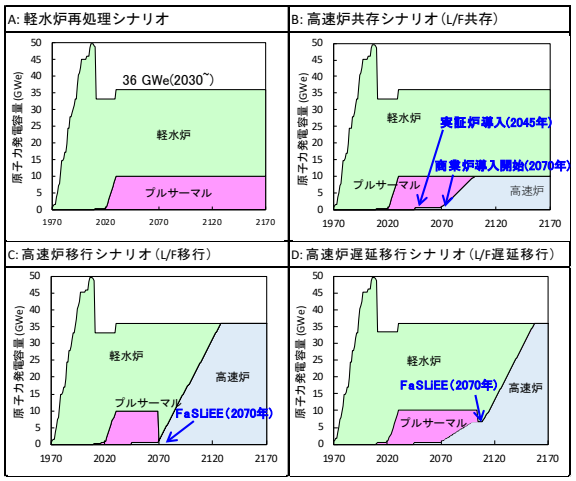


図 1　発電シナリオ

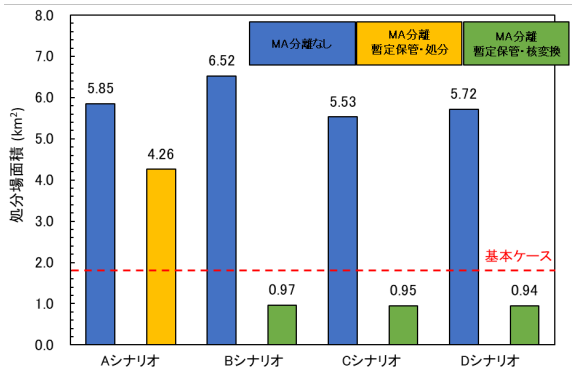


図 2　処分場面積の比較

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。

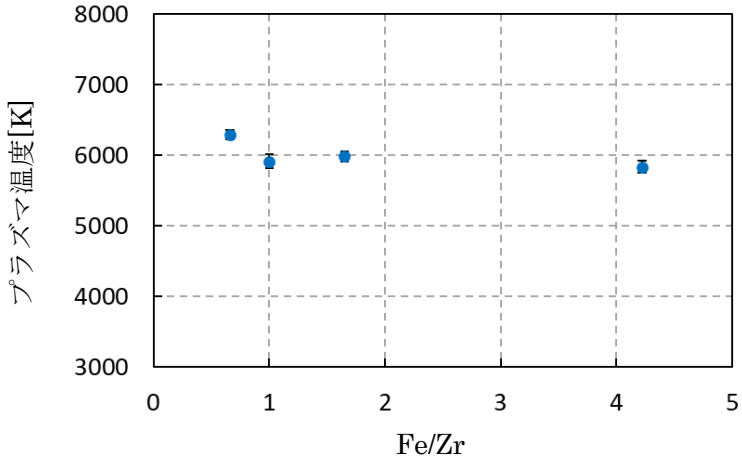


図 1　プラズマ温度と組成比の関係

*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

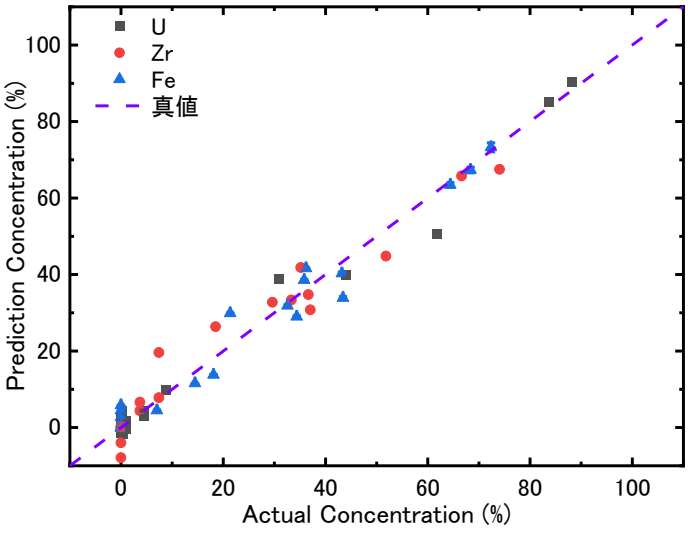
LIBS で測定した測定スペクトル j の各波長 λ_i の光強度をI_i、その係数をa_iとする時、ある成分の濃度$Conc_j$は、、以下の式で表される。

$$Conc_j = \sum_i a_i \cdot I_i$$

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。

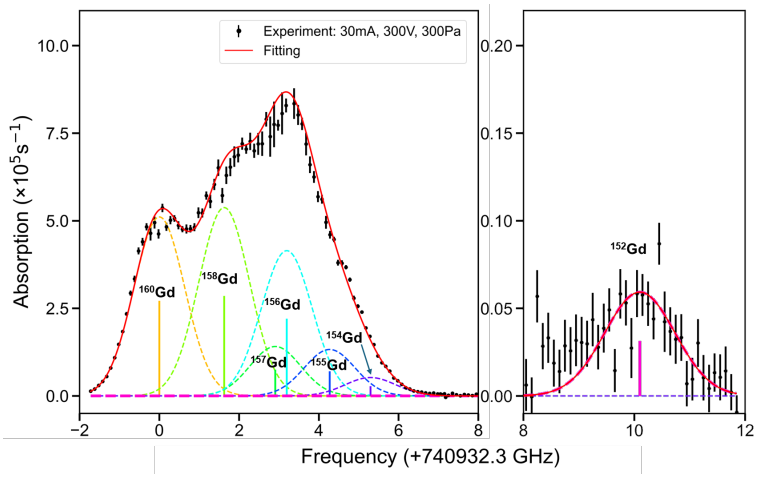


Fig. 1 Gd 同位体スペクトル

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．

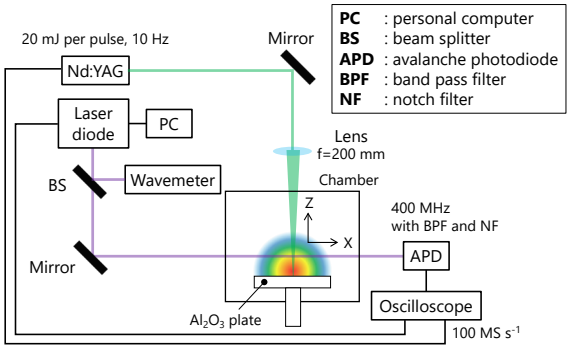


図 1　実験装置の概要図

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．

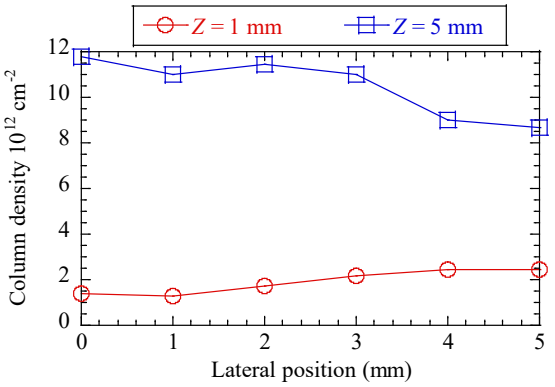


図 2　Al 中性原子の柱状密度分布

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。

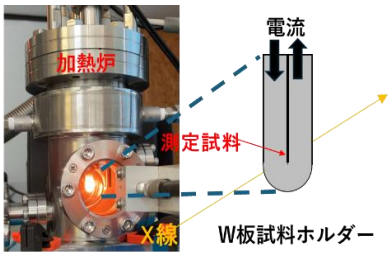


図 1　加熱炉とその内部の様子

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。

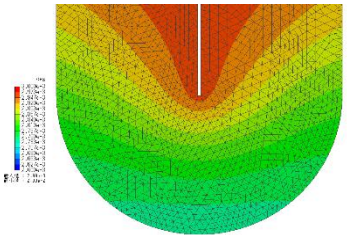


図 2　温度分布評価結果

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。

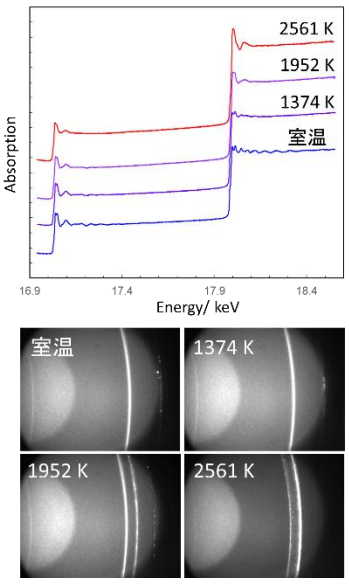


図 1. Zr-Y_2O_3 試料の高温での XAFS スペクトル(上)と XRD パターン（下）

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。

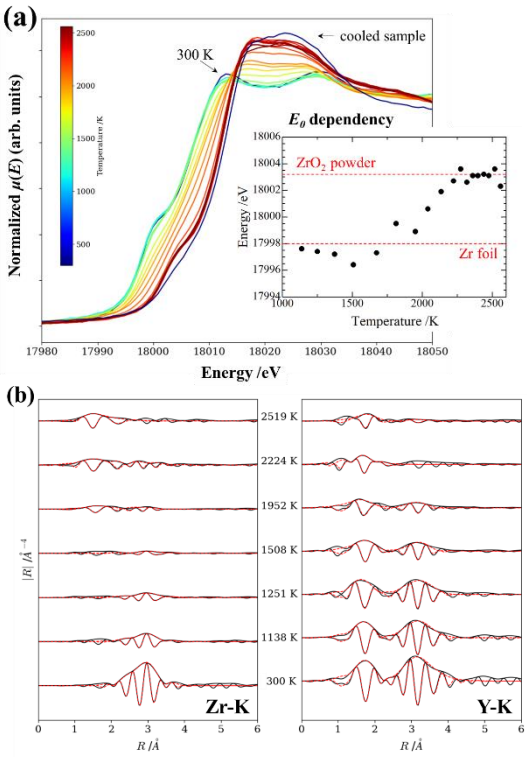


図 1　温度変化に伴う Zr-Y_2O_3 反応の
(a) XANES スペクトル，および，
(b) 動径構造関数

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。

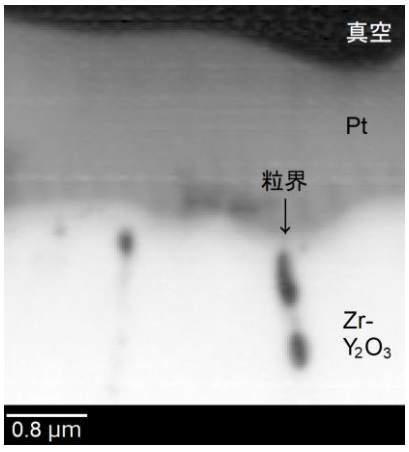


図 1: Zr-Y_2O_3 薄片試料の O 1s 吸収端における STXM 観察像

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。

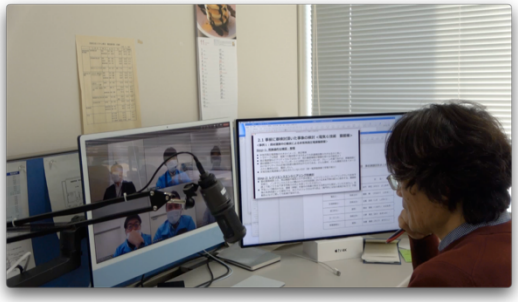


Fig. 1 対話実施風景

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。

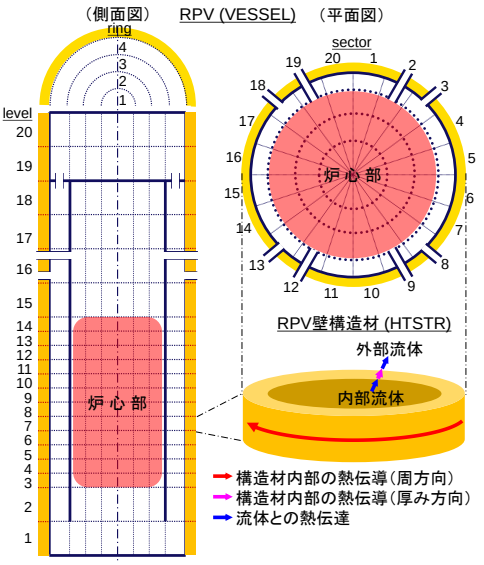


図 1 RPV の解析ノーディング

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。

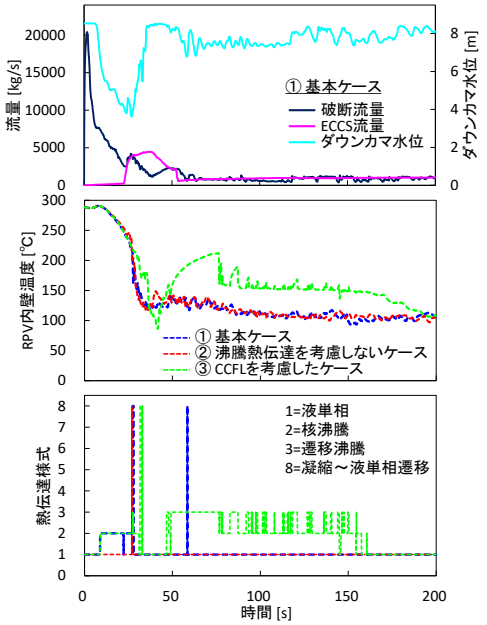


図 2 解析結果

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。

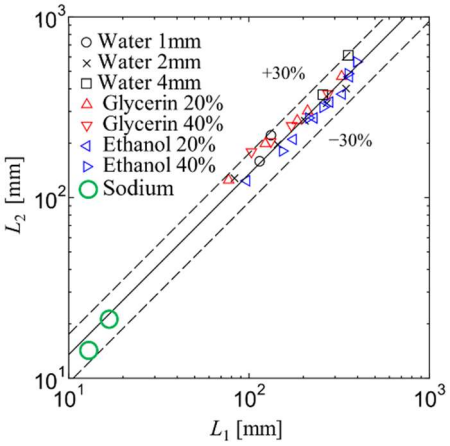


図 1 : 計算と実験における L_1 と L_2 の値

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。

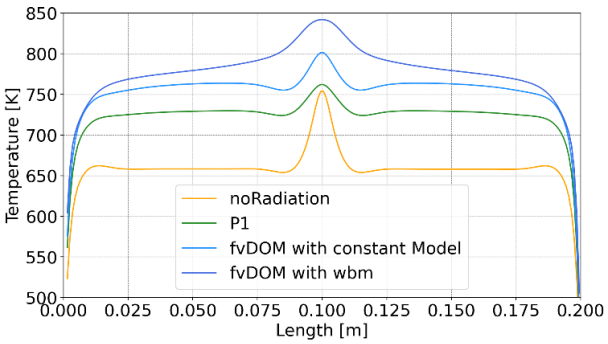


図 1 水平方向の温度分布　y = 0.05 m

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。

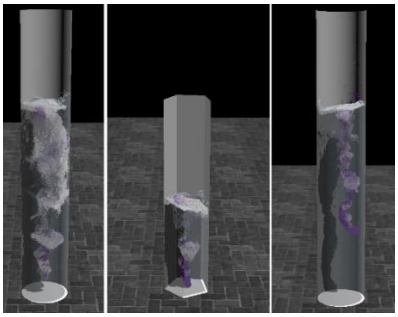


図１　シミュレーション例

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)。

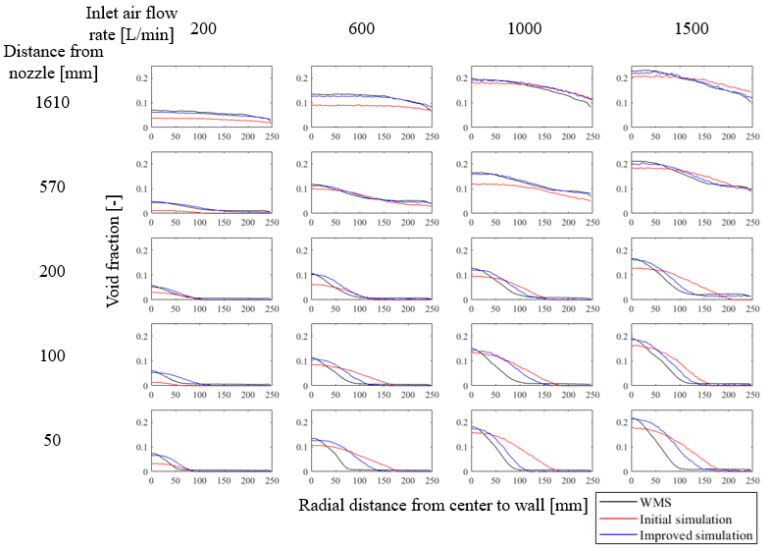


図２　実験データと改良前後のボイド率分布の比較

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。

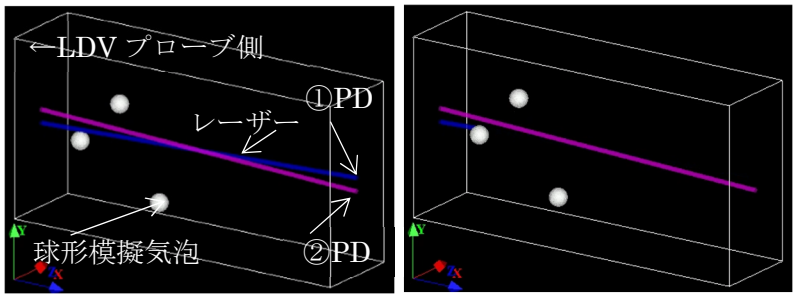


図１　開発した LDV 光路シミュレーターで球形気泡を通過させた場合の様相

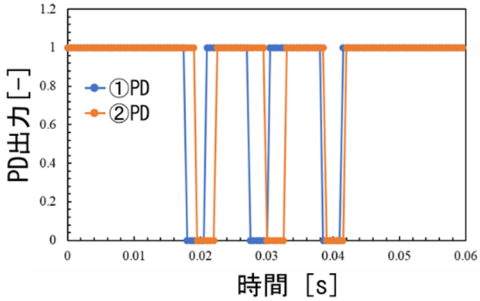


図２　PD から得られる信号

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。

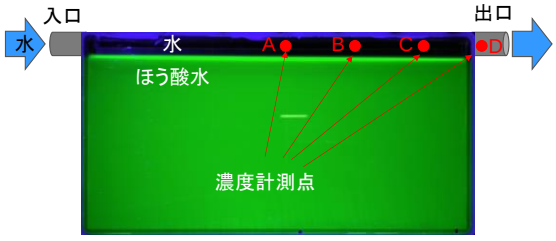


図 1　密度成層状態の可視観察(静定時)

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。

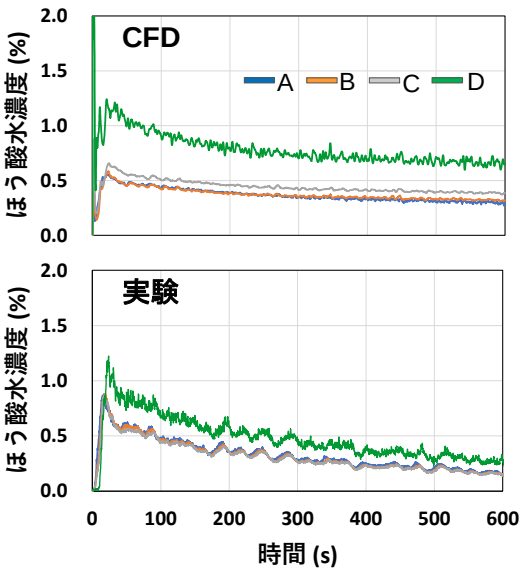


図 2　局所濃度の時間変化

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.

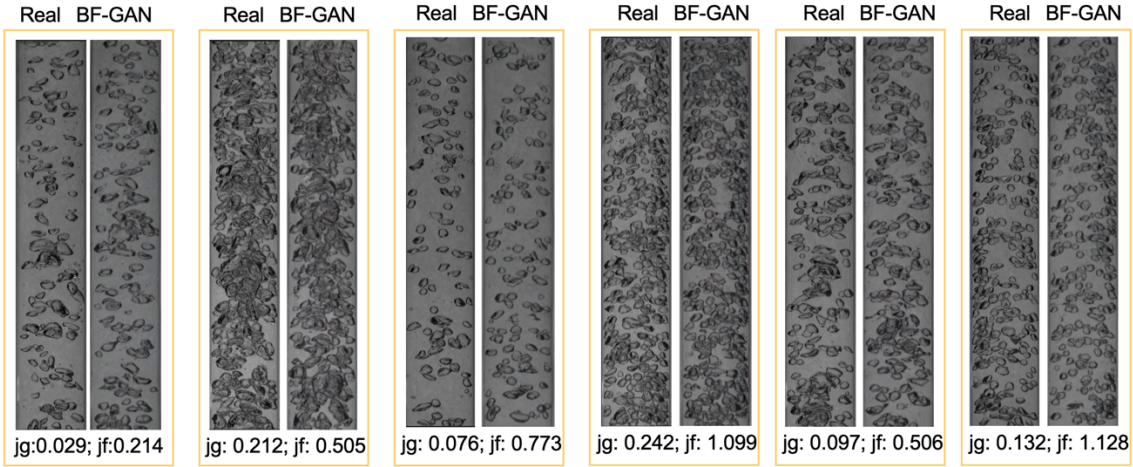


Figure 1. Selected BF-GAN results compared with experiment.

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。

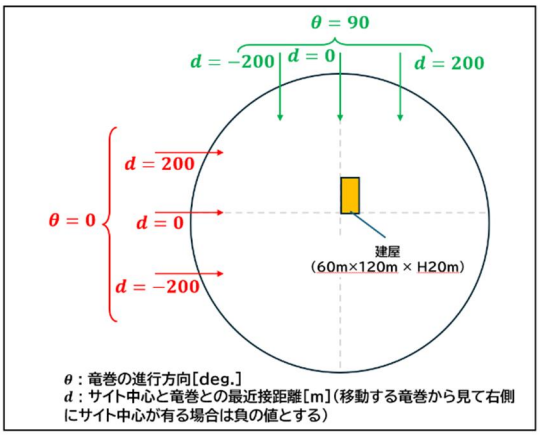


図1 建屋の配置・竜巻進路
上図で定義されるdとθをパラメータとして
$0 \leq \theta \leq 315$（45刻み），$-500 \leq d \leq 500$（50刻み）の竜巻進路で評価
飛来物はサイト内に建屋近傍を除き$10m$間隔で一様配置（約8000個）

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。

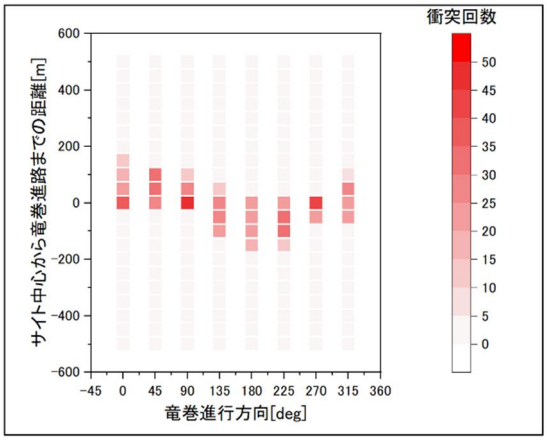


図2 竜巻進路別の飛来物衝突回数
「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド（規制庁）」に記載されているコンテナを飛来物とした場合

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。

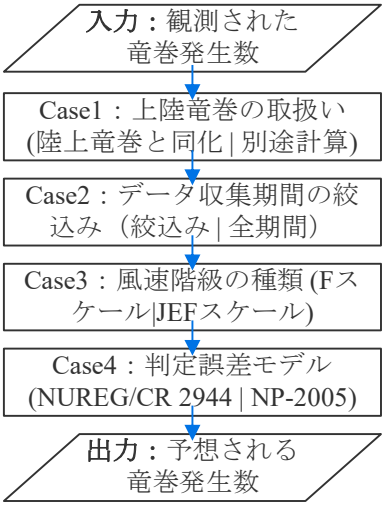
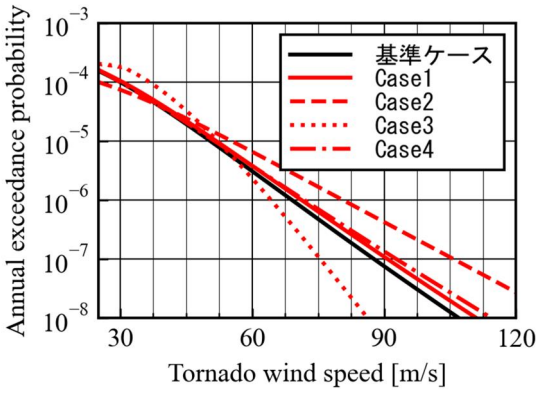


図1. 竜巻発生数計算フローならびにパラメータの設定

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）	

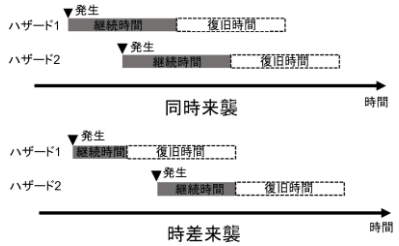


図 1. 同時来襲及び時差来襲のモデル化

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。

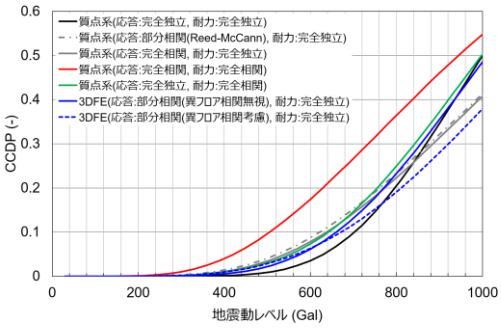


図 1. 機器応答相関に関する感度解析例

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。

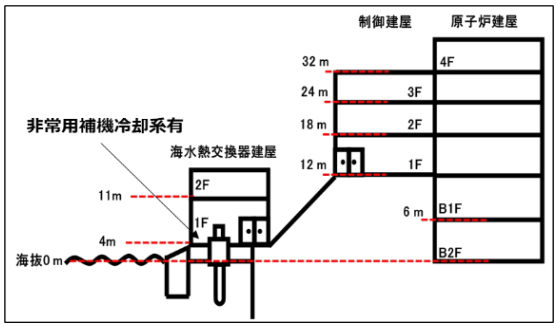


図 1. 想定した建屋配置及び各床高さ

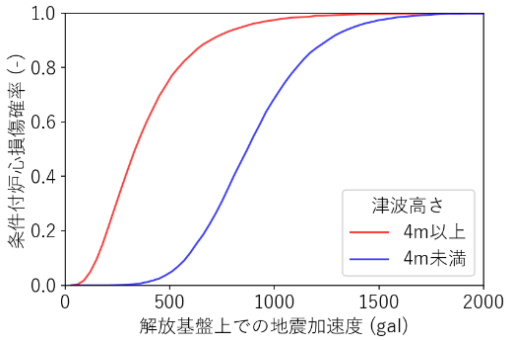


図 2. 地震加速度と CCDP の関係

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

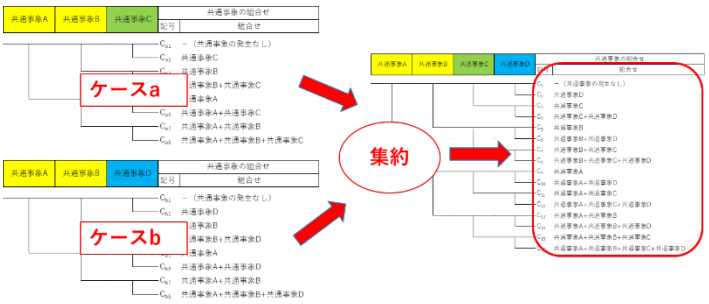
課題(2)：複数の MECA の解析結果から、全ての共通事象を考慮した共通事象の組み合わせをどのように生成するか、生成した共通事象の組み合わせに対する条件付き確率の対応付け

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。

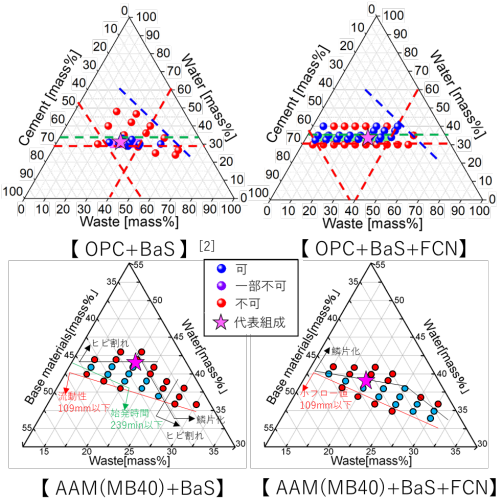


図 1 低温固化可能な組成の範囲

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。

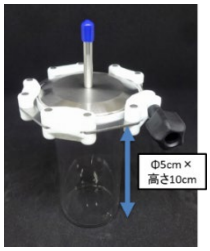


図 1. 密閉容器

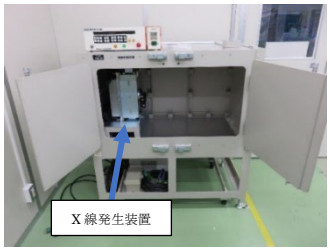


図 2. X 線照射装置

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。

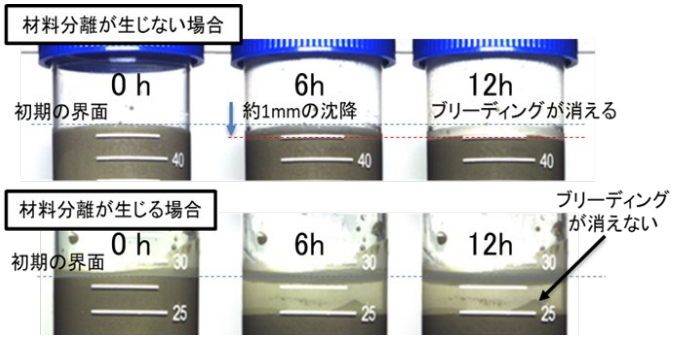


図 1 材料の沈降とブリーディングの様子
(上：OPC、下：OPC+ジルコン(500μm))

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。

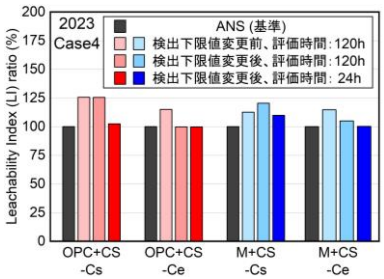


図 1　LI 比の比較結果(2023 Case4)

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

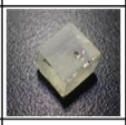
1. 緒言

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。

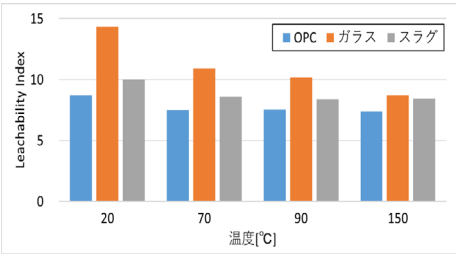


図 1 各温度条件における Sr の LI 値
（左から OPC，ガラス，スラグ）

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。

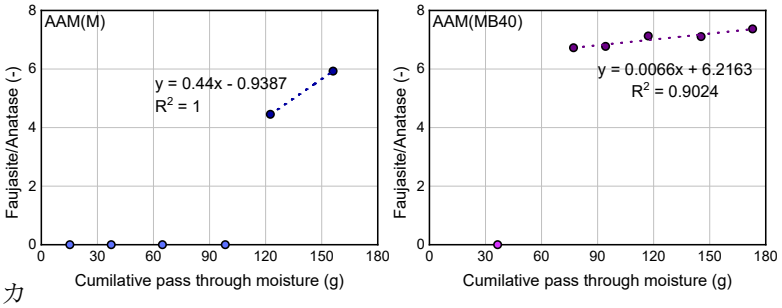


図 1 通過水分量と Faujasite の生成量の関係
(左：AAM(M), 右：AAM(MB40))

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

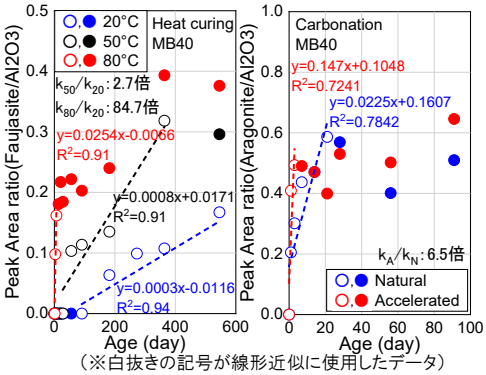
福島第一原子力発電所の汚染水処理から発生する汚染水処理二次廃棄物を低温固化処理した固化体の長期保管時の変質挙動を検討するため、セメントおよび AAM 固化体を作製し、加温養生試験および促進中性化試験により変質を加速させた固化体の生成相を確認した。加速の定量化方法を検討した結果について紹介する。

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。

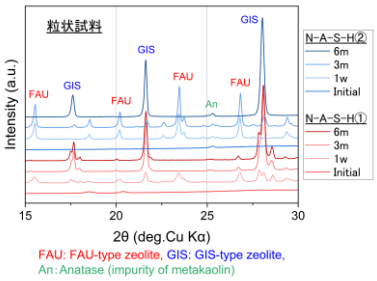


図 1　粒状試料の XRD 同定結果

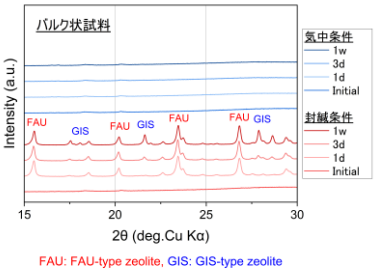


図 2　バルク状試料の XRD 同定結果

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。

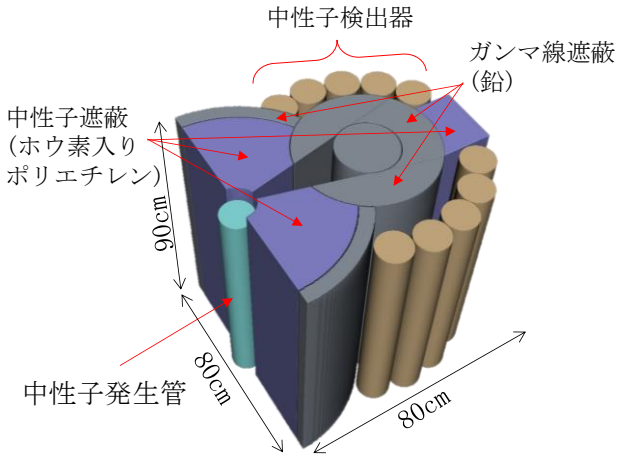


図 1　アクティブ中性子法装置のシミュレーション体系例

*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。

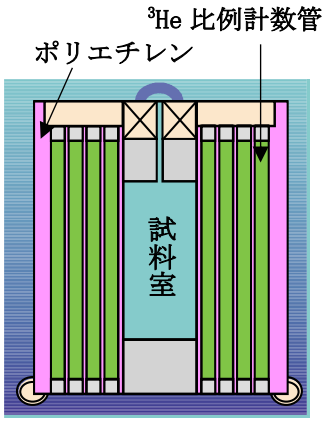


図 1　PSMC の鉛直断面図

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。

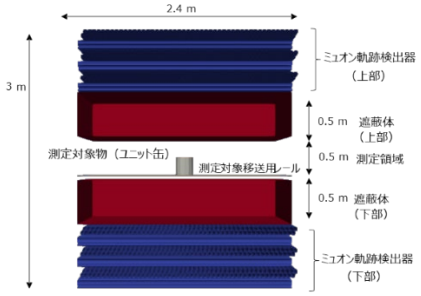


図１　検出器の体系

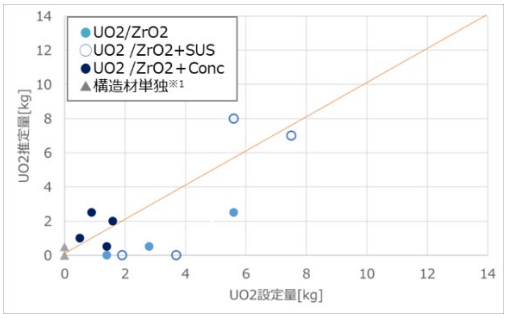


図２　評価結果（ユニット缶）

*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．

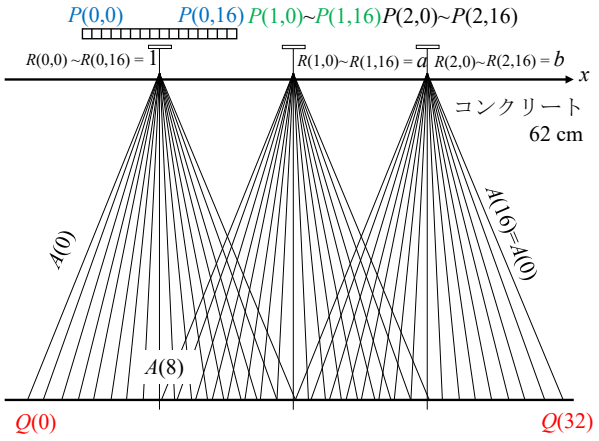


図 1．計算体系

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．

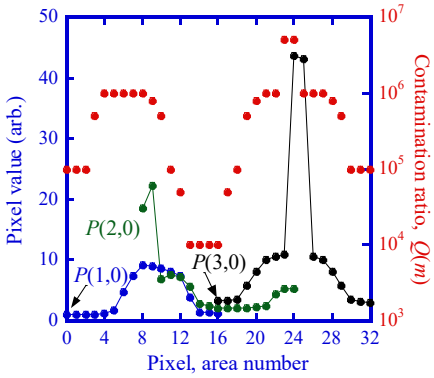


図 2．設定したプラグ下部の汚染密度と各測定点の画素値．

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。

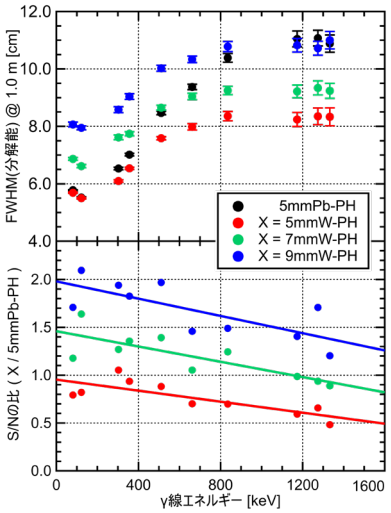


図 1. 分解能と S/N のγ線エネルギー依存性

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）。

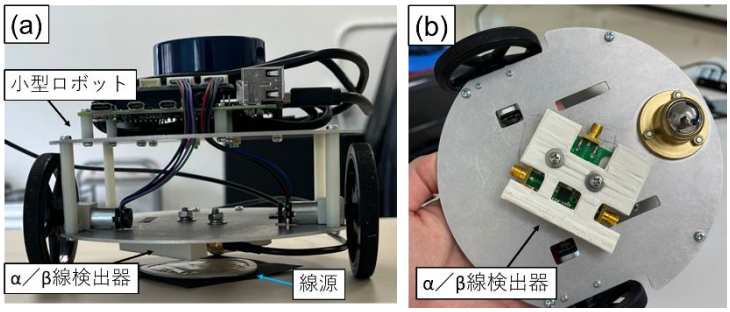


表 1 ^{241}Amと^{90}Sr-^{90}Yの分類のaccuracyの比較

	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。

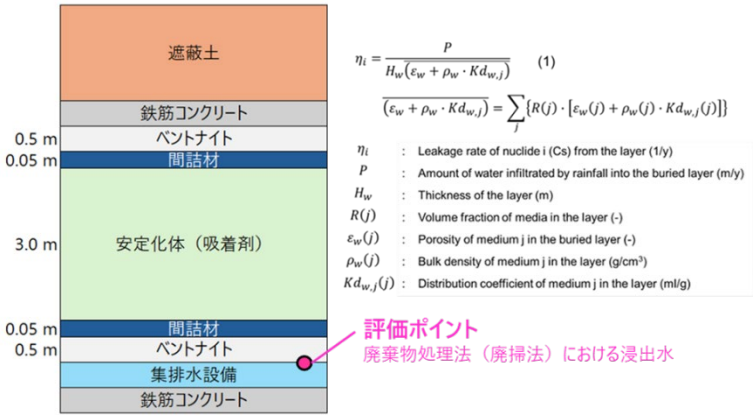


図 1　処分システム(案)および数学モデルの概要

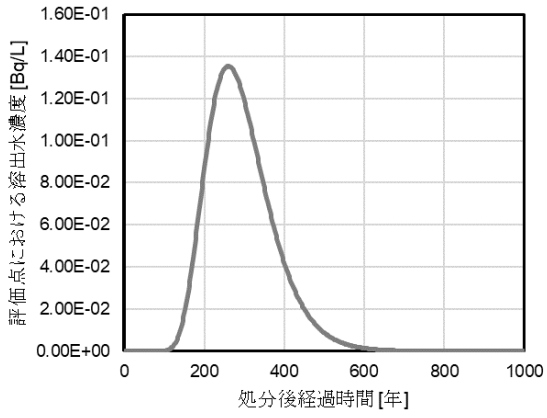


図 2 評価ポイントにおける濃度の経時変化(計算例)

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。

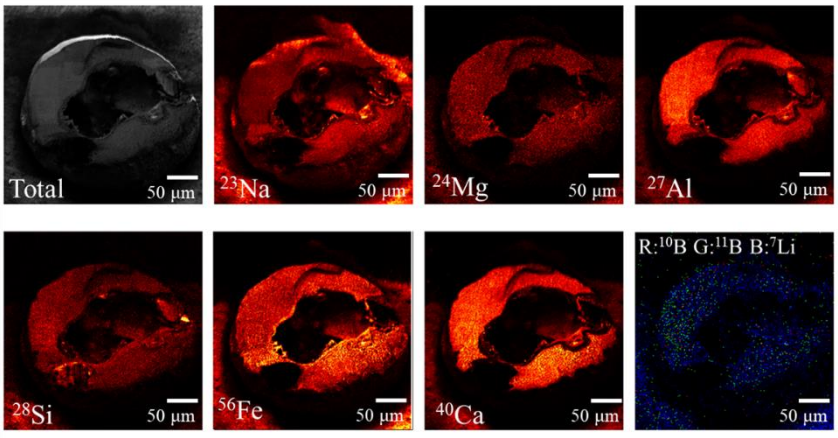


図 1 黒色熔融粒子断面の元素イメージング結果

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）。

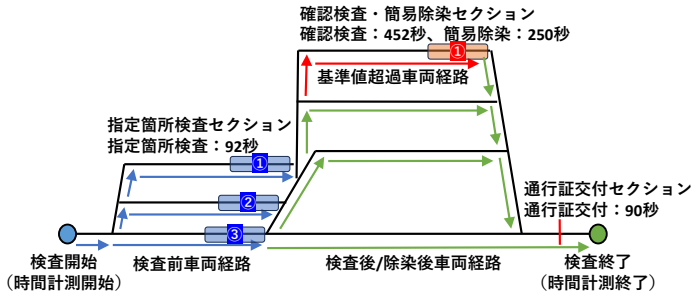


図 1：レイアウトパターン例（3-1）

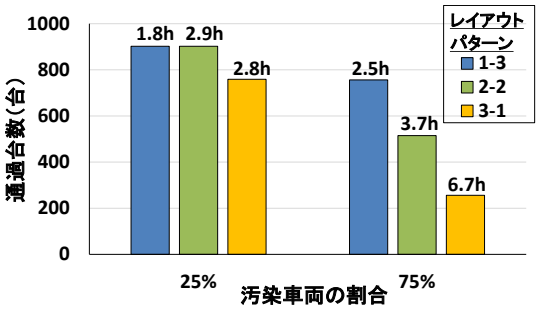


図 2：汚染車両の割合毎の通過台数／平均旅行時間

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.

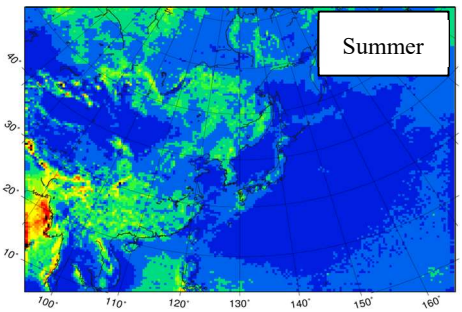


Figure 1 ^{210}Pb deposition distribution in summer

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.

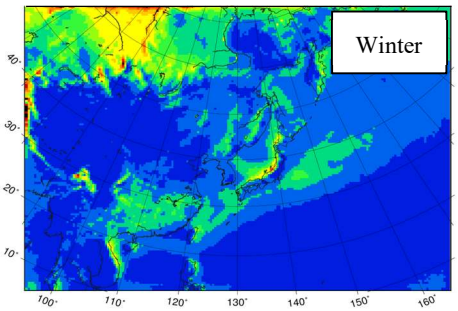


Figure 2 ^{210}Pb deposition distribution in winter

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。

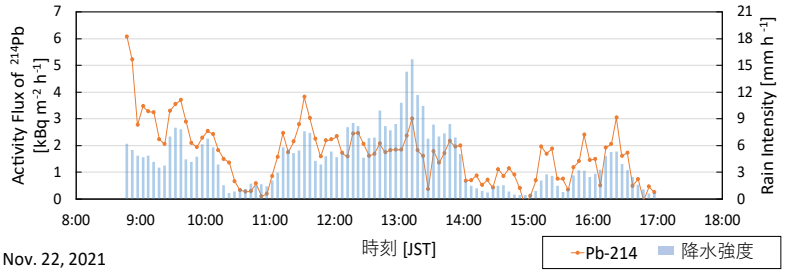


図 1　2021 年 11 月 22 日に観測された ^{214}Pb 沈着フラックス及び降水強度。

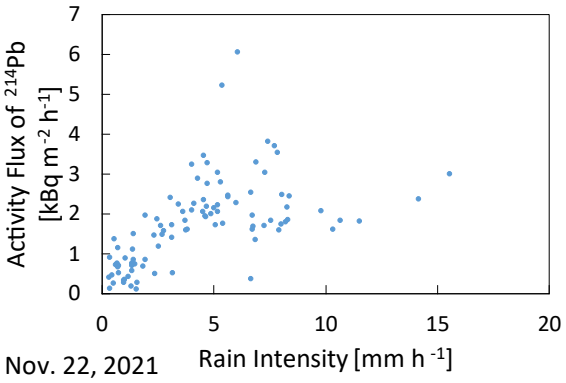


図 2　^{214}Pb 沈着フラックスの降水強度依存性（前図の事例）。

*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。

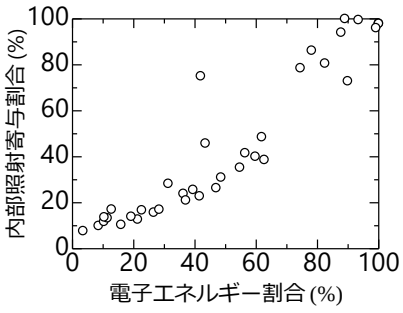


図1 放出エネルギーの電子の割合と内部照射の寄与割合の関係

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。

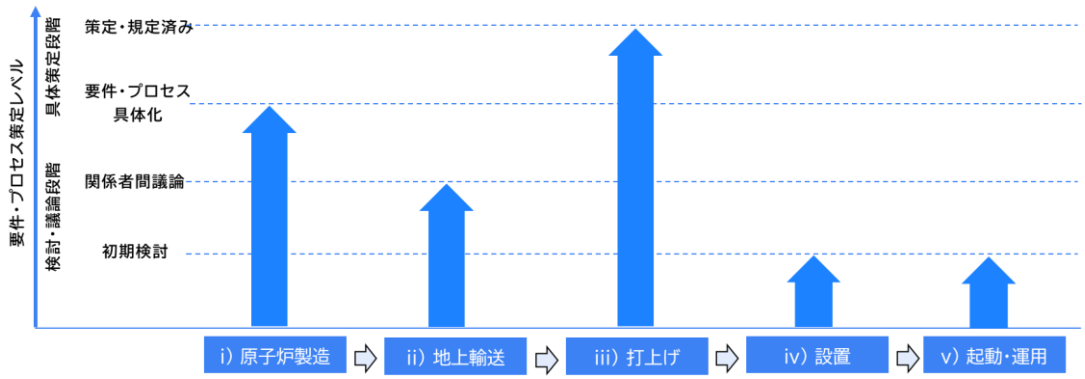


図 1　米国における宇宙原子力利用の検討状況

*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

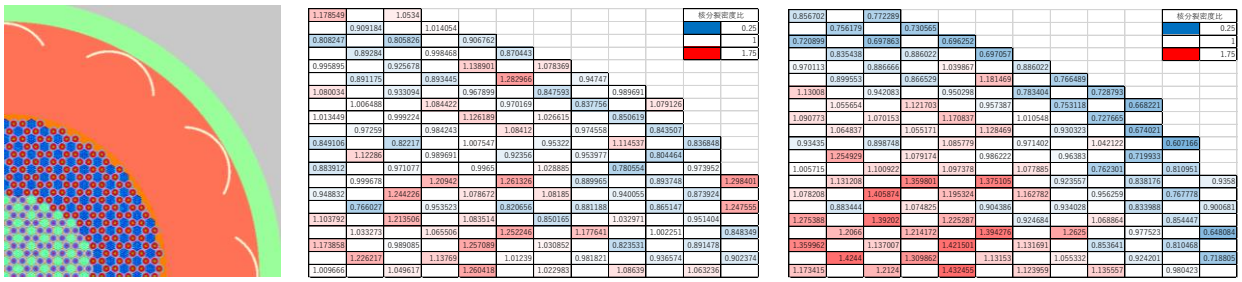
核熱ロケットは原子炉によって推進剤を高温に加熱し噴射することで推進力を得るロケットである。本研究では解析コード SCALE を用いてロケット稼働時に制御ドラムを回転させた際に生じる炉心内の出力分布の変化及び原子炉停止時に発生する ^{135}Xe による毒作用の影響を解析した。

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。

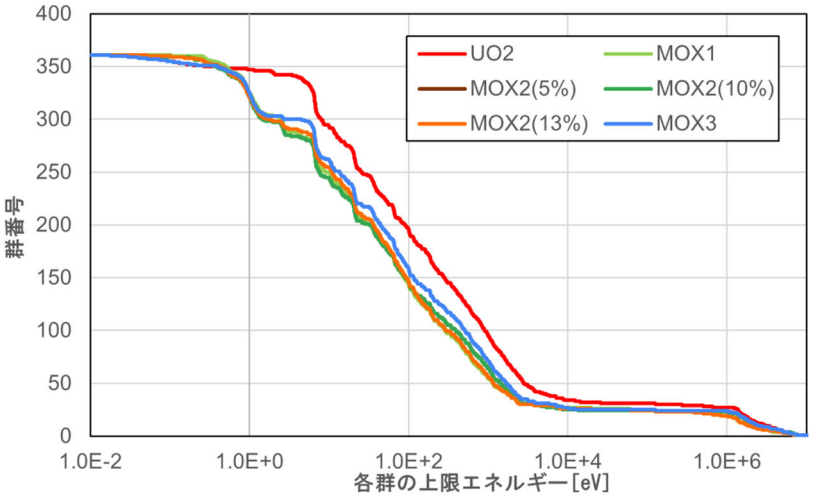


図 1 燃料媒質ごとの最適少数群構造の比較

* 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].

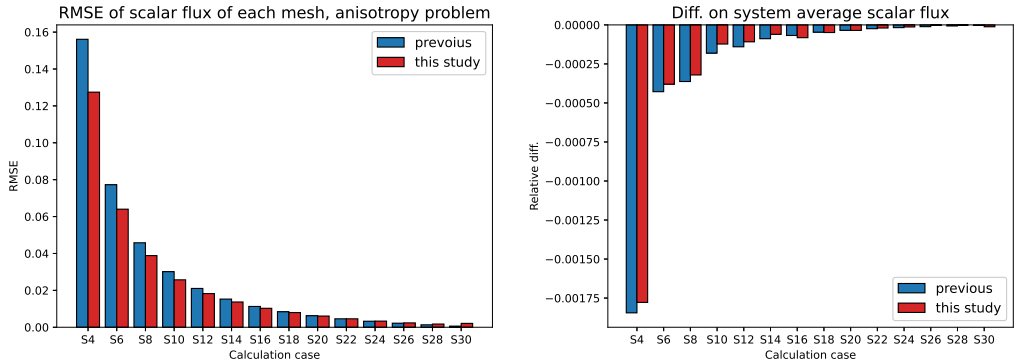


Figure 1: RMSE and average scalar neutron comparison for anisotropy problem.

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。

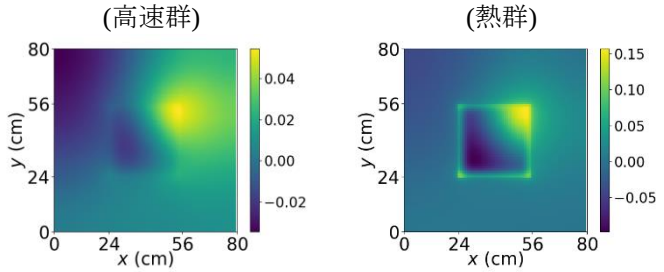


図 1 POD 輸送計算と参照解の中性子束相対誤差分布(%)

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。

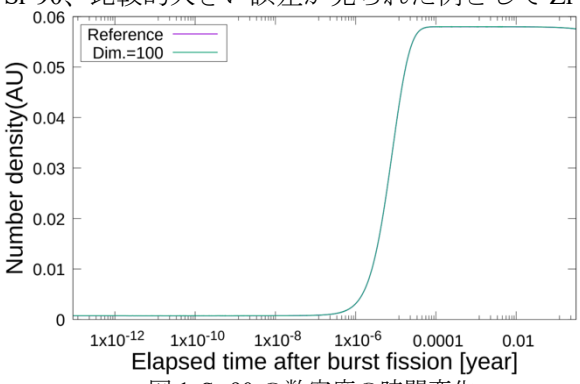


図1 Sr-90の数密度の時間変化

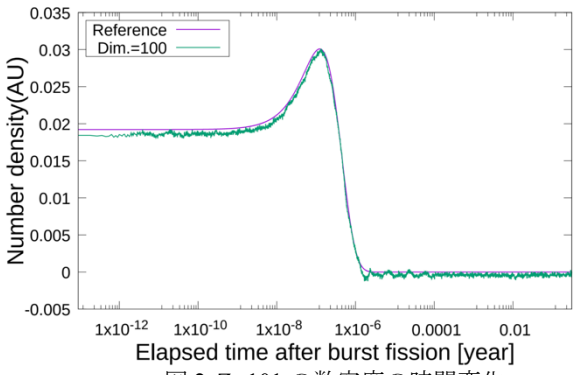


図2 Zr-101の数密度の時間変化

* 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。

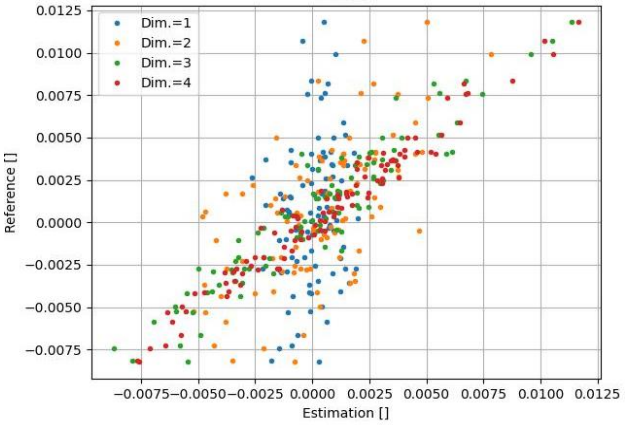


図 1　再構成した Pu-240 の数密度変動

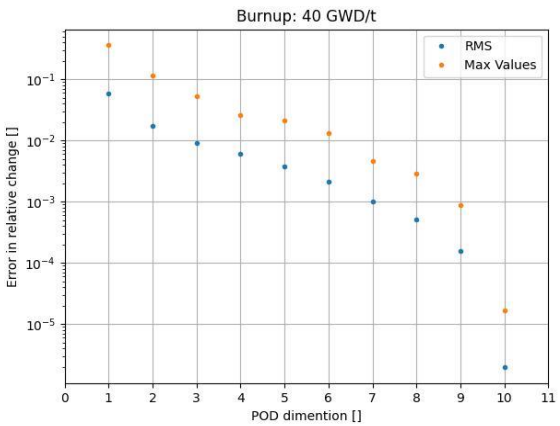


図 2　数密度相対変動の再現誤差

* 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。

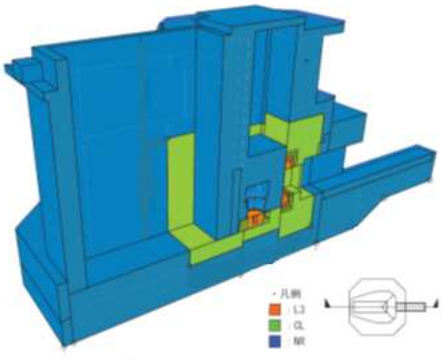


図１　HTR 原子炉本体の汚染分布

*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。

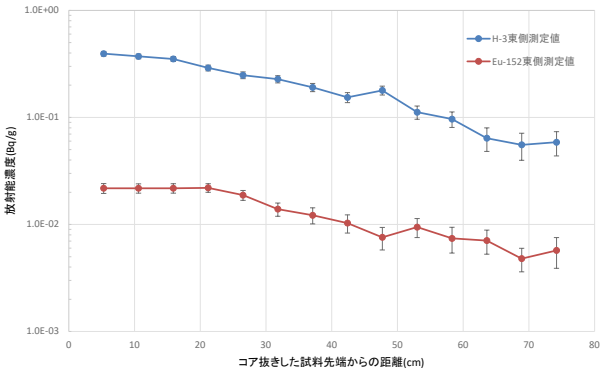


図 1.　遮蔽コンクリートの放射能濃度分析結果（2023 年時点）

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。

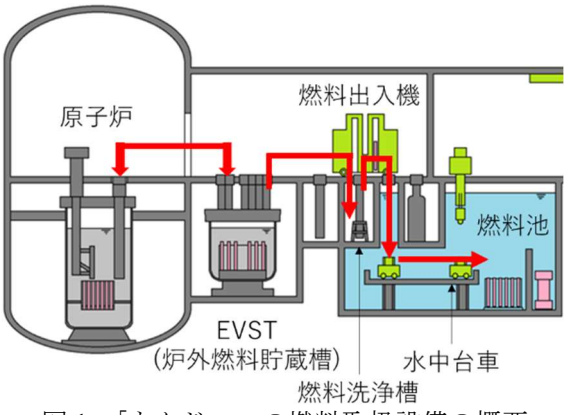


図 1 「もんじゅ」の燃料取扱設備の概要

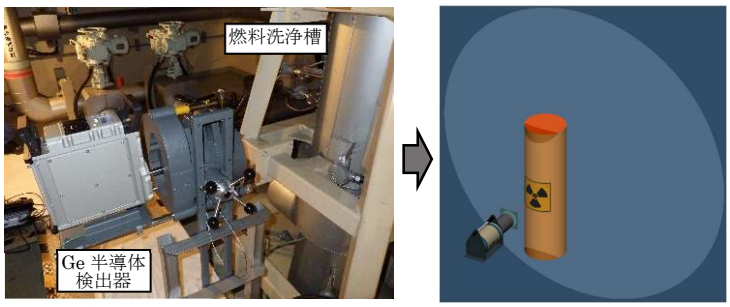


図 2 燃料洗浄槽における測定体系のモデル化

*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。

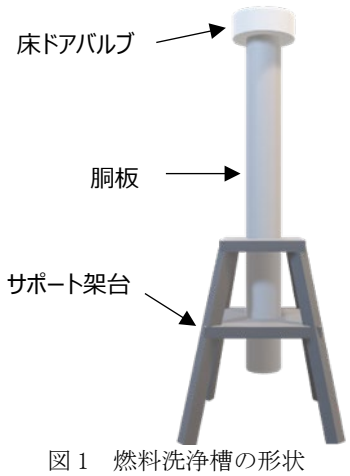


図 1　燃料洗浄槽の形状

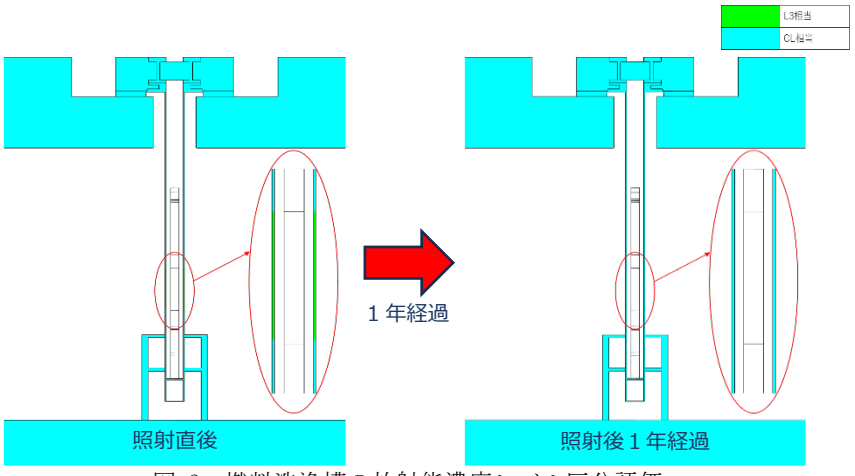


図 2　燃料洗浄槽の放射能濃度レベル区分評価

*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。

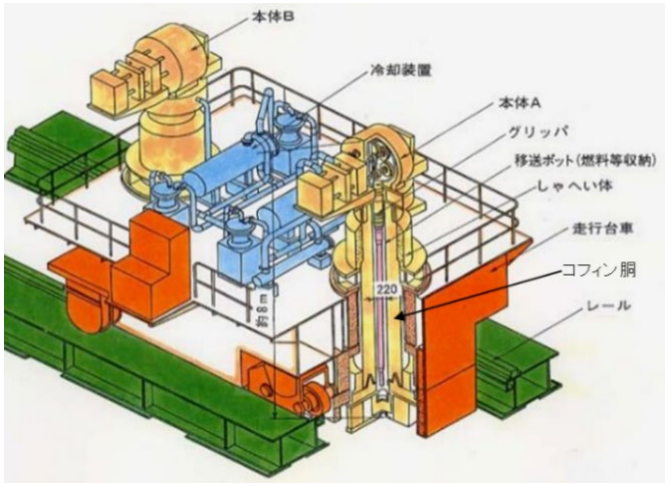


図 1　燃料出入設備の鳥瞰図

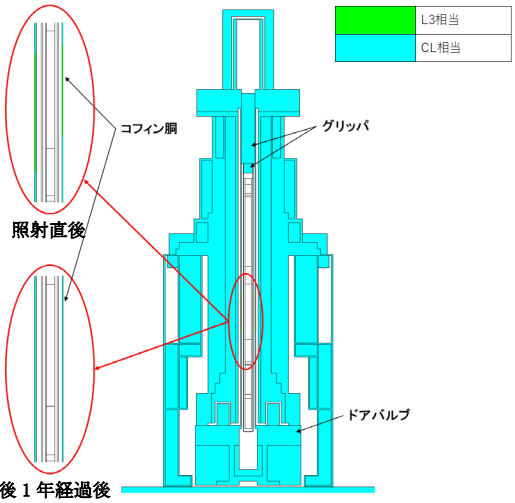


図 2　燃料出入機本体 A の放射能濃度レベル区分

*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。

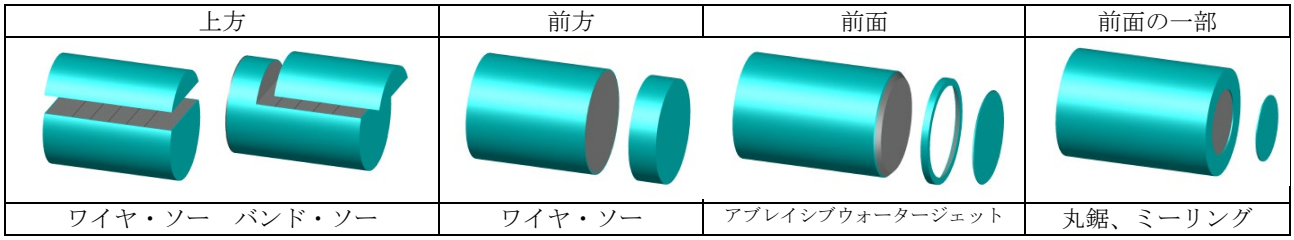


図 1 PEM 容器の開封位置と適用の見込みがある厚板切断技術の組合せ

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。

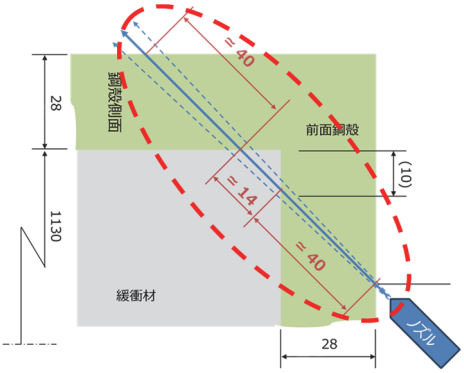


図 1　AWJ 斜め噴射による開封

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。

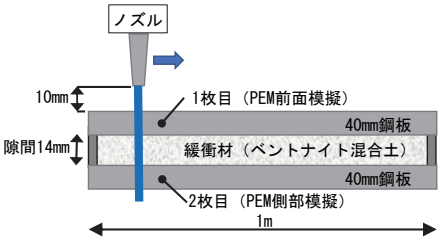


図 2　PEM 角部切断を模擬した供試体のイメージ

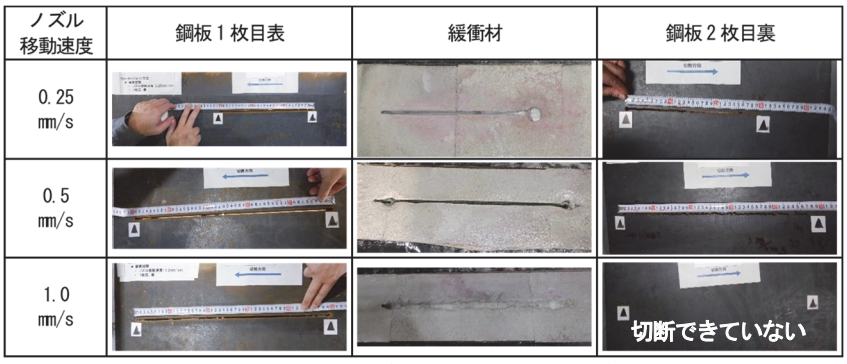


図 3　試験後に解体した供試体の外観

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。

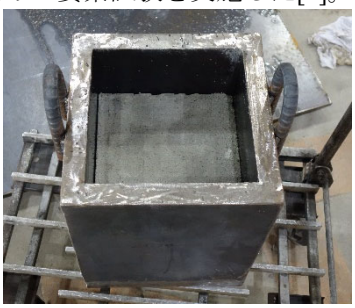


図 1　PEM を模擬した供試体

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。

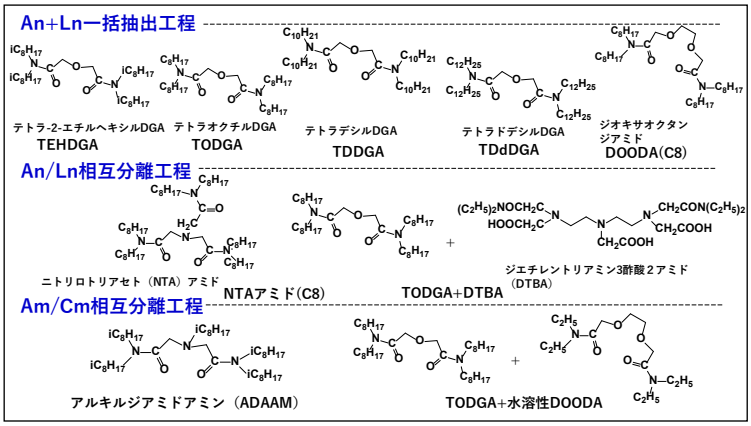


図１　３つの抽出分離工程で比較した抽出剤とマスキング剤

[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。

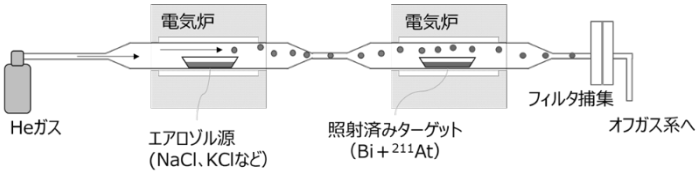


図 1 “エアロゾル搬送法”概要

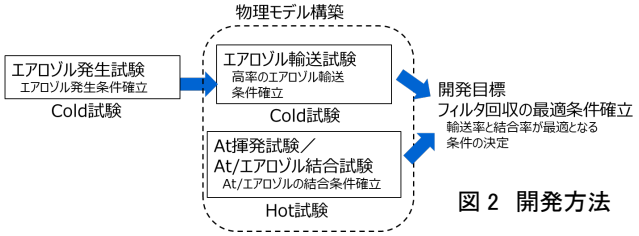


図 2 開発方法

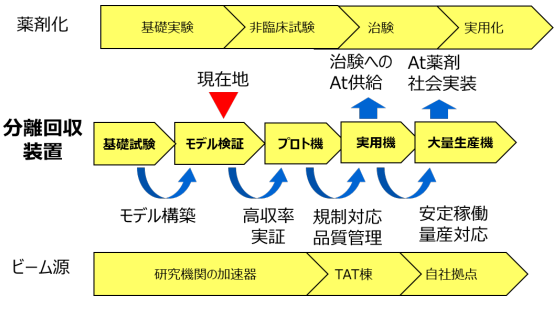


図 3 開発ロードマップ

*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

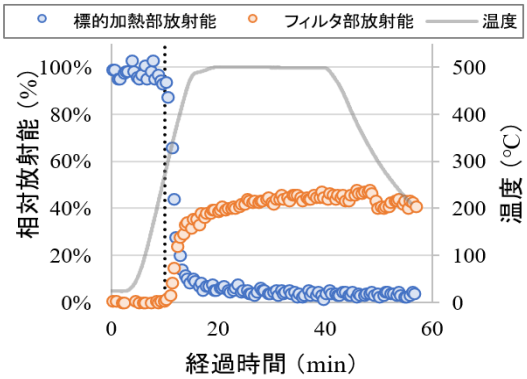


図 1 Run1 における At 揮発・回収挙動

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。

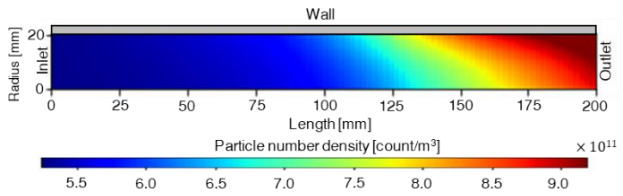


図 1 反応管内でのエアロゾル個数密度分布

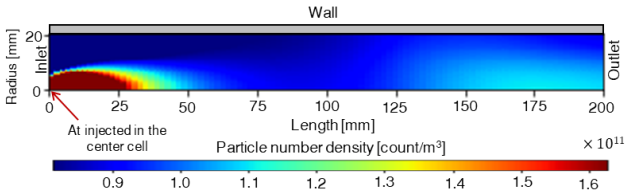


図 2 反応管内での At 個数密度分布

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。

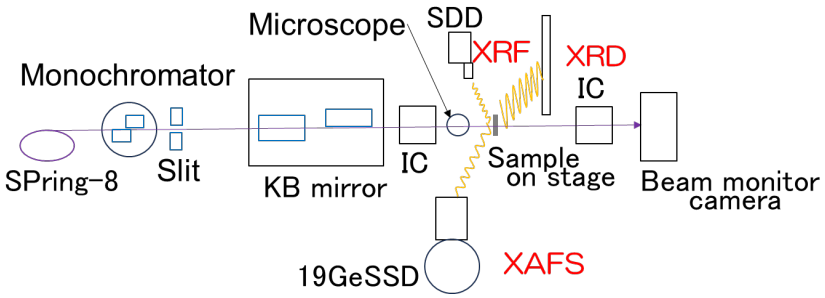
キーワード：福島第一原発由来物質，放射光分析，マイクロビーム，同一視野同時計測，XAFS/XRD/XRF

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。

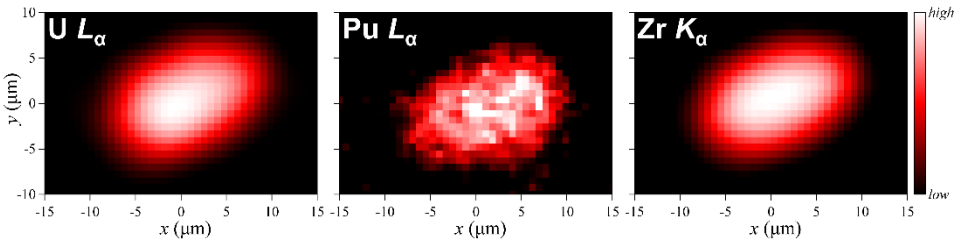
キーワード：X 線分析，核燃料物質，福島第一原子力発電所

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].

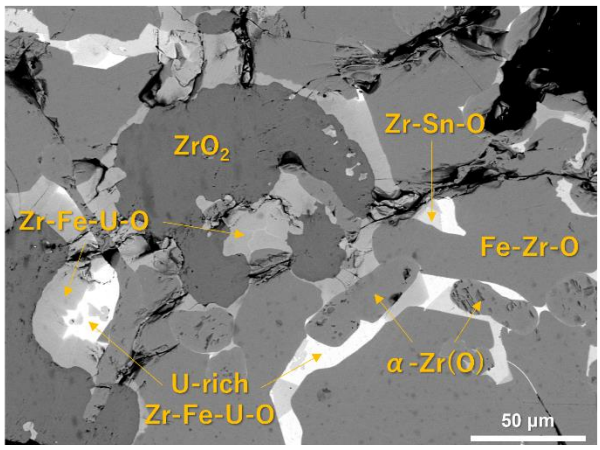


Figure 1. Components of the melt after reaction at 2100 °C.

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