Tue. Mar 14, 2023

Room A

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering | 601-3 Tritium Science and Technology (Fuel Recovery and Refining, Measurement, Iisotope Effect, Safe Handling)

[2A01-05] Tritium Production

Chair:Makoto Inami Kobayashi(NIFS)
10:30 AM - 11:55 AM Room A (11 Bildg.1F 1101)

[2A01] tritium release behavior from nutron irradiated LiALO2 for tritium production in high temperature gas reactor

*HIROKI Hiroki ISOGAWA[1], Kazunari Katayama[1], Hideaki Matuura[1] (1. KYUSHU UNIVERSITY)

10:30 AM - 10:45 AM

[2A02] Study on T production using high-temperature gas-cooled reactor for fusion reactors

*Kazunari Katayama Katayama[1], Hiroki Isogawa[1], Hideaki Matsuura[2], Teppei Otsuka[3], Minoru Goto[4], Shigeaki Nakagawa[4], Etsuo Ishitsuka[4] (1. Kyushu Univ. Eng. Sci., 2. Kyushu Univ. Eng., 3. Kindai Univ., 4. JAEA)

10:45 AM - 11:00 AM

[2A03] Study on T production using high-temperature gas-cooled reactor for fusion reactors

*Teppei Otsuka[1], Kazuki Yamashita[1], Hideaki Matsuura[2], Kazunari Katayama[2], Minoru Goto[3], Shigeaki Nakagawa[3], Etsuo Ishizuka[3], Shinpei Hamamoto[4] (1. Kindai Univ., 2. Kyushu Univ., 3. JAEA, 4. Blossom Energy)

11:00 AM - 11:15 AM

[2A04] Study on T production using high-temperature gas-cooled reactor for fusion reactors

*Hideaki Matsuura[1], Taisei Abe[1], Kanta Kitagawa[1], Hiromi Kawai[1], Kazunari Katayama[2], Teppei Otsuka[3], Minoru Goto[4], Shigeaki Nakagawa[4], Etsuo Ishitsuka[4], Shinpei Hamamoto[5] (1. Kyushu Univ., 2. Kyushu Univ. Eng. Sci, 3. KINDAI Univ., 4. Kyushu University, 5. Blossom Energy)

11:15 AM - 11:30 AM

[2A05] Study on T production using high-temperature gas-cooled reactor for fusion reactors

*Etsuo Ishitsuka[1], Hai Quan Ho[1], Yosuke Shimazaki[1], Shigeaki Nakagawa[1], Minoru Goto[1], Hideaki Matsuura[2], Teppei Otsuka[3], Kazunari Katayama[2], Kazuhiko Iigaki[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Kyushu University, 3. Kindai University)

11:30 AM - 11:45 AM

Planning Lecture | Over view Report | 「原子力アゴラ」調査専門委員会 核燃およびRI等研究施設検討・提言分科会

[2A_PL] Relationship between human resource development and research facilities of nuclear fuel materials and radioisotopes

Chair:Takumi Saito(UTokyo)
1:00 PM - 2:30 PM Room A (11 Bildg.1F 1101)

[2A_PL01] Activities of "Investigation Committee on Agora on Nuclear Energy"

*Nobuaki Sato[1] (1. Tohoku Univ.)

[2A_PL02] Human resource dvelopment and needs of facilities for nuclear material and radioisotopes

*Mituru Uesaka[1] (1. Japan Atomic Energy Commission)

[2A_PL03] Issues in radioisotope facilities at the University

*Hiroshi Watabe[1] (1. Radiation Safety Council of Universities in Japan, Tohoku Univ.)

[2A_PL04] Overall discussion

Nobuaki Sato[1], Mituru Uesaka[2], Hiroshi Watabe[3], Tomohiko Arai[4], Naoki Kumagai[5], Yasushi Morishita[5] (1. Tohoku Univ., 2. Japan Atomic Energy Commission, 3. Radiation Safety Council of Universities in Japan, Tohoku Univ., 4. MEXT, 5. NRA)

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering | 601-3 Tritium Science and Technology (Fuel Recovery and Refining, Measurement, Iisotope Effect, Safe Handling)

[2A06-11] Tritium Process

Chair:Shunsuke Kenjo(QST)
2:45 PM - 4:25 PM Room A (11 Bildg.1F 1101)

[2A06] Fuel System for Small Scale Low Power Fusion Experimental Plants

*satoshi konishi[1] (1. Kyoto Fusioneering Ltd.)

2:45 PM - 3:00 PM

[2A07] Tritium continuous recovery from Liquid Lithium-Lead droplets

*Fumito Okino[1], Yukinori Hamaji [2], Teruya Tanaka[2], Juro Yagi[1] (1. Institute of Advanced Energy, Kyoto University, 2. National Institute for Fusion Scienece)

3:00 PM - 3:15 PM

[2A08] Modeling of hydrogen isotopes retention behavior in pure vanadium.

*Makoto Inami Kobayashi[1,2], Yuji Yamauchi[3], Takuya

©Atomic Energy Society of Japan

Nagasaka[1,2] (1. National Institute for Fusion Science, 2. The Graduate University for Advanced Studies, 3. Hokkaido University)

3:15 PM - 3:30 PM

[2A09] Evaluation of response of beta ray induced X-ray spectrum with tritium depth by Monte Carlo simulation

*Masanori Hara[1], Satoshi Akamaru[1], Yuya Fujimoto[1], Tsukasa Aso[2] (1. Univ. of Toyama, 2. NIT Toyama College)

3:30 PM - 3:45 PM

[2A10] Evaluation of physical properties of proton conductor cells fabricated by microwave sintering

*Kosuke Kataoka[1], Hiroyuki Tamiya[1], Keisuke Mukai[1], Juro Yagi[1] (1. KYOTO Univ.)

3:45 PM - 4:00 PM

[2A11] Quantification of Lithium Mass Loss from Advanced Tritium Breeding Material Li2TiO3 + 20wt% Li2ZrO3.

*Akito Ipponsugi[1], Kazunari Katayama[1], Tsuyoshi Hoshino[2] (1. Kyushu University, 2. QST)

4:00 PM - 4:15 PM

Room B

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

[2B01-04] Dose Assessment and Manegement

Chair:Kentaro Manabe(JAEA)

9:30 AM - 10:35 AM Room B (11 Bildg.1F 1102)

[2B01] Study of light absorption in-situ measurement by γ ray irradiation to PVA-KI gel dose meter

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

9:30 AM - 9:45 AM

[2B02] Radiation protection and safety design in NanoTerasu

*Masayuki Hagiwara[1], Hiroki Matsuda[1], Akihiro Takeuchi[1], Toshiro Itoga[2], Hiroyuki Konishi[1] (1. National Institutes for Quantum Science and Technology, 2. Japan Synchrotron Radiation Research Institute)

9:45 AM - 10:00 AM

[2B03] Development of Radiation Shielding Material Using GOS and WHA as Aggregates

*Kohichi Nakayama[1], Koichi Nitto[2], Yoshiaki Kiyanagi[3], Ryoma Kitagaki[4], Takashi Kamiyama[4], Hirotaka Sato[4] (1. TOSHIBA ESS, 2. TTSI, 3. Professor Emeritus of Hokkaido Univ., 4. Hokkaido Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM

[2B04] Evaluation of alpha-nuclide deposition on sampling vessel of stagnant water at Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*Katsuhiro konno[1], Hajime katsumata[1], Mamoru kamoshida[1] (1. TEPCO HD)

10:15 AM - 10:30 AM

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

[2B05-09] Environmental Radiation in Fukushima River

Chair:Hiroaki Terada(JAEA)

10:35 AM - 12:00 PM Room B (11 Bildg.1F 1102)

[2B05] Evaluation of labile ^{137}Cs in Fukushima rivers by diffusive gradients in thin films (DGT)

*Takuro Tanaka[1], Takumi Saito[1], Kanako Toda[1], Kenso Fujiwara[2], Motoki Terashima[2], Takahiro Nakanishi[2], Natsuko I Kobayashi[1], Keitaro Tanoi[1], Hiroaki Kato[3] (1. UTokyo, 2. JAEA, 3. Univ. of Tsukuba)

10:35 AM - 10:50 AM

[2B06] Estimations of dissolved radiocesium concentration based on the solid-liquid partition coefficient in rivers in the Hamadori area, Fukushima prefecture

*Yukio Takeuchi[1], Koki Nasu[1], Ayumi Irisawa[1], Shaoyan Fan[1], Keisuke Taniguchi[2], Yuichi Onda[3] (1. Fukushima Prefectural Centre for Environmental Creation, 2. National Institute of Technology, Tsuyama College, 3. Univ. of Tsukuba, Center for Research in Isotopes and Environmental Dynamics)

10:50 AM - 11:05 AM

[2B07] A study of sampling methods to evaluate Cs-137 suspended particles in a river

*Koki Nasu[1], Yukio Takeuchi[1], Ayumi Irisawa[1], Shaoyan Fan[1], Keisuke Taniguchi[2], Yuichi Onda[3] (1. Fukushima Prefectural , 2. NIT Tsuyama College, 3. Univ. of Tsukuba)

11:05 AM - 11:20 AM

[2B08] Evaluation of radiocesium uptake from food by the starry flounder, an euryhaline fish, under different salinity conditions

*Yuuki Manome[1], Toshihiro Wada[1] (1. Fukushima

©Atomic Energy Society of Japan

Univ.)
11:20 AM - 11:35 AM

[2B09] Fish rearing with ALPS treated water and tritium transfer from seawater into fish's FWT.
*Yuta Ichiba[1], Toshihiro Shibata[1], Takeshi Furuta[1], Noboru Ishizawa[1], Takayuki Irino[1], Kazuo Yamanaka[1] (1. TEPCO HD)
11:35 AM - 11:50 AM

[2B_GM] The 46th General Meeting of Health Physics and Environment Science subcommittee

12:05 PM - 12:55 PM Room B (11 Bildg.1F 1102)

[2B_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network | Health Physics and Environment Science subcommittee

[2B_PL] Front line of countermeasures against radiation terrorism in urban area

Chair:Haruyasu Nagai(JAEA)
1:00 PM - 2:30 PM Room B (11 Bildg.1F 1102)

[2B_PL01] Radiation measurements and first response to nuclear security
*Ken-ichi Tsuchiya[1] (1. NRIPS)

[2B_PL02] Development of LHADDAS and its application to countermeasures for radiological terrorism
*Hiromasa Nakayama[1] (1. JAEA)

[2B_PL03] Discussion: How do we utilize simulations for countermeasures against radiation terrorism?
All participants

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

[2B10-13] Nuclear Emergency and Preparedness

Chair:Takeyoshi Sunagawa(FUT)
2:45 PM - 3:50 PM Room B (11 Bildg.1F 1102)

[2B10] Evaluation of applicability of a source term estimation method based on Bayesian inference to real-time source term estimation in emergency
*Hiroaki Terada[1], Haruyasu Nagai[1], Katsunori Tsuduki[1], Masanao Kadowaki[1] (1. JAEA)
2:45 PM - 3:00 PM

[2B11] Uncertainty estimation of plume directions in atmospheric dispersion predictions: application of Bayesian machine learning
*Masanao Kadowaki[1], Haruyasu Nagai[1], Toshiya Yoshida[2], Hiroaki Terada[1], Katsunori Tsuduki[1] (1. JAEA, 2. Japan Wind Energy Consulting Inc.)
3:00 PM - 3:15 PM

[2B12] Study on optimization method for contamination inspection of vehicles in nuclear emergency
*Hirokazu Hiraoka[1], Kouhei Kawasaki[2], Masanori Kimura[1], Orihiko Togawa[1], Shota Saito[1], Iwao Ezaki[2] (1. JAEA, 2. CTC)
3:15 PM - 3:30 PM

[2B13] Assessment of exposure doses during outdoor work in evacuation areas
*Motofumi Saisu[1], Keizo Uchiyama[1], Toshiaki ishii[1], Tadahiko Ando[1], Toshihiro Ueno[1], Kazumi Nakayama[2], Rina Sato[2], kazuya Yoshimura[2], Yukihisa Sanada[2] (1. TEPCO HD, 2. JAEA)
3:30 PM - 3:45 PM

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

[2B14-19] Internal Exposure, Radiation Effects/Risk

Chair:Masayuki Hagiwara(QST)
3:50 PM - 5:30 PM Room B (11 Bildg.1F 1102)

[2B14] Development of a web-application: a simplified version of the Internal Dose Calculation Code
*Kentaro Manabe[1], Fumiaki Takahashi[1] (1. JAEA)
3:50 PM - 4:05 PM

[2B15] Construction of organ deformation functions of adult Japanese polygon phantoms
*Kaoru Sato[1], Takuya Furuta[1] (1. JAEA)
4:05 PM - 4:20 PM

[2B16] Study of novel mathematical model for biological effect by low dose rate radiation
*Akira Niimi[1], Kazuya Nakashima[1], Hiroto Kawai[1], Youichirou Matuo[1], Yoshinobu Izumi[2] (1. Facul. of Eng., Univ. of Fukui, 2. RINE, Univ. of Fukui)
4:20 PM - 4:35 PM

[2B17] Study on the effects of low-dose X-irradiation on damage associated with multiple oxidative stresses in mice
*Takahiro Kataoka[1], Shota Naoe[2], Yuki Fujimoto[2], Kaito Murakami[2], Ryohei Yukimine[2], Ayumi Tanaka[2], Kiyonori Yamaoka[1] (1. Faculty of Health Sciences, Okayama University, 2. Graduate School of Health

©Atomic Energy Society of Japan

Sciences,Okayama University)
4:35 PM - 4:50 PM

[2B18] Basic study on the effects of radon inhalation on LPS-induced pneumonia in mice using proteome analysis
*Shota Naoe[1], Takahiro Kataoka[2], Ryohei Yukimine[1], Kaito Murakami[1], Yuki Fujimoto[1], Ayumi Tanaka[1], Takaaki Miyaji[3], Kiyonori Yamaoka[2] (1. Graduate School of Health Sciences, Okayama University, 2. Faculty of Health Sciences, Okayama University, 3. Advanced Science Research Center, Okayama University)
4:50 PM - 5:05 PM

[2B19] Quantitative Evaluation of Depth Distributions of Radioactive Cesium Concentrations at Non-Industrial Waste Disposal Sites
*Kazuyuki Takase[1], Kouki Kokubun[1] (1. Fukushima Prefectural Centre for Environmental Creation)
5:05 PM - 5:20 PM

Room C

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

[2C01-06] Development of Evaluation Methods, Safety Requirements for New NPPs

Chair:Murakami Kenta(UTokyo)
10:15 AM - 11:55 AM Room C (11 Bildg.2F 1106)

[2C01] Enhancement of Analysis Method for Important Phenomena of Severe Accidents at Reprocessing Plant
*Ichiro Nakamori[1], Takayuki Tomizuka[1], Atsuo Takahashi[1], Fumitomo Onishi[1], Takashi Kodama[2], Yoshikazu Tamauchi[2], Naoya Sato[2], Nobuyuki Tsuboi[4], Koichi A. Hayashi[3] (1. Advancesoft Corporation, 2. Japan Nuclear Fuel Limited, 3. COSMO SILVA Inc., 4. Kyushu Institute of Technology)
10:15 AM - 10:30 AM

[2C02] Framework for Intelligent Generation of Countermeasures against Emergencies at Nuclear Power Plants
*Satoshi Abe[1], Kazuyuki Demachi[1], Shi Chen[1] (1. UTokyo)
10:30 AM - 10:45 AM

[2C03] Study on fire modeling in evaluation for event progression in glove box fire
*Makoto TAKIZAWA[1], Tomoaki SAKURAI[1] (1. NRA)
10:45 AM - 11:00 AM

[2C04] Elaboration of thermal radiation effect evaluation for wildfire with visibility analysis
*Kaito Enomoto[1], Daisuke Fujiwara[1], Hiroshi Shirai[1], Hisayuki Kyo[1], Motoki Kato[1] (1. TEPSYS)
11:00 AM - 11:15 AM

[2C05] Development of evaluation methods for High Energy Arcing Faults (HEAF)
*Tomoaki SAKURAI[1], Hajime KABASHIMA[1], Fumio KASAHARA[1], Toshihiro Yoshii[2] (1. NRA, 2. FMIC R&D INC.)
11:15 AM - 11:30 AM

[2C06] Safety requirements for new NPPs in Japan and its feasibility
*Hiroshi YAMAGATA[1] (1. Nagaoka University of Technology)
11:30 AM - 11:45 AM

[2C_GM] The 12th General Meeting of Risk Division

12:05 PM - 12:55 PM Room C (11 Bildg.2F 1106)

[2C_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network | Risk Science and Technology Division[Co-organized by Standard Committee, The Nuclear Civil Engineering Committee, JSCE]

[2C_PL] Effective Initiatives to upgrade countermeasures based on Basic Concept to Nuclear Safety for External Events

Chair:Tatsuya Itoi(UTokyo)
1:00 PM - 2:30 PM Room C (11 Bildg.2F 1106)

[2C_PL01] Outline of Technical Report "The basic concept of nuclear safety against external events" (TR018：2021)
*Yoshiyuki Narumiya[1] (1. JANSI)

[2C_PL02] Role and Dissemination of Safety Goal
*Akira Yamaguchi[1] (1. NSRA)

[2C_PL03] Accident Scenarios associated with Superposition of Seismic and Tsunami Events
*Yukihiro Kirimoto[1] (1. CRIEPI)

[2C_PL04] Accident Scenarios associated with Internal Flooding caused by Seismic Event
*Koji Shirai[1] (1. CRIEPI)

[2C_PL05] Cooperative activities with the Nuclear Civil Engineering Committee (Risk Communication and Disaster Prevention for Combined

©Atomic Energy Society of Japan

Nuclear and Seismic Accidents)

*Katsumi Ebisawa[1] (1. JSCE)

[2C_PL06] Discussion

Tatsuya Itoi[1], Yoshiyuki Narumiya[2], Akira Yamaguchi[3], Yukihiro Kirimoto[4], Koji Shirai[4], Katsumi Ebisawa[5] (1. UTokyo, 2. JANSI, 3. NSRA, 4. CRIEPI, 5. JSCE)

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

[2C07-09] PRA Method

Chair:Hiroshi Ujita(AdvanceSoft)

2:45 PM - 3:35 PM Room C (11 Bildg.2F 1106)

[2C07] Embedding "society" into the nuclear safety goals

*Shin-etsu Sugawara[1] (1. Kansai Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

[2C08] Improvement of prediction accuracy of the fuel cladding tube fracture during LOCA using Bayesian update based on information criteria

*Shusuke Hamaguchi[1], Takafumi Narukawa[1], Takashi Takata[1] (1. UTokyo)

3:00 PM - 3:15 PM

[2C09] Study on Risk Assessment considering Time-Dependent Human Factors using the CMMC Method

*Yuki Morishita[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM

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

[2C10-14] PRA Improvement

Chair:Seung Jang(Hokkaido Univ.)

3:35 PM - 5:00 PM Room C (11 Bildg.2F 1106)

[2C10] Feasibility study for enhancing probabilistic risk assessment methodology by using AI technology

*Satoshi FUTAGAMI[1], Hidemasa Yamano[1], Kenichi Kurisaka[1], Hiroshi Ujita[2] (1. JAEA, 2. AdvanceSoft Corporation)

3:35 PM - 3:50 PM

[2C11] Implementation of Physics-of-Failure Modeling Techniques Toward More Realistic Dynamic PRA

*Xiaoyu Zheng[1], Hitoshi Tamaki[1], Yasuteru Sibamoto[1], Tsuyoshi Takada[1] (1. JAEA)

3:50 PM - 4:05 PM

[2C12] Research on Seismic Correlation for PRA

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

4:05 PM - 4:20 PM

[2C13] Evaluation of Seismic Diversity of SSC system in PRA

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

4:20 PM - 4:35 PM

[2C14] Efficient creation of fragility curves for in-building equipment using an equivalent linearization method that does not require iterative calculations

*Akinori Chatani[1], Yasuki Ohtori[1], Masato Nakajima[2] (1. TCU, 2. CRIEPI)

4:35 PM - 4:50 PM

Room D

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

[2D01-07] Detector Development

Chair:Tadahiro Kin(Kyushu Univ.)

10:00 AM - 11:55 AM Room D (12 Bildg.2F 1222)

[2D01] Development of fast response detection system for non-destructive analysis using neutron

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

10:00 AM - 10:15 AM

[2D02] Development of omni-directional directional detectors (FRIE)

*Tatsuo Torii[1], Takeshi Sugita[2], Miyuki Sasaki[3], Yukihisa Sanada[3] (1. Fukushima Univ. , 2. SSL, 3. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM

[2D03] Development of omni-directional directional detectors (FRIE)

*Miyuki Sasaki[1], Ykihisa Sanada[1], Tatsuo Torii[2] (1. JAEA, 2. Fukushima Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM

[2D04] Development of omni-directional directional detectors (FRIE)

*Yukihisa Sanada[1], MIyuki Sasaki[1], Nobuyuki Miyazaki[2], Tatsuo Torii[3] (1. JAEA, 2. Clear Pulse, 3. Fukushima Univ.)

10:45 AM - 11:00 AM

[2D05] Validation of a spectrometer for the

©Atomic Energy Society of Japan

Measurement of epithermal neutrons with a beam neutron source

*Yu Fujiwara[1], Shingo Tamaki[1], Sachie Kusaka[1], Fuminobu Sato[1], Isao Murata[1] (1. Graduate School of Osaka University)

11:00 AM - 11:15 AM

[2D06] Development Position-Sensitive Gaseous Radiation Detector Based on Glass Gas Electron Multiplier

*HAMDAN MOH[1], Yuki Mitsuya[1], Kenji Shimazoe[1], Hiroyuki Takahashi[1] (1. The University of Tokyo)

11:15 AM - 11:30 AM

[2D07] Development of activation detector for quantity of long-term D-T neutron irradiation

*Minwoo Han[1], Ryota Eguchi[1], Yoshihide Iwanaka[2], Fuminobu Sato[1], Isao Murata[1] (1. OSAKA Univ., 2. KYOTO Univ.)

11:30 AM - 11:45 AM

[2D_GM] The 68th General Meeting of International Nuclear Information Network

12:05 PM - 12:55 PM Room D (12 Bildg.2F 1222)

[2D_GM] General Meeting

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

[2D_PL] Global Nuclear Power Trends in the Energy Crisis

Chair:Kenichi Ishikawa(UTokyo)

1:00 PM - 2:30 PM Room D (12 Bildg.2F 1222)

[2D_PL01] Global Nuclear Power Trends in the Energy Crisis

*Yuji Kuroda[1] (1. JEPIC)

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

[2D08-12] Radiation Analysis Technology

Chair:Kenichi Watanabe(Kyushu Univ.)

2:45 PM - 4:05 PM Room D (12 Bildg.2F 1222)

[2D08] Development of rapid and sensitive radionuclide analysis method by simultaneous analysis of β, γ, and X-rays

*Masumi Oshima[1], Jun Goto[2], Takehito Hayakawa[3], Hirofumi Shinohara[1], Katsuyuki Suzuki[1], Yuichi Sano[1], Haifeng Shen[1], Keito Kobayashi[1], Tadahiro Kin[4], Masato Asai[5] (1. Japan Chemical Analysis Ctr., 2. Niigata Univ., 3. QST, 4. Kyushu Univ., 5. JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM

[2D09] Development of rapid and sensitive radionuclide analysis method by simultaneous analysis of β, γ, and X-rays

*Takehito Hayakawa[1], Masumi Oshima[2], Jun Goto[3], Katsuyuki Suzuki[2], Haifeng Shen[2], Yuichi Sano[2], Hirofumi Shinohara[2], Tadahiro Kin[4] (1. QST, 2. Japan Chemical Analysis Ctr., 3. Niigata Uni., 4. Kyushu Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM

[2D10] Development of rapid and sensitive radionuclide analysis method by simultaneous analysis of β, γ, and X-rays

*Katsuyuki Suzuki[1], Jun Goto[2], Masumi Oshima[1], Haifeng Shen[1], Yuichi Sano[1], Hirofumi Shinohara[1] (1. Japan Chemical Analysis Ctr., 2. Niigata Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM

[2D11] Development of rapid and sensitive radionuclide analysis method by simultaneous analysis of β, γ, and X-rays

*Tadahiro Kin[1], Ryohei Takahashi[1], Jun Goto[2], Masumi Oshima[3] (1. Kyushu Univ., 2. Niigata Univ., 3. JCAC)

3:30 PM - 3:45 PM

[2D12] Development of rapid and sensitive radionuclideanalysis method by simultaneous analysis of β, γ, and X-rays

*Keito Kobayashi[1], Yuichi Sano[1], Haifeng Shen[1], Katsuyuki Suzuki[1], Masumi Oshima[1], Hirofumi Shinohara[1] (1. Japan Chemical Analysis Ctr.)

3:45 PM - 4:00 PM

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

[2D13-16] New Instruments/New Technology

Chair:Yoshiharu Kitayama(JAEA)

4:05 PM - 5:10 PM Room D (12 Bildg.2F 1222)

[2D13] Dynamic Range Estimation of a Low-noise Current Sensitive Preamplifier VIEC

*Ikuo Kanno[1], Junichiro Nishikawa[1], Hideaki Onabe[2] (1. Kyoto Univ., 2. Raytech Corp.)

4:05 PM - 4:20 PM

[2D14] Building a simple analog MCA function on SoC (2)

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

©Atomic Energy Society of Japan

4:20 PM - 4:35 PM

[2D15] Radiation source direction estimation based on self-shielding profile of 3-D multi-pixel detectors

*Atsushi Mukai[1], Hidetake Ebi[1], Minato Kanda[1], Hideki Tomita[1] (1. Nagoya Univ.)

4:35 PM - 4:50 PM

[2D16] Evaluation of crystalline quality of TlBr semiconductor

*Kenichi Watanabe[1], Mitsuhiro Nogami[2], Keitaro Hitomi[2] (1. Kyushu Univ., 2. Tohoku Univ.)

4:50 PM - 5:05 PM

Room E

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

[2E01-04] Accerelator, Synchrotron Radiation, Laser

Chair:Naoto Hagura(TCU)
9:45 AM - 10:50 AM Room E (12 Bildg.2F 1225)

[2E01] Development of remote monitoring systems and human resource for particle accelerators with EPICS

*Noriyosu Hayashizaki[1], Ryo Inoue[1], Daisuke Nagae[1], Takashi Obina[2], Shinya Sasaki[2], Masanori Satoh[2] (1. Tokyo Tech, 2. KEK)

9:45 AM - 10:00 AM

[2E02] Demonstration of UV spectrometer for observation of coherent harmonics

*Fumito Sakamoto[1], Kanta Minamino[1], Heishun Zen[2] (1. NIT Akita College, 2. Kyoto Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM

[2E03] GENERATION OF FLAT-LASER COMPTON SCATTERING GAMMA-RAY BEAM IN UVSOR: Experimental Study

*Hideaki Ohgaki[1], Heishun Zen[1], Toshiteru Kii[1], Takehito Hayakawa[2], Toshiyuki Shizuma[2], Yoshitaka Taira[3], Masaki Fujimoto[4], Ali Khaled[1,5] (1. Kyoto University, 2. National Institutes for Quantum Science and Technology, 3. Institute for Molecular Science, National Institutes of Natural Sciences, 4. Aichi Synchrotron Radiation Center, 5. South Valley University)

10:15 AM - 10:30 AM

[2E04] Laser Decontamination and Decontamination Factor Estimation Using Natural Radioisotope Agent

*Eisuke John Minehara[1], Atsushi Kosuge[2] (1. LDD Corporation, 2. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM

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

[2E05-08] Beam Application and Measurement

Chair:Fumito Sakamoto(NIT Akita College)
10:50 AM - 12:00 PM Room E (12 Bildg.2F 1225)

[2E05] Measurement of neutron and X-ray beam profiles by using imaging plates at an accelerator source

*Ryuji Uemoto[1], Hiroyuki Uno[1], Koichi Nittoh[2], Mikio Uematsu[2], Takashi Kamiyama[3], Hirotaka Sato[3], Yoshiaki Kiyanagi[3] (1. SHI-ATEX Co.,Ltd., 2. Toshiba Technical Services International , 3. Hokkaido Univ.)

10:50 AM - 11:05 AM

[2E06] Study of the influence of the uncertainty of the proton beam obtained by PIGE analysis on the quantitative evaluation of PIXE analysis

*Ryoga Kamata[1], Naoto Hagura[1], Isamu Sato[1], Kunihisa Nakajima[2], Jun Kawarabayashi[1] (1. Tokyo City University, 2. Japan Atomic Energy Agency)

11:05 AM - 11:20 AM

[2E07] Study on installation of In-Air PIXE beamline on TCU-tandem

*Takaaki Matsui[1], Naoto Hagura[1], Jun Kawarabayashi[1] (1. Tokyo City University)

11:20 AM - 11:35 AM

[2E08] Estimation of the provenance of Natural Mineral Pigments by Ion Beam induced luminescence analysis

*Yuma Chikamatsu[1], Naoto Hagura[1], Jun Kawarabayashi[1], Sou Watanabe[2] (1. Tokyo City University, 2. Japan Atomic Energy Agency)

11:35 AM - 11:50 AM

[2E_GM] The 48th General Meeting of Subcommittee on Particle Accelerator and Beam Science

12:05 PM - 12:55 PM Room E (12 Bildg.2F 1225)

[2E_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network | Subcommittee on Particle Accelerator and Beam Science

©Atomic Energy Society of Japan

[2E_PL] Current status of the plan of new research reactor at the Monju site

Chair:Hideaki Mineo(JAEA)
1:00 PM - 2:30 PM Room E (12 Bildg.2F 1225)

[2E_PL01] Conceptual design study of new research reactor at the Monju Site
*Kazufumi Tsujimoto[1] (1. JAEA)

[2E_PL02] Broad utilization management for new research reactor
*Masahiro Hino[1] (1. Kyoto Univ.)

[2E_PL03] Construction of cooperation system with the locals for utilization of new research reactor.
*Masayoshi Uno[1] (1. Univ. of Fukui)

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

[2E09-12] Nuclear Data Measurement and Experimental Database

Chair:Atsushi Kimura(JAEA)
2:45 PM - 3:50 PM Room E (12 Bildg.2F 1225)

[2E09] Isotope separation by using crown ether
*Pantiwa Kumsut[1], Ryuta Hazama[1], Takaaki Yoshimoto[1], Chonlada Pitakchaianan[1], Kanyanan Kosinarkaranun[1], Anawat Rittirong[2] (1. Osaka Sangyo Univ., 2. Osaka Univ.)
2:45 PM - 3:00 PM

[2E10] The comparison of nuclear data, theoretical calculations, and experimental results for photoneutron spectra on Ta, W, and Bi targets for 17 MeV photons
*Thuong Thi Hong Nguyen[1], Toshiya Sanami[2,1], Hirohito Yamazaki[2,1], Yasuhito Sakaki[2,1], Toshiro Itoga[3], Yoichi Kirihara[4], Kenta Sugihara[2,1], Shuji Miyamoto[5], Satoshi Hashimoto[6], Yoshihiro Asano[2,5] (1. SOKENDAI, 2. KEK, 3. JASRI, 4. JAEA, 5. Osaka Univ., 6. Hyogo Univ./LASTI)
3:00 PM - 3:15 PM

[2E11] Measurement of reaction rates of Bi foil with the spallation neutrons emitted at 180 degree by means of activation technique
*Kenta SUGIHARA[1], Shin-ichiro Meigo[2], Hiroki Iwamoto[2], Fujito Maekawa[2] (1. KEK, 2. JAEA)
3:15 PM - 3:30 PM

[2E12] The Challenge of the Effective Implementation of FAIR Principles for the Experimental Nuclear Reaction Database: EXFOR
*Shin Okumura[1], Georg Schnabel[1], Arjan Koning[1] (1. IAEA)
3:30 PM - 3:45 PM

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

[2E13-17] Charged-Particle Induced Reactions

Chair:Satoshi Kunieda(JAEA)
3:50 PM - 5:10 PM Room E (12 Bildg.2F 1225)

[2E13] Measurement of the double-differential cross section (DDX) of the Al(p,xp) reaction in 400 MeV - 3 GeV protons
*Shin-ichiro Meigo[1], Yuji Yamaguchi[1], Hiroki Iwamoto[1] (1. JAEA/J-PARC)
3:50 PM - 4:05 PM

[2E14] Analysis of neutron-production double-differential cross sections in nuclear data measurements using the Kyoto University FFAG accelerator and measurement of a spallation neutron field using a ^{237}Np fission chamber.
*Hiroki Iwamoto Iwamoto[1], Shin-ichiro Meigo[1], Daiki Satoh[1], Yosuke Iwamoto[1], Kenta Sugihara[3], Yoshihiro Ishi[2], Tomonori Uesugi[2], Yasutoshi Kuriyama[2], Hiroshi Yashima[2], Katsuhisa Nishio[1] (1. JAEA, 2. Kyoto Univ., 3. KEK)
4:05 PM - 4:20 PM

[2E15] Measurement of α of 230 MeV/u incident electric charged particles production double differential cross section (2)
*Toshimasa Furuta[1], Yusuke Uozumi[1], Yuji Yamaguchi[2], Yosuke Iwamoto[2], Toshiya Sanami[3], Yusuke Koba[4] (1. Kyushu Univ., 2. JAEA, 3. KEK, 4. QST)
4:20 PM - 4:35 PM

[2E16] Mean-field model dependence of the p+12C, 27Al reaction cross sections at 100 to 200MeV region in antisymmetrized molecular dynamics
*Yuta Mukobara[1], Toshiya Sanami[2,3], Akira Ono[4], Tsunenori Inakura[1], Chikako Ishizuka[1], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Tech, 2. KEK, 3. SOKENDAI, 4. Tohoku Univ.)
4:35 PM - 4:50 PM

[2E17] Description of deuteron-induced inclusive inelastic scattering with the semiclassical distorted wave (SCDW) model

©Atomic Energy Society of Japan

*Hibiki Nakada[1], Kazuki Yoshida[2], Kazuyuki Ogata[3,1]
（1. Osaka Univ., 2. JAEA, 3. Kyushu Univ.）
4:50 PM - 5:05 PM

Room F

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 501-1 Basic Properties

[2F01-04] Basic Reaction, Basic Property

Chair:Isamu Sato(TCU)
10:00 AM - 11:05 AM Room F (12 Bildg.3F 1232)

[2F01] Oxygen potential measurements of Nd-doped (U,Pu,Am)$O_{2\pm x}$ mixed oxides
*Romain Jean-Marie Vauchy[1], Takeo Sunaoshi[1], Shun Hirooka[1], Shinya Nakamichi[1], Tatsutoshi Murakami[1], Masato Kato[1]（1. JAEA, 2. Inspection Development）
10:00 AM - 10:15 AM

[2F02] Chemical reaction between cesium compounds and zircaloy-4 at 1073 K
*Mai Dung Do Thi Do Thi[1], Tadachika Nakayama[1], Hisayuki Suematsu[1]（1. Nagaoka University of Technology）
10:15 AM - 10:30 AM

[2F03] Oxygen potential and thermal conductivity of highly Am-doped UO_2
*Masashi WATANABE[1], Keisuke YOKOYAMA[1], Masato KATO[1], Tetsushi HINO[2]（1. JAEA, 2. HGNE）
10:30 AM - 10:45 AM

[2F04] Enthalpy measurement and evaluation of specific heat on MOX at high temperature
*Shun Hirooka[1], Taku Matsumoto[1], Masato Kato[1], Masahiro Ogasawara[2]（1. JAEA, 2. Inspection Development）
10:45 AM - 11:00 AM

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 501-1 Basic Properties

[2F05-07] Machine Learning, Fast Reactor Recycling, Effective Utilization of FP

Chair:Masashi WATANABE(JAEA)
11:05 AM - 11:55 AM Room F (12 Bildg.3F 1232)

[2F05] Machine Learning Sintering Density Prediction Model for MOX Fuel Pellet
*Ryota Tsuchimochi[1], Masato Kato[1], Tatsuya Nakajima[1], Shun Hirooka[1], Masashi Watanabe[1], Shinya Nakamichi[1], Tatsutoshi murakami[1], Katsunori Ishii[1]（1. JAEA）
11:05 AM - 11:20 AM

[2F06] Demonstration research on fast reactor recycling using low decontaminated MA-bearing MOX fuels
*Yuta Horii[1], Shun Hirooka[1], Hiroki Uno[2], Masahiro Ogasawara[2], Tetsuya Tamura[2], Tadahisa Yamada[2], Naoya Furusawa[2], Shinya Nakamichi[1], Tatsutoshi Murakami[1], Masato Kato[1]（1. JAEA, 2. Inspection Development）
11:20 AM - 11:35 AM

[2F07] Study on effective utilization of fission products in irradiated fuel
*Naoki Tarumi[1], Koya Yamazaki[1], Yuki Oiwa[1], Haruaki Matsuura[1], Shunichi Suzuki[2], Isamu Sato[1]（1. Tokyo City Univ., 2. UTokyo）
11:35 AM - 11:50 AM

[2F_GM] The 50th General Meeting of Nuclear Fuel Division

12:05 PM - 12:55 PM Room F (12 Bildg.3F 1232)

[2F_GM] General Meeting

Planning Lecture | Joint Session | Nuclear Fuel Division, Computatioal Science and Engineering Division

[2F_PL] Application of numerical simulation technology to the development of nuclear fuels -Discussion version-

Chair:Isamu Sato(TCU)
1:00 PM - 2:30 PM Room F (12 Bildg.3F 1232)

[2F_PL01] Status of LWR Fuel Model Development of the Open Source Fuel Performance Code FEMAXI-8【Review】
*Yutaka Udagawa[1]（1. JAEA）

[2F_PL02] Development of irradiation behavior simulation for fast reactor MOX fuels【Review】
*Masato Kato[1]（1. JAEA）

[2F_PL03] Current status and future prospect of molecular simulations for structural materials【Review】
*Taira Okita[1]（1. UTokyo）

[2F_PL04] Computational science studies on the physical properties of nuclear fuel materials【Review】
*Hiroki Nakamura[1]（1. JAEA）

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 501-2

©Atomic Energy Society of Japan

Nuclear Fuel and the Irradiation Behavior

[2F08-10] Dry Storage

Chair:Kinya Nakamura(CRIEPI)
2:45 PM - 3:35 PM Room F (12 Bildg.3F 1232)

[2F08] Effects of Thermal Annealing on Mechanical Property and Microstructure of BWR Spent Fuel Cladding during Dry Storage

*Masaki Aomi[1], Daichi Yamada[2], Akihiro Shima[2], Hideshi TEZUKA[2], Masashi Shimizu[3], Ishioka Shinichi[3], Kan Sakamoto[4], Yusuke Miura[4], Hiroki Yokoyama[4] (1. GNF-J, 2. TEPCO HD, 3. HGNE, 4. NFD)

2:45 PM - 3:00 PM

[2F09] Effects of Thermal Annealing on Mechanical Property and Microstructure of BWR Spent Fuel Cladding during Dry Storage

*Yusuke Miura[1], Kan Sakamoto[1], Hiroki Yokoyama[1], Masaki Aomi[2], Masashi Shimizu[3], Shinichi Ishioka[3], Daichi Yamada[4], Akihiro Shima[4], Hideshi Tezuka[4] (1. NFD, 2. GNF-J, 3. HGNE, 4. TEPCO HD)

3:00 PM - 3:15 PM

[2F10] Effect of Thermal Annealing on Mechanical Property and Microstructure of BWR Spent Fuel Cladding during Dry Storage

*Hiroki Yokoyama[1], Kan Sakamoto[1], Yusuke Miura[1], Masaki Aomi[2], Masashi Shimizu[3], Shinichi Ishioka[3], Daichi Yamada[4], Akihiro Shima[4], Hideshi Tezuka[4] (1. NFD, 2. GNF-J, 3. HGNE, 4. TEPCO HD)

3:15 PM - 3:30 PM

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

[2F11-15] Next Generation Fuel, Accident Tolerant Fuel

Chair:Shun Hirooka(JAEA)
3:35 PM - 5:00 PM Room F (12 Bildg.3F 1232)

[2F11] MOX fuel technologies for next-generation nuclear reactors

*Masato Kato[1], Shun Hirooka[1], Masashi Watanabe[1], Romain Vauchy[1], Takumi Oki[1] (1. JAEA)

3:35 PM - 3:50 PM

[2F12] MOX fuel technologies for next-generation nuclear reactors

*Takumi Oki[1], Masato Kato[1], Yoshihisa Ikusawa[1], Shun Hirooka[1] (1. JAEA)

3:50 PM - 4:05 PM

[2F13] Technological development of the particle size adjustment of recycle powder

*Tomoomi Segawa[1], Koichi Kawaguchi[1], Katsunori Ishii[1], Kazuya Yamamoto[1], Takayoshi Makino[1], Kazuyuki Okumura[1] (1. JAEA)

4:05 PM - 4:20 PM

[2F14] Sintering behavior of dry-recycled MOX powder with various particle size distribution

*Kohei Hayashizaki[1], Shun Hirooka[1], Takeo Sunaoshi[2], Shinya Nakamichi[1], Tatsutoshi Murakami[1] (1. JAEA, 2. Inspection Development)

4:20 PM - 4:35 PM

[2F15] Behavior of Chromium-coated Zirconium alloy fuel rods in simulated beyond design basis accident

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

4:35 PM - 4:50 PM

Room G

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

[2G01-04] FP behavior, High Temperature Corrosion

Chair:YOICHI WADA(Hitachi)
10:00 AM - 11:10 AM Room G (13 Bildg.1F 1311)

[2G01] Evaluation of Short and Long-Term Behavior of Radioactive Nuclides Distributed in Fukushima Daiichi NPP

*Chiaki Kino[1], Tezuka Kenichi[1], Karasawa Hidetoshi[2], Uchida Shunsuke[2] (1. IAE, 2. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM

[2G02] Chemical reaction behavior between cesium hydroxide and iron rust under various atmospheric conditions

*Jumpei Imoto[1], Kunihisa Nakajima[1], Masahiko Osaka[1] (1. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM

[2G03] Corrosion behavior of nickel bearing materials in molten salts FLiNaK and LiCl-KCl

*Ariel Christ Gaynellius[1], Masatoshi Kondo[1] (1. Tokyo Tech)

10:30 AM - 10:45 AM

[2G04] Study on chemical compatibility of 316L austenitic steel in liquid lithium-lead at 1173 K

*Kenshi Ohno[1], Susumu Hatakeyama[1], Naoko Oono[2], Masatoshi Kondo[1] (1. Tokyo Tech, 2. Yokohama

©Atomic Energy Society of Japan

Natiol. Univ.)
10:45 AM - 11:00 AM

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

[2G05-07] Radiolysis and Electrochemistry

Chair:Yutaka Watanabe(Tohoku Univ.)
11:10 AM - 12:00 PM Room G (13 Bildg.1F 1311)

[2G05] The effects of hydrogen addition on the corrosive conditions of PWR primary coolant under irradiation
*Kuniki Hata[1], Shunsuke Uchida[1], Satoshi Hanawa[1], Yasuhiro Chimi[1], Tomonori Satoh[1] (1. JAEA)
11:10 AM - 11:25 AM

[2G06] The effects of hydrogen addition on the corrosive conditions of PWR primary coolant under irradiation
*Shunsuke Uchida[1], Kuniki Hata[1], Satoshi Hanawa[1], Yasuhiro Chimi[1], Tomonori Satoh[1] (1. JAEA)
11:25 AM - 11:40 AM

[2G07] Electrochemical Corrosion Potential Calculation Model for Hydrogen Peroxide Environment with Electrochemical Parameters Determined by Polarization Measurements
*YOICHI WADA[1], Kazushige Ishida[1], Masahiko Tachibana[1], Mayu Sasaki[2], Makoto Nagase[2], Ryosuke Shimizu[2] (1. Hitachi, Ltd., 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)
11:40 AM - 11:55 AM

Planning Lecture | Technical division and Network | Water Chemistry Division

[2G_PL] Water Chemistry Activities Required for Nuclear Power Plants Restart

ChairYutaka Watanabe:(Tohoku Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room G (13 Bildg.1F 1311)

[2G_PL01] PWR Primary and Secondary Water Chemistry Management for Plant Start-Up after Long-Term Outage
*Akihiro Maeda[1] (1. MHI)

[2G_PL02] Activities on the Optimization of Dissolved Hydrogen Concentration in PWR Primary Coolant as a Countermeasure Against Aging Plants
*Wataru Sugino[1] (1. JAPC)

[2G_PL03] CF Management to Backwash after the Plant Long-Term Outage
*Hayato Rokusawa[1] (1. Tohoku-EPCO)

[2G_PL04] Measurement of Electrochemical Corrosion Potential in BWRs
*Tsuyoshi Ito[1] (1. Hitachi)

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

[2G08-12] Stabilization and Immobilization 1

Chair:Ryosuke Maki(Okayama Univ. of Science)
2:45 PM - 4:05 PM Room G (13 Bildg.1F 1311)

[2G08] A study of the compaction properties of potassium and metakaolin-based geopolymers for radioactive metals.
*Yaru Yang[1], Hisayuki Suematsu[1], Thi Mai Dung Do[2], Thi Chau Duyen Le[4], Tadachika Nakayama[1], Koichi Niihara[1], Gordon Thorogood[3] (1. Extreme Energy-Density Research Institute, Nagaoka University of Technology , 2. Department of Nuclear System Safety Engineering, Nagaoka University of Technology, 3. ANSTO, New Illawarra Rd, Lucas Heights, NSW, 2234, Australia , 4. Dandang University of Science and Technology,54 Nguyen Luong Bang, Lien Chieu, Danang City, Vietnam)
2:45 PM - 3:00 PM

[2G09] Leaching behavior of Cs from cement and geopolymer solidified forms of Cs adsorbent and fly ash
*Lang Lang[1], Kanako Toda[1], Takumi Saito[1] (1. UTokyo)
3:00 PM - 3:15 PM

[2G10] Investigation of possible triggers why alkali-activated materials can be crystalised: A review
*Azusa Ito[1], Ryoichiro Kuroki[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)
3:15 PM - 3:30 PM

[2G11] Cs retention property of geopolymer waste
*Makoto Arisaka[1], Tomoaki Kato[1], Yusyke Sagawa[2], Vincent Cantarel[1] (1. JAEA, 2. NECO)
3:30 PM - 3:45 PM

[2G12] Development of novel mixing method using Resonance Acoustic Mixer for improving performance of solidified cement
*Koichi Tabata[1], Junya Sato[1], Toshimitsu Saito[1], Jun Suahara[1], Takumi Taniguchi[1], Takeshi Osugi[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)
3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

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

[2G13-17] Stabilization and Immobilization 2

Chair:Makoto Arisaka(JAEA)
4:05 PM - 5:25 PM Room G (13 Bildg.1F 1311)

[2G13] Challenge of Novel Hybrid-waste-solidification of Mobile Nuclei Generated in Fukushima Nuclear Power Station and Establishment of Rational Disposal Concept and its Safety Assessment

*Masahiko Nakase[1], Shinta Watanabe[1], Ryosuke Maki[2], Satofumi Maruyama[4], Hidetoshi Kikunaga[3], Tohru Kobayashi[5], Tomofumi Sakuragi[6], Hamada Ryo[6], Miki Harigai[6], Hidekazu Asano[6] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Okayama University of Science, 3. Tohoku University, 4. TOkyo City University, 5. Japan Atomic Energy Agency, 6. Radioactive Waste Management Funding and Research Center)

4:05 PM - 4:20 PM

[2G14] Challenge of Novel Hybrid-waste-solidification of Mobile Nuclei Generated in Fukushima Nuclear Power Station and Establishment of Rational Disposal Concept and its Safety Assessment

*Ryosuke Maki[1], Masahiko Nakase[2], Shinta Watanabe[2], Satofumi Maruyama[3], Hidetoshi Kikunaga[4], Tohru Kobayashi[5], Tomofumi Sakuragi[6], Ryo Hamada[6], Miki Harigai[6], Hidekazu Asano[6] (1. Okayama University of Science, 2. Tokyo Institute of Technology, 3. Tokyo City University, 4. Tohoku University, 5. Japan Atomic Energy Agency, 6. Radioactive Waste Management Funding and Research Center)

4:20 PM - 4:35 PM

[2G15] Challenge of Novel Hybrid-waste-solidification of Mobile Nuclei Generated in Fukushima Nuclear Power Station and Establishment of Rational Disposal Concept and its Safety Assessment

*Satofumi MARUYAMA[1], Satoshi NOMURA[1], Ryosuke MAKI[2], Masahiko NAKASE[3], Shinta WATANABE[3], Hidetoshi KIKUNAGA[4], Miki HARIGAI[5], Tomofumi SAKURAGI[5], Ryo HAMADA[5], Hidekazu ASANO[5] (1. TCU, 2. OUS, 3. Tokyo Tech, 4. Tohoku Univ., 5. RWMC)

4:35 PM - 4:50 PM

[2G16] Challenge of Novel Hybrid-waste-solidification of Mobile Nuclei Generated in Fukushima Nuclear Power Station and Establishment of Rational Disposal Concept and its Safety Assessment

*Tohru Kobayashi[1], Masahiko Nakase[2], Shinta Watanabe[2], Ryosuke Maki[3], Satohumi Maruyama[4], Hidetoshi Kikunaga[5], Hidekazu Asano[6], Tomohumi Sakuragi[6], Ryo Hamada[6], Miki Harigai[6] (1. JAEA, 2. Tokyo Tech, 3. OUS, 4. TCU, 5. Tohoku Univ., 6. RWMC)

4:50 PM - 5:05 PM

[2G17] Challenge of Novel Hybrid-waste-solidification of Mobile Nuclei Generated in Fukushima Nuclear Power Station and Establishment of Rational Disposal Concept and its Safety Assessment

*Miki Harigai[1], Ryo Hamada[1], Tomofumi Sakuragi[1], Hidekazu Asano[1], Watanabe Shinta[2], Masahiko Nakase[2], Ryosuke Maki[3], Hidetoshi Kikunaga[4], Toru Kobayashi[5] (1. RWMC, 2. Tokyo Tech, 3. Okayama Univ. of Sci., 4. Tohoku Univ., 5. JAEA)

5:05 PM - 5:20 PM

Room H

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

[2H01-05] Hydrogen Generation, Boiling and Drying out Accident

Chair:Kenji Nishihara(JAEA)
10:00 AM - 11:25 AM Room H (13 Bildg.1F 1312)

[2H01] Investigation on the temperature dependence of G value of H_2 in Reprocessing Solutions

*Yuta Kumagai[1], Kanichi Oyama[2], Tomonori Sato[1], Yasuhiro Ishijima[1], Mitsumasa Taguchi[3], Masayuki Watanabe[1], Yuma Abe[1,2], Masanao Nakano[2], Yoshikazu Tamauchi[2] (1. JAEA, 2. JNFL, 3. QST)

10:00 AM - 10:15 AM

[2H02] Investigation on the temperature dependence of G value of H_2 in Reprocessing Solutions

*Yuma Abe[1,2], Yuta Kumagai[1], Shinobu Hotoku[1], Masao Inoue[1], Sachiko Suzuki[1], Tomohiro Toigawa[1], Masayuki Watanabe[1], Masanao Nakano[2], Kanichi Oyama[2], Yoshikazu Tamauchi[2] (1. JAEA, 2. JNFL)

10:15 AM - 10:30 AM

[2H03] Development of PIRT for Boiling and Drying out Accident Analysis at Fuel Reprocessing Plant

*Yuki Amano[1], Yuichi Yamane[1], Ken Muramatsu,

©Atomic Energy Society of Japan

Daisuke Fujiwara[2], Hisayuki Kyo[2] （1. JAEA, 2. TEPSYS）
10:30 AM - 10:45 AM

[2H04] Development of PIRT for Boiling and Drying out Accident Analysis at Fuel Reprocessing Plant
*Hisayuki Kyo[1], Takashi Kodama[2], Yuki Amano[3], Yuichi Yamane[3], Daisuke Fujiwara[1], Shingo Matsuoka[5], Ken Muramatsu[4] （1. TEPCO SYSTEMS CORPORATION, 2. Japan Nuclear Fuel Limited, 3. Japan Atomic Energy Agency, 4. TOKYO CITY UNIVERSITY, 5. UI Science. inc）
10:45 AM - 11:00 AM

[2H05] Development of PIRT for Boiling and Drying out Accident Analysis at Fuel Reprocessing Plant
*Daisuke Fujiwara[1], Hisayuki Kyo[1], Yuuki Amano[3], Yuichi Yamane[3], Takashi Kodama[2], Shingo Matsuoka[4] （1. TEPSYS, 2. JNFL, 3. JAEA, 4. UI）
11:00 AM - 11:15 AM

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

[2H06-07] Spent Fuel Management

Chair:Koichiro Takao(Tokyo Tech)
11:25 AM - 12:00 PM Room H (13 Bildg.1F 1312)

[2H06] Management of plu-thermal spent fuel
*Takumi Abe[1], Kenji Nishihara[1] （1. JAEA）
11:25 AM - 11:40 AM

[2H07] Management of plu-thermal spent fuel
*Kenji Nishihara[1], Takumi Abe[1] （1. Japan Atomic Energy Agency）
11:40 AM - 11:55 AM

[2H_GM] The 29th General Meeting of Committee on Nuclear Non-Proliferation, Safeguards and Security

12:05 PM - 12:55 PM Room H (13 Bildg.1F 1312)

[2H_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Non-Proliferation, Safeguards, Nuclear Security Network

[2H_PL] Reduction of Highly Enriched Uranium and Nuclear Nonproliferation for Research Reactors

Chair:Masato Hori(JAEA)
1:00 PM - 2:30 PM Room H (13 Bildg.1F 1312)

[2H_PL01] Activities on the Nuclear Non-Proliferation and Nuclear Security in MEXT
*Masafumi Sato[1] （1. MEXT）

[2H_PL02] Recent Efforts and International Trends in Reduction of Uranium Enrichment for Research Reactors
*Hironobu Unesaki[1] （1. Kyoto Univ.）

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

[2H08-10] Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security for Future Nuclear System

Chair:Yoshiki Kimura(JAEA)
2:45 PM - 3:35 PM Room H (13 Bildg.1F 1312)

[2H08] Update of White Papers on Proliferation Resistance and Physical Protection
*Tomooki Shiba[1] （1. JAEA）
2:45 PM - 3:00 PM

[2H09] Small and medium modular light water reactor with inherent nuclear safety and non-proliferation features-Evaluation of Nuclear Security-
*Natsumi Mitsuboshi[1], Hiroshi Sagara[1] （1. Tokyo Tech）
3:00 PM - 3:15 PM

[2H10] Feasibility on offshore floating nuclear power plant in terms of 3S characteristics
(1) The behavior of hyper-velocity jet in the water generated by shaped charge
*Daisuke Hara[1], Hiroshi Sagara[1] （1. Tokyo Institute of Technology）
3:15 PM - 3:30 PM

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

[2H11-14] Physical Protection

Chair:Hori Masato(JAEA)
3:35 PM - 4:40 PM Room H (13 Bildg.1F 1312)

[2H11] Mechanization in controlled area entry verification
*masayuki narita[1], tomobu shibano[1], junichi taira[1] （1. Tokyo electric power company holdings Kashiwazaki-Kariwa nuclear power plant）
3:35 PM - 3:50 PM

[2H12] Design of a virtual cyber physical system for simulating cyber-attacks on nuclear facilities
*YUE XIAO[1], FEIYAN DONG[1], SHI CHEN[1], KAZUYUKI DEMACHI[1] （1. UTokyo）

©Atomic Energy Society of Japan

3:50 PM - 4:05 PM

[2H13] Game Engine Based Data Augmentation for Malicious Behaviors Identification in Nuclear Security

*Xingyu Song[1], Zhan Li[1], Shi Chen[1], Kazuyuki Demachi[1] (1. UTokyo)

4:05 PM - 4:20 PM

[2H14] Temporal scene graph based action sequence analysis for malicious behaviors identification in nuclear security

*ZHAN LI[1], XINGYU SONG[1], SHI CHEN[1], KAZUYUKI DEMACHI[1] (1. UTokyo)

4:20 PM - 4:35 PM

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

[2H15-17] Nuclear Detection and Nuclear Forensics

Chair:Tomooki Shiba(JAEA)

4:40 PM - 5:30 PM Room H (13 Bildg.1F 1312)

[2H15] Improvement of a low-cost and transportable device for detecting nuclear materials

*Masao Komeda[1], Yosuke Toh[1], Kosuke Tanabe[2] (1. JAEA, 2. NRIPS)

4:40 PM - 4:55 PM

[2H16] Development of Gamma-ray Source Location Estimation Technology by Using Voxel-Type Detector Module

*Yoshiki Kimura[1], Tohn Takahashi[1] (1. JAEA)

4:55 PM - 5:10 PM

[2H17] The Evaluation of Nuclear Forensics Analytical Capability in the 7th Collaborative Materials Exercise of the Nuclear Forensics (CMX-7)

*Yoshiki Matsui[1], Yoshiki Kimura[1], Yuji Umino[1], Masaharu Hosoi[1], Tetsuya Matsumoto[1], Nobuo Shinohara[1], Hitoshi Yamazaki[1], Tomoki Yamaguchi[1] (1. JAEA)

5:10 PM - 5:25 PM

Room I

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

[2I01-05] Waste Management 1

Chair:Tsuyoshi Usami(CRIEPI)

9:30 AM - 10:50 AM Room I (13 Bildg.1F 1313)

[2I01] α-emitting nuclides analysis of the stagnant water including sediments in Fukushima Daiichi NPS

Kazuki Ouchi[1], *Toshitaka Oka[1], Takumi Yomogida[1], Shiori Morii[1], Yoshihiro Kitatsuji[1], Yoshikazu Koma[1], Katsuhiro Konno[2] (1. JAEA, 2. TEPCO HD)

9:30 AM - 9:45 AM

[2I02] α-emitting nuclides analysis of the stagnant water including sediments in Fukushima Daiichi NPS

*Takumi Yomogida[1], Kazuki Ouchi[1], Shiori Morii[1], Toshitaka Oka[1], Yoshihiro Kitatsuji[1], Yoshikazu Koma[1], Katuhiro Konno[2] (1. JAEA, 2. TEPCO HD)

9:45 AM - 10:00 AM

[2I03] α-emitting nuclides analysis of the stagnant water including sediments in Fukushima Daiichi NPS

*Akane Usui[1], Yukako Yamaguchi[1], Yoshihiro Sekio[1], Koji Maeda[1], Yoshikazu Koma[1], Katsuhiro Konno[2] (1. JAEA, 2. TEPCO HD)

10:00 AM - 10:15 AM

[2I04] α-emitting nuclides analysis of the stagnant water including sediments in Fukushima Daiichi NPS

*Kazuki Ouchi[1], Masami Nakada[1], Takumi Yomogida[1], Toshitaka Oka[1], Yoshikazu Koma[1], Yoshihiro Kitatsuji[1] (1. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM

[2I05] α-emitting nuclides analysis of the stagnant water including sediments in Fukushima Daiichi NPS

*Ayako Nitta[1,2], Hiroshi Hinai[1,2], Shinichi Kitawaki[1,2], Yoshikazu Koma[1,2] (1. JAEA, 2. IRID)

10:30 AM - 10:45 AM

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

[2I06-09] Waste Management 2

Chair:Masahiko Nakase(Tokyo Tech)

10:50 AM - 11:55 AM Room I (13 Bildg.1F 1313)

[2I06] Atmospheric effects on the formation of cesium-bearing deposits on concrete and aggregate at 200 °C

*NHUT VU LUU[1], KUNIHISA NAKAJIMA[1] (1. JAEA)

10:50 AM - 11:05 AM

[2I07] Particulate plutonium released from the Fukushima Daiichi meltdowns

*Satoshi Utsunomiya[1], Shinya Yamsaki[2], Kenji Horie[3],

©Atomic Energy Society of Japan

Mami Takehara[3], Toshihiko Ohnuki[4], Gareth Law[5], Bernd Grambow[6], Rodney C. Ewing[7] (1. Kyushu University, 2. University of Tsukuba, 3. National Institute of Polar Research, 4. Tokyo Institute of Technology, 5. University of Helsinki, 6. University of Nantes, 7. Stanford University)

11:05 AM - 11:20 AM

[2I08] Effect of Silicon on time-course changes of H-Na ion exchange reaction with A-type zeolites

*Haruki Nishida[1], Kosei Hashimoto[1], Toshimasa Ohashi[1], Takahiko Sugiyama[1] (1. Nagoya Univ.)

11:20 AM - 11:35 AM

[2I09] Characterization of radioactive samples at Fukushima Daiichi NPS site

*Risa Motoyama[1,2], Hiroshi Hinai[1,2], Yoshikazu Koma[1,2], Shinichi Kitawaki[1,2] (1. JAEA, 2. IRID)

11:35 AM - 11:50 AM

[2I_GM] The 58th General Meeting of Division of Nuclear Fuel Cycle and Environment

12:05 PM - 12:55 PM Room I (13 Bildg.1F 1313)

[2I_GM] General Meeting

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

[2I_PL] Progress Status and Future Issues of Development of Analysis and Estimation Technology for Fuel Debris Characterization

Chair:Takayuki Sasaki(Kyoto Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room I (13 Bildg.1F 1313)

[2I_PL01] Overview of Progress Status of Analysis and Estimation Technology Development for Fuel Debris Characterization

*Junichi Nakano[1] (1. NDF)

[2I_PL02] Mid-and-Long Term Plan for Accident Investigation and Progress Status of Samples Obtained at the Fukushima Daiichi NPS

*Masato Mizokami[1] (1. TEPCO HD)

[2I_PL03] Progress Status of Development of Technology for Enhanced Analysis Accuracy of Fuel Debris and International Joint Project

*Shinichi Koyama[1] (1. JAEA)

[2I_PL04] Progress Status of Development of Estimation Technology for Aging Properties of Fuel Debris

*Akihiro Suzuki[1] (1. NDF)

[2I_PL05] Progress Status of Development of Non-Destructive Assay Technologies for Sorting and Segregation of Fuel Debris and Others

*Masaki Kamada[1] (1. MHI)

[2I_PL06] Discussion

*Kazuyuki Kato[1], All Presenters (1. NDF)

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

[2I10-14] Waste Management 3

Chair:Satoshi Utsunomiya(Kyushu Univ.)
2:45 PM - 4:05 PM Room I (13 Bildg.1F 1313)

[2I10] Study on advanced nuclear energy system based on the environmental impact of radioactive waste disposal

*Ryo Hamada[1], Hidekazu Asano[1], Tomofumi Sakuragi[1], Miki Harigai[1] (1. RWMC)

2:45 PM - 3:00 PM

[2I11] Study on Advanced Nuclear Energy System Based on the Environmental Impact of Radioactive Waste Disposal

*Chi Young HAN[1], Hiroshi SAGARA[1], Hidekazu ASANO[2] (1. Tokyo Tech, 2. RWMC)

3:00 PM - 3:15 PM

[2I12] Study on advanced nuclear energy system based on the environmental impact of radioactive waste disposal

*Tatsuro Matsumura[1], Hidekazu Asano[2], Tomofumi Sakuragi[2], Ryo Hamada[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. RWMC)

3:15 PM - 3:30 PM

[2I13] Study on advanced nuclear energy system based on the environmental impact of radioactive waste disposal

*Go Chiba[1], Hidekazu Asano[2], Tatsuro Matsumura[3] (1. Hokkaido Univ., 2. RWMC, 3. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

[2I14] Study on advanced nuclear energy system based on the environmental impact of radioactive waste disposal

*Hidekazu Asano[1], Tomofumi Sakuragi[1], Ryo Hamada[1], Chi Young Han[2], Masahiko Nakase[2], Tatsuro Matsumura[3], Go Chiba[4], Hiroshi Safara[2], Kenji Takeshita[2] (1. RWMC, 2. Tokyo Tech, 3. JAEA, 4. Hokkaido Univ.)

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

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

[2I15-19] Waste Management 4

Chair:Toshitaka Oka(JAEA)
4:05 PM - 5:25 PM Room I (13 Bildg.1F 1313)

[2I15] Decomposition of Dibutyl Phosphate by Pulsed Discharge over Water Surface

*Katsuyuki Takahashi[1], Tetsu Sakakibara[1], Koichi Takaki[1], Tatsuya Horimai[2], Norio Kanehira[2] (1. Iwate University, 2. Japan Nuclear Fuel Ltd.)

4:05 PM - 4:20 PM

[2I16] Exam for the Mineralization of Analytical Waste liquid – metallic ion, processing speed comparing -

*Takahiro Kikuchi[1], Kenji Hirota[1], Takahiro Konno[1], Naoki Sekine[1], Yuto Tazawa[1] (1. JAEA)

4:20 PM - 4:35 PM

[2I17] Development of universal XRF (X-Ray Fluorescence) automatic semi-quantitative analysis program for various matrices sample including highly uranium contained sample

*Hiroki Nishiwaki[1], Mitsuo Nomura[1], Miyagi Takuma[2], Tatsumi Arima[3] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. AMETEK, 3. Kyushu Univ.)

4:35 PM - 4:50 PM

[2I18] Development of nondestructive identification method by using high-energy X-ray CT for disposal-restricted materials in radioactive waste containers

*Masashi Murakami[1], Yukihiko Yoshida[1], Nobuhito Nango[2], Shogo Kubota[2], Takuya Kurosawa[3], Toshiki Sasaki[1] (1. JAEA, 2. Ratoc System Engineering, 3. Nuclear Engineering)

4:50 PM - 5:05 PM

[2I19] Demonstration of an Incinerator for Flame-retarded TRU Wastes(8)

*Kiyoto Yamashita[1], Shota Maki[1], Kazuhiro Yokosuka[1], Masahiro Fukui[1], Keisuke Iemura[1] (1. JAEA)

5:05 PM - 5:20 PM

Room J

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

[2J01-05] Gas-Liquid Two-Phase Flow 1

Chair:Riichiro Okawa(CRIEPI)
9:30 AM - 10:50 AM Room J (13 Bildg.2F 1321)

[2J01] Effect of small-scale bubble swarm behavior on aerosol removal in pool scrubbing

*Sasuke Kadoma[1], Kiichi Kohno[1], Akiko Kaneko[1] (1. Univ. of Tsukuba)

9:30 AM - 9:45 AM

[2J02] Decontamination Behavior of Aerosols in a Single Bubble during Pool Scrubbing

*Kiichi Kohno[1], Sasuke Kadoma[1], Akiko Kaneko[1] (1. University of Tsukuba)

9:45 AM - 10:00 AM

[2J03] Effect of heat dissipation within wall on pool boiling critical heat flux

*Daichi Yanagita[1], Tomio Okawa[1], Yasuo Koizumi[1] (1. UEC)

10:00 AM - 10:15 AM

[2J04] Measurement of transient temperature distributions on heated rod bundle using optical fiber sensors at high pressure and temperature

*Takahiro Arai[1], Riichiro Okawa [1], Atsushi Ui [1], Masahiro Furuya[1], Tsugumasa Iiyama[1], Shota Ueda[1], Kenetsu Shirakawa[1] (1. CRIEPI)

10:15 AM - 10:30 AM

[2J05] Experimental study on breakup and splashing for liquid jet discharged from oval nozzle

*Guofu Sun[1], Yi Zhan[1], Tomio Okawa[1], Mitsuhiro Aoyagi[2], Akihiro Uchibori[2], Yasushi Okano[2] (1. The University of Electro-Communications, 2. Japan Atomic Energy Agency)

10:30 AM - 10:45 AM

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

[2J06-09] Gas-Liquid Two-Phase Flow 2

Chair:Hiroyuki Yoshida(JAEA)
10:50 AM - 12:00 PM Room J (13 Bildg.2F 1321)

[2J06] Measurement of Boiling Entrainment Rate from a Liquid Film Flowing Downwards on a Vertical Heated Surface

*Raka Firman Baskara Permana[1], Tomio Okawa[1], Yuki Narushima[2], Hajime Furuichi[2], Kenichi Katono[2] (1. UEC, 2. Hitachi)

10:50 AM - 11:05 AM

[2J07] Development of a gas-liquid two-phase flow image analysis method using deep learning based object detection and recognition techniques

*Eguchi Kohei[1], Miwa Shuichiro[2], Sawa Kazuhiro[1] (1.

©Atomic Energy Society of Japan

Hokkaido Univ., 2. UTokyo)
11:05 AM - 11:20 AM

[2J08] Effects of Liquid Viscosity on Flow Characteristics in a Vertical Pipe under Flooding Conditions
*Toshiya Takaki[1], Michio Murase[1], Masaki Yamashita[2], Ryo Kurimoto[2], Kosuke Hayashi[2], Akio Tomiyama[2] (1. INSS, 2. Kobe Univ.)
11:20 AM - 11:35 AM

[2J09] Electrode structure to reduce crosstalk for concentration distribution measurement of high-electric conductivity solution
*Tsugumasa Iiyama[1], Takahiro Arai[1], Masahiro Furuya[1] (1. CRIEPI)
11:35 AM - 11:50 AM

[2J_GM] The 61st General Meeting of Thermal Hydraulics Division

12:05 PM - 12:55 PM Room J (13 Bildg.2F 1321)

[2J_GM] General Meeting

Planning Lecture | Over view Report | Research Committee for Mechanistic Evaluation of Critical Heat Flux for Nuclear Reactors[Co-organized by Thermal-Hydraulics Division, Computational Science and Engineering Division]

[2J_PL] Activity report of research committee for mechanistic evaluation of critical heat flux for nuclear reactors

Chair:Tomio Okawa(UEC)
1:00 PM - 2:30 PM Room J (13 Bildg.2F 1321)

[2J_PL01] Current status of experimental studies and measurement techniques in pool boiling
*Shinichiro Uesawa[1] (1. JAEA)

[2J_PL02] Experimental investigation on transient critical heat flux in rod bundle
*Takahiro Arai[1] (1. CRIEPI)

[2J_PL03] Challenges to validate two-phase flow and boiling simulation
*Hiroyuki Yoshida[1] (1. JAEA)

[2J_PL04] Discussion about evaluation methods for critical heat flux
*Ayako Ono[1] (1. JAEA)

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

[2J10-16] Numerical Analysis

Chair:Takahiro Arai(CRIEPI)
2:45 PM - 4:40 PM Room J (13 Bildg.2F 1321)

[2J10] TRACE code analysis for thermal hydraulics behavior of NPP to contribute to best estimate of pressurized thermal shock
*Riichiro Okawa[1], Masahiro Furuya[1] (1. CRIEPI)
2:45 PM - 3:00 PM

[2J11] Investigation of Core Coolability during an Accident by Reactor Water Injection Using Severe Accident Analysis Code ASYST/SCDAPSIM
*Yoshihiro Morita[1], Masanori Naitoh[1] (1. AdvanceSoft)
3:00 PM - 3:15 PM

[2J12] Evaluation on Reactor Core Degradation and Relocation at Severe Accident
*Koji Nishida[1], Naoki Sano[1], Seitaro Sakurai[1], Michio Murase[1] (1. INSS)
3:15 PM - 3:30 PM

[2J13] Analysis of breakup and agglomeration behavior of high-temperature melt by THERMOS-JBREAK
*Wataru Kikuchi[1], Akitoshi Hotta[1] (1. Nuclear Regulation Authority)
3:30 PM - 3:45 PM

[2J14] Numerical Analysis of Condensation Heat Transfer from Saturated Steam-Air Mixture in a Vertical Pipe
*Michio Murase[1], Yoichi Utanohara[1] (1. Institute of Nuclear Safety system, Inc.)
3:45 PM - 4:00 PM

[2J15] Development of Numerical Simulation Method to Evaluate Heat Transfer of Fuel Debris in Air Cooling
*Shinichiro Uesawa[1], Susumu Yamashita[1], Mitsuhiko Shibata[1], Hiroyuki Yoshida[1] (1. JAEA)
4:00 PM - 4:15 PM

[2J16] Development of Advanced Neutronics/Thermal-Hydraulics Coupling Simulation System
*Tomohiro Kamiya[1], Ayako Ono[1], Kenichi Tada[1], Susumu Yamashita[1], Yasunobu Nagaya[1], Hiroyuki Yoshida[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)
4:15 PM - 4:30 PM

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

[2J17-19] Fast Reactor Thermal Hydraulics

Chair:Koji Morita(Kyushu Univ.)
4:40 PM - 5:30 PM Room J (13 Bildg.2F 1321)

[2J17] Study on coolant behavior in damaged core of

©Atomic Energy Society of Japan

sodium-cooled fast reactor

*Naoya Odaira[1], Seishiro Yamamoto[1], Daisuke Ito[1], Kei Ito[1], Yasushi Saito[1], Yuya Imaizumi[2], Ken-ichi Matsuba[2], Kenji Kamiyama[2] (1. Kyoto Univ., 2. JAEA)

4:40 PM - 4:55 PM

[2J18] Study on coolant behavior in damaged core of sodium-cooled fast reactor

*Daisuke Ito[1], Naoya Odaira[1], Kei Ito[1], Yasushi Saito[1], Yuya Imaizumi[2], Kenichi Matsuba[2], Kenji Kamiyama[2] (1. Kyoto Univ., 2. JAEA)

4:55 PM - 5:10 PM

[2J19] PLANDTL-2 Experiment for Evaluation of Decay Heat Removal in Sodium-cooled Fast Reactors

*Toshiki Ezure[1], Yuta Akimot[1], Mitsuyo Tsuji[1], Akikazu Kurihara[1], Masaaki Tanaka[1] (1. JAEA)

5:10 PM - 5:25 PM

Room K

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

[2K01-03] Uncertainty Analysis

Chair:Kenichi Tada(JAEA)

9:30 AM - 10:20 AM Room K (13 Bildg.2F 1322)

[2K01] BEAVRS Benchmark Analysis of HZP Condition using JENDL-5

*Motomu Suzuki[1] (1. CRIEPI)

9:30 AM - 9:45 AM

[2K02] Uncertainty analysis of PWR MOX/UO2 core transient benchmark using CASMO5/TRACE/PARCS

*SHIGEKI SHIBA[1] (1. Nuclear Regulation Authority)

9:45 AM - 10:00 AM

[2K03] Reduction of Calculation Uncertainty in Prompt Neutron Decay Constant due to Thermal Neutron Scattering Law of Water by Bayesian Monte Carlo

*Yoshinari Harada[1], Hibiki Yamaguchi[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] (1. NAGOYA university)

10:00 AM - 10:15 AM

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

[2K04-09] Experimental Analysis Method

Chair:Tsuyoshi Misawa(Kyoto Univ.)

10:20 AM - 12:00 PM Room K (13 Bildg.2F 1322)

[2K04] Pulse shape of fast neutron detector by using Pu-Be neutron source

*HIROYUKI FUKUDA[1], TADAFUMI SANO[1], TAKASHI KANDA[1], MASAKI GOTO[1], SHOICHI IKEDA[1], YASUNORI MATSUO[1], KENGO HASHIMOTO[1] (1. Kindai Univ.)

10:20 AM - 10:35 AM

[2K05] The estimation of the power profile and reactivity by using cubic spline interpolation

*Yuichi Yamane[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

10:35 AM - 10:50 AM

[2K06] Core power distribution re-construction method based on the ex-core detector with power correlation between fuel regions

*Rei Kimura[1], Tadafumi Sano[2], Yuki Nakai[1], Atsushi Sakon[2], Satoshi Wada[1] (1. TOSHIBA ESS, 2. Kindai Univ.)

10:50 AM - 11:05 AM

[2K07] A Study for Reactor Noise Measurement in Power Operation at Kyoto Univ. Reactor Part.6

*Sin-ya Hohara[1], Atsushi Sakon[1], Takashi Kanda[1], Masaki Goto[1], Tadafumi Sano[1], Junichi Hori[2] (1. Kindai Univ., 2. Kyoto Univ.)

11:05 AM - 11:20 AM

[2K08] Superiority and Inferiority in Applying Reactor Noise Analysis Techniques to Severe Conditions

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

11:20 AM - 11:35 AM

[2K09] Advantage of a reactor noise analysis using auto-correlation function

*Shoichi Ikeda[1], Tadafumi Sano[1], Atushi Sakon[1], Kunihiro Nakajima[1], Takashi Kanda[1], Masaki Goto[1], Yoshiyuki Takahashi[2], Kengo Hashimoto[1] (1. Kindai Univ., 2. Kyoto Univ.)

11:35 AM - 11:50 AM

Planning Lecture | Board and Committee | Committiee of Open School, Committiee of Public Information

[2K_PL] The state of open schools in the with Corona era

Chair:Naoto Hagura(TCU)

1:00 PM - 2:30 PM Room K (13 Bildg.2F 1322)

[2K_PL01] Current status of open school activities

*Shigeo Yoshida[1] (1. Tokai Univ.)

[2K_PL02] Status of initiatives in various parts of the country from the standpoint of science museum staff

*Tomohisa Kakefu[1] (1. JSF)

[2K_PL03] What to Expect as a Nuclear Energy

©Atomic Energy Society of Japan

Commissioner -Open school as a place to receive a sense of citizenship-
*Yukiko Okada[1] (1. AEC)

[2K_PL04] General Discussion

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

[2K10-13] Molten Salt Reactor

Chair:Tetsuo Matsumura(Tokai Univ.)
2:45 PM - 3:50 PM Room K (13 Bildg.2F 1322)

[2K10] Feasibility study on pin-type molten salt fast breeder reactor
*Shingo Matsumae[1], Naoyuki Takaki[1] (1. TCU)
2:45 PM - 3:00 PM

[2K11] Burnup Analysis of Long-Lived Fission Products in a Fluoride Molten Salt Reactor
*Koji Fujikura[1], Naoto Aizawa[1] (1. Tohoku Univ.)
3:00 PM - 3:15 PM

[2K12] Research and development of a small chloride molten salt fast reactor
*Haruka Hirano[1], Yoshihisa Tahara[1], Hiroyasu Mochizuki[1], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Tech)
3:15 PM - 3:30 PM

[2K13] Research and development of a small chloride molten salt fast reactor
*Yoshihisa Tahara[1], Haruka Hirano[1], Hiroyasu Mochizuki[1], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Tech)
3:30 PM - 3:45 PM

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

[2K14-17] Transmutation System

Chair:Jun Nishiyama(Tokyo Tech)
3:50 PM - 4:55 PM Room K (13 Bildg.2F 1322)

[2K14] Production of Cf-252 neutron source for non-destructive inspection using nuclear reactor
*Takuro Nomura[1], Naoyuki Takaki[1] (1. Tokyo City University)
3:50 PM - 4:05 PM

[2K15] Study on MA bearing metallic fuel fast breeder reactor with low void reactivity and recriticality prevention characteristics
*Kimura Yuto[1], Takaki Naoyuki[1] (1. TCU)
4:05 PM - 4:20 PM

[2K16] Optimization of Minor Actinide transmutation for fast reactor with inherent safety based on genetic algorithm
*Takuro Matsuda[1], Yuma Yamamoto[1], Takanori Kitada[1], Satoshi Takeda[1] (1. Osaka Univ.)
4:20 PM - 4:35 PM

[2K17] Proposal of Partitioning and Transmutation Complex without Nuclear Reactors
*Takanori Sugawara[1], Takumi Sato[1], Tsuyoshi Murakami[2], Kenji Nishihara[1] (1. JAEA, 2. CRIEPI)
4:35 PM - 4:50 PM

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

[2K18-19] Research Reactor

Chair:Shouhei Araki(JAEA)
4:55 PM - 5:30 PM Room K (13 Bildg.2F 1322)

[2K18] Neutronics design of accelerator-driven system for neutron irradiation
*Kosuke Kawabata[1], Naoto Aizawa[1], Takanori Sugawara[2] (1. Tohoku Univ., 2. JAEA)
4:55 PM - 5:10 PM

[2K19] Significance categorization of components for the maintenance activity at NSRR
*Yuiko Motome[1], Tohru Tobita[1], Masaki Amaya[1], Taisuke Yonomoto[1] (1. JAEA)
5:10 PM - 5:25 PM

Room L

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

[2L01-04] Improvement design of Molten salt reactor

Chair:Hirokazu Ohta(CRIEPI)
9:30 AM - 10:35 AM Room L (13 Bildg.2F 1323)

[2L01] Development of Safety Design Technologies for Sodium-Cooled Fast Reactor Coupled to Thermal Energy Storage System with Sodium– Molten Salt Heat Exchanger
*Hidemasa Yamano[1], Kenichi Kurisaka[1], Kazuya Takano[1], Shin Kikuchi[1], Toshiki Kondo[1], Ryota Umeda[1], Masaaki Hayashi[2] (1. JAEA, 2. HGNE)
9:30 AM - 9:45 AM

[2L02] Development of Safety Design Technologies for Sodium-Cooled Fast Reactor Coupled to Thermal Energy Storage System with Sodium– Molten Salt Heat Exchanger
*Masaaki Hayashi[1], Hirotaka Nakahara[1], Takashi Abe[1], HIdemasa Yamano[2] (1. HGNE, 2. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

9:45 AM - 10:00 AM

[2L03] Development of Safety Design Technologies for Sodium-Cooled Fast Reactor Coupled to Thermal Energy Storage System with Sodium– Molten Salt Heat Exchanger

*Shin Kikuchi[1], Toshiki Kondo[1], Ryota Umeda[1], Hidemasa Yamano[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

10:00 AM - 10:15 AM

[2L04] Reactivity control of molten salt fast reactor using voids

*Hiroyasu MOCHIZUKI[1], Masahiko NAKASE[1] (1. Tokyo Institute of Technology)

10:15 AM - 10:30 AM

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

[2L05-09] Fast reactor and ADS design

Chair:Hidemasa Yamano(JAEA)

10:35 AM - 12:00 PM Room L (13 Bildg.2F 1323)

[2L05] Start Up Core of Rotational Fuel Shuffling Breed-and-Burn Fast Reactor

*Ren Horikoshi[1], Jun Nishiyama[1], Toru Obara[1] (1. Tokyo Tech)

10:35 AM - 10:50 AM

[2L06] Passive safety of longlife small-medium sized transportable sodium cooled metal fuel fast reactors and challenges in its transportation

*Haruka Okazaki[1], Masatoshi Kawashima[1], Hiroshi Sagara[1] (1. Tokyo Institute of Technology)

10:50 AM - 11:05 AM

[2L07] Study on Nuclear Fuel Management for Multi-modules SMRs

*Yoshiki Yamashita[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya Univ.)

11:05 AM - 11:20 AM

[2L08] Study on reflection of knowledge obtained from the decommissioning of the prototype fast breeder reactor "MONJU" to the fuel handling system of the next generation FBR

*masafumi rekimoto[1], tomoharu hamano[1], yasutaka shiohama[1], masato ando[2], takayuki miyagawa[2], hiroyuki hara[3], kanau yamauchi[3], yuhei eda[3], kazuhiro koga[4], kenichi tanabe[4] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. The Japan Atomic Power Company, 3. MITSUBISHI FBR SYSTEMS, INC., 4. Fuji Electric Co., Ltd.)

11:20 AM - 11:35 AM

[2L09] Development of creep analysis system for ADS beam window

*Nao Watanabe[1], Takanori Sugawara[1], Kenji Nishihara[1], Yoshiyuki Kaji[1] (1. JAEA)

11:35 AM - 11:50 AM

[2L_GM] The 26th General Meeting of Advanced Reactor Division

12:05 PM - 12:55 PM Room L (13 Bildg.2F 1323)

[2L_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network | Advanced Reactor Division

[2L_PL] Path forward for development of advanced reactor and nuclear fuel cycle technologies

Chair:Takaaki Sakai(Tokai Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room L (13 Bildg.2F 1323)

[2L_PL01] Technology roadmap for innovative reactor development toward the realization of carbon neutrality and energy safety security

*Ken Kurosaki[1] (1. Kyoto Univ.)

[2L_PL02] Desirable direction of fast reactor development since 2024

*Shoji Kotake[1] (1. JAPC)

[2L_PL03] Current status of nuclear fuel cycle technology development

*Masayuki Takeuchi[1] (1. JAEA)

[2L_AC] The 53rd AESJ Awards Ceremony

3:30 PM - 5:00 PM Room L (13 Bildg.2F 1323)

[2L_AC] Awards Ceremony

Poster Session

Poster Session | Poster Session | Student Network

[2Z_PS] Poster Session 2 of Student Network

2:45 PM - 4:15 PM Poster Session (12 Bildg.1F 1212)

[2Z_PS] Poster Session 2

Awards Ceremony | Poster Session | Student Network

[2Z_AC] Poster Session Awards Ceremony of Student Network

5:10 PM - 5:30 PM Poster Session (12 Bildg.1F 1212)

[2Z_AC] Poster Session Awards Ceremony

©Atomic Energy Society of Japan

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering | 601-3 Tritium Science and Technology (Fuel Recovery and Refining, Measurement, Iisotope Effect, Safe Handling)

[2A01-05] Tritium Production

Chair:Makoto Inami Kobayashi(NIFS)

Tue. Mar 14, 2023 10:30 AM - 11:55 AM Room A (11 Bildg.1F 1101)

[2A01] tritium release behavior from nutron irradiated LiALO2 for tritium production in high temperature gas reactor

*HIROKI Hiroki ISOGAWA[1], Kazunari Katayama[1], Hideaki Matuura[1] （1. KYUSHU UNIVERSITY）

10:30 AM - 10:45 AM

[2A02] Study on T production using high-temperature gas-cooled reactor for fusion reactors

*Kazunari Katayama Katayama[1], Hiroki Isogawa[1], Hideaki Matsuura[2], Teppei Otsuka[3], Minoru Goto[4], Shigeaki Nakagawa[4], Etsuo Ishitsuka[4] （1. Kyushu Univ. Eng. Sci., 2. Kyushu Univ. Eng., 3. Kindai Univ., 4. JAEA）

10:45 AM - 11:00 AM

[2A03] Study on T production using high-temperature gas-cooled reactor for fusion reactors

*Teppei Otsuka[1], Kazuki Yamashita[1], Hideaki Matsuura[2], Kazunari Katayama[2], Minoru Goto[3], Shigeaki Nakagawa[3], Etsuo Ishizuka[3], Shinpei Hamamoto[4] （1. Kindai Univ., 2. Kyushu Univ., 3. JAEA, 4. Blossom Energy）

11:00 AM - 11:15 AM

[2A04] Study on T production using high-temperature gas-cooled reactor for fusion reactors

*Hideaki Matsuura[1], Taisei Abe[1], Kanta Kitagawa[1], Hiromi Kawai[1], Kazunari Katayama[2], Teppei Otsuka[3], Minoru Goto[4], Shigeaki Nakagawa[4], Etsuo Ishitsuka[4], Shinpei Hamamoto[5] （1. Kyushu Univ., 2. Kyushu Univ. Eng. Sci, 3. KINDAI Univ., 4. Kyushu University, 5. Blossom Energy）

11:15 AM - 11:30 AM

[2A05] Study on T production using high-temperature gas-cooled reactor for fusion reactors

*Etsuo Ishitsuka[1], Hai Quan Ho[1], Yosuke Shimazaki[1], Shigeaki Nakagawa[1], Minoru Goto[1], Hideaki Matsuura[2], Teppei Otsuka[3], Kazunari Katayama[2], Kazuhiko Iigaki[1] （1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Kyushu University, 3. Kindai University）

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

高温ガス炉トリチウム生産に向けた中性子照射 $LiAlO_2$ からのトリチウム放出挙動

Tritium release behavior from neutron irradiated $LiAlO_2$ for tritium production in high temperature gas-cooled reactor

*五十川 浩希 [1], 片山 一成 [1], 松浦 秀明 [2],
[1] 九大院総理工, [2] 九大院工

中性子照射した $LiAlO_2$ 試料からのトリチウム昇温放出実験を行い、水素状および水蒸気状トリチウム放出量を求めた。得られたデータを解析し、高温ガス炉でのトリチウム生産に必要な課題について考察した。

キーワード: 核融合発電, トリチウム生産, 高温ガス炉, リチウムロッド,

1. 緒言

次世代のエネルギー源として期待されている核融合炉の燃料にはトリチウムが使用される。課題の一つは、核融合炉起動時に必要なトリチウムの確保であり、その量は数 kg とされている[1][2]。しかし、天然に存在するトリチウム量は極めて少ないことから、我が国においては、高温ガス炉を用いたトリチウム製造手法が検討されている。現在、高温での化学的安定性に優れた $LiAlO_2$ を候補材とし、水素吸蔵性能の高い Zr と水素同位体透過性の低い Al_2O_3 を利用して生成トリチウムを閉じ込める手法の検討を進めている。生産性および安全性の観点から、$LiAlO_2$ からのトリチウム放出特性の理解は重要であるが、これに関する報告は少ない。そこで本研究では、京都大学複合原子力科学研究所において中性子照射した $LiAlO_2$ 粉末を用いて、加熱に伴うトリチウム放出特性を調べた。得られた実験結果を解析し、トリチウム放出速度や化学形比率(HT/HTO)を定量するとともに、高温ガス炉でのトリチウム生産に必要な課題について考察した。

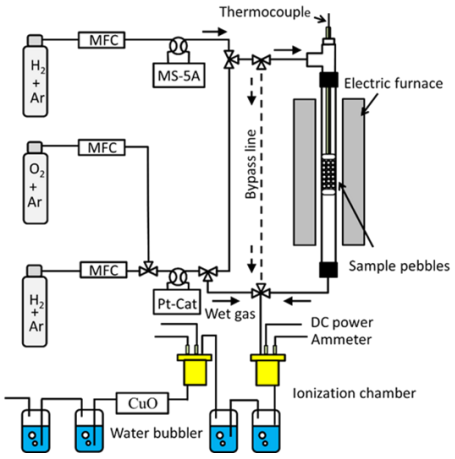


図 1 トリチウム分析装置概略図

2. 実験と結果

実験装置概略図を図 1 に示す。Ar 雰囲気において、中性子照射 $LiAlO_2$ 粉末を石英管に充填し、Ar ガスを供給しながら、電気炉を用いて昇温速度 5℃/min で 900℃まで加熱した。900℃到達後 1 時間、トリチウムの加熱放出を継続した。トリチウムは化学形(HT と HTO)を弁別して測定するため、酸化銅塔の前後にバブラーを設置し、前置バブラーで HTO を、後置バブラーで HT を捕集した。中性子照射時に真空封じ石英管が破損し大気曝露された $LiAlO_2$ 粉末試料から放出結果を図 2 に示す。トリチウムの 8 割ほどが水蒸気状トリチウムで、100~900 ℃の範囲で放出され 500℃付近にピークを示した。水素状トリチウムは 600℃以上の高温でのみ観測された。水素状に比べて、水蒸気状トリチウムの透過速度は著しく低いと想定されるものの、今後 Zr による還元反応の効果や、Al_2O_3 の水蒸気透過特性の把握が必要である。

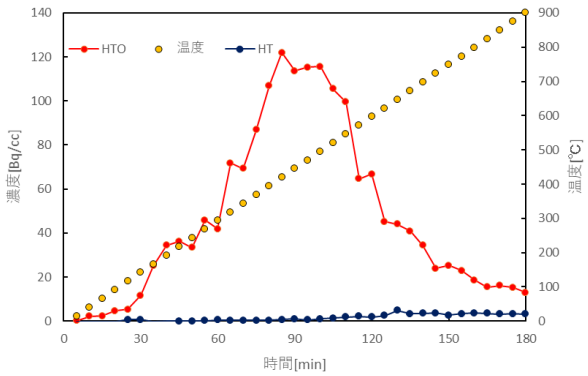


図 2 トリチウム放出実験結果

参考文献

[1] M.Nishikawa, et al., *Fusion Eng.Des.*87(2012) 466-470
[2] Y.Asaoka, et, al., *Fusion,Technol.*30 (1996) 853-863

*Hiroki Isogawa[1], Kazunari Katayama[1], Hideaki Matsuura[2]
[1,2]Kyushu Univ.

高温ガス炉を用いた核融合炉用 T 製造法の検討
(1) 模擬試験体を用いた円筒状 Zr のトリチウム閉じ込め性能評価実験

Study on T production using high-temperature gas-cooled reactor for fusion reactors

(1) Evaluation experiment for tritium confinement performance of cylindrical Zr using the test assembly

*片山 一成[1], 五十川浩希[1], 松浦 秀明[2], 大塚 哲平[3], 後藤 実[4], 中川 繁昭[4], 石塚 悦男[4]

[1]九大総理工, [2]九大院工, [3]近大理工, [4]原子力機構

高温ガス炉を用いた核融合炉用初期装荷トリチウムの生産においては、高温下でトリチウムを閉じ込める技術が不可欠となる。本発表では、アルミナ管とジルコニウム管から成る模擬試験体を用いて実施したトリチウム閉じ込め性能評価実験の結果を報告する。

キーワード：トリチウム、高温ガス炉、アルミナ、ジルコニウム、核融合炉

1. 緒言

開発が進められている D-T 核融合炉は、燃料自己補給型であるものの、エネルギー源として速やかに稼働させるためには、運転初期に必要なトリチウムを事前に準備しておくことが必要である。そこで我々は、高温ガス炉を利用した核融合炉初期装荷用トリチウムの生産手法を検討している。課題の一つはリチウム(Li)と中性子との核変換反応で生産されたトリチウムの閉じ込め技術の開発である。これまでの検討により、高い水素吸蔵性能を有するジルコニウム(Zr)により Li 化合物を挟み込み、全体をアルミナ(Al_2O_3)で覆う Li ロッド構造を提案した[1]。本研究では、この構造を模擬した試験体を作製し、トリチウム含有ガスを用いたトリチウム閉じ込め実験を実施した。

2. 実験内容

実験装置概略図を図 1 に示す。試験体は、片封じされた内側 Zr 管、外側 Zr 管、Al_2O_3 管の 3 重管を石英管に挿入したものである。内側 Zr 管内の空間と外側 Zr 管と Al_2O_3 管の間の空間には Ar ガスを満たし、内側 Zr 管と外側 Zr 管の間の空間にトリチウム含有 Ar ガスを供給した。内側 Zr 管内に挿入した熱電対の温度が、700℃となるように石英管の外側から電気炉で加熱した。Al_2O_3 管外側は、Ar ガスパージを行い、透過したトリチウムは水バブラーにて捕集した。なおトリチウム化学形を弁別して測定するため、酸化銅塔の前後にバブラーを設置し、前置バブラーで HTO(T_2O)を、後置バブラーで HT(T_2)を捕集した。水蒸気状トリチウムを多く含む T ガス A（HT:60Bq/cc, HTO:1130Bq/cc, H_2 264ppm）と、水素状トリチウムを多く含む T ガス B（HT:1840Bq/cc, HTO:210Bq/cc, H_2 262ppm）を用いた。 キャリアガスは Ar とし、供給ガス圧は T ガス A では 0.15MPa、T ガス B では 0.25MPa とした。

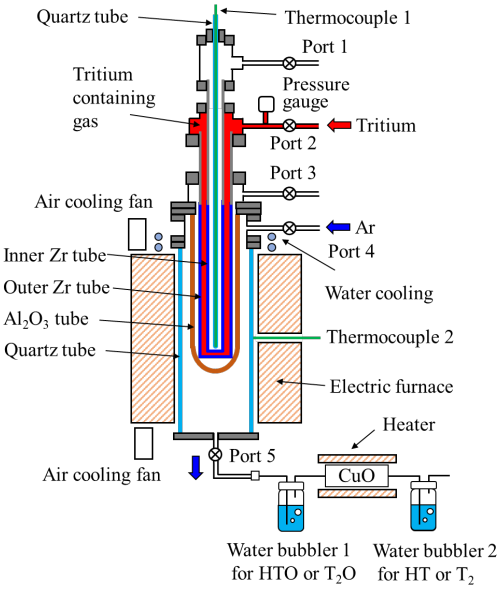


図 1 トリチウム閉じ込め実験装置

3. 結果及び考察

図 2 に透過トリチウム量として、バブラーで捕集されたトリチウム量を化学形別に示す。HTO を主成分とする T ガス A では、87 時間に渡りトリチウムの透過は観測されなかった。一方、HT を主成分とする T ガス B では、ガス供給後速やかにトリチウム透過が観測された。この結果から、トリチウム化学形がトリチウム透過速度に強く影響することが確認された。また透過速度は、Al_2O_3 管単管での透過速度と同程度であることから、トリチウムは Zr 管を速やかに透過し、Al_2O_3 管に到達することが示唆された。Zr 中のトリチウム拡散速度は速く、Zr 壁による直接的なトリチウム閉じ込めは期待できないことから、Al_2O_3 管内に粒状で充填し、水素吸蔵性能による間接的な透過抑制効果を機能させることが有効である。

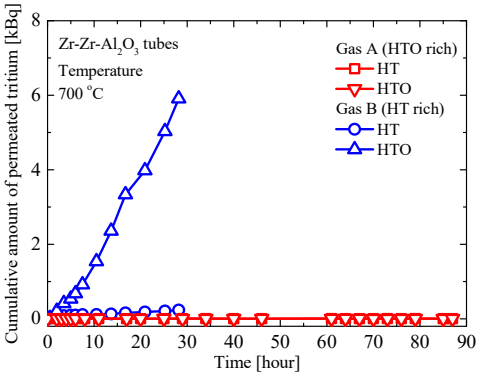


図 2 透過トリチウム量

参考文献

[1] H. Nakaya et al., Nucl. Eng. Des., 292 (2015) 277-282.

*Kazunari Katayama[1], Hiroki Isogawa[1], Hideaki Matsuura[2], Teppei Otsuka[3], Minoru Goto[4], Shigeaki Nakagawa[4], Etsuo Ishitsuka[4]: [1]Dept. Eng. Sci. Kyushu Univ., [2]Dept. Eng. Kyushu Univ., [3]Kindai Univ., [4]JAEA

高温ガス炉を用いた核融合炉用 T 製造法の検討
（2）酸化物共存下における Ni 被覆水素吸蔵金属の水素吸収特性

Study on T production using high-temperature gas-cooled reactor for fusion reactors

(2) Hydrogen absorption properties of Ni coated hydrogen storage metals coexisted with oxides

*大塚哲平[1], 山下和輝[1], 松浦秀明[2], 片山一成[2],
後藤実[3], 中川繁昭[3], 石塚悦男[3], 濱本真平[4]
近大[1],九大院・総理工[2], JAEA[3], Blossom Energy[4]

高温ガス炉運転条件を想定した 873 K および 1173 K で、$LiAlO_2$ 共存下における Ni 被覆 Ti 粒子の水素吸収特性を調べた。また、$LiAlO_2$ および Ni 被覆 Ti 粒子の個々の結晶構造や微細組織が水素吸収特性に及ぼす影響を明らかにした。

キーワード:$LiAlO_2$, ジルコニウム, チタン, ニッケル, トリチウム, 水素吸収

1. 緒言

核融合炉燃料であるトリチウム（T）の生産及び回収方法として、高温ガス炉にて Li(n,α)T 反応を用いて T を生産し、水素吸蔵金属であるジルコニウム（Zr）合金で回収する方法が提案されている[1]。しかし、一般的に水素吸蔵金属は酸化されやすいため、リチウム酸化物（$LiAlO_2$）共存下における金属の水素（同位体）吸収特性を調べておく必要がある。本研究では、Zr と同等の水素吸蔵能を有するチタン（Ti）について、$LiAlO_2$ 共存下においてニッケル（Ni）被覆した Ti 粒子による水素吸蔵が可能であることを明らかにした[2]。また、高温水素吸収実験後に Ni 被覆 Ti 粒子の微細組織が変化してしまうことを報告した[3]。本発表では、これまでの実験結果を総括し、Ni 被覆 Ti 粒子の水素吸収特性の変化を $LiAlO_2$ および Ni 被覆 Ti 粒子の個々の結晶構造や微細組織の変化の観点から考察する。

2. 実験方法

帝国イオン工業（株）の協力を得て、無電解湿式メッキ法により球状 Ti 粒子（平均粒径 40 μm）表面に厚さ 1.0 μm の Ni 被膜を形成した[2]（Ni 被覆 Ti 粒子）。市販の $LiAlO_2$ 粉末（受入まま）については、873 K において水素ガス（2.1 x 10^3 Pa）および真空（10^{-5} Pa）中での繰り返し熱処理を 3 回実施した（水素曝露処理 $LiAlO_2$）。水素曝露処理前後の $LiAlO_2$ や Ni 被覆 Ti 粒子の結晶構造を XRD により調べた。

石英反応管内で $LiAlO_2$ 粉末と Ni 被覆 Ti 粒子とを質量比 1:25 で共存させた状態で、初期水素ガス圧力を 2.7 x 10^2 Pa とし、673 または 1173 K の一定温度で加熱したときの水素ガス圧力の時間推移（水素吸収特性）を調べた。高温水素吸収実験後、Ni 被覆 Ti 粒子の結晶構造を XRD により、また粒子断面の組成分布を EPMA により調べた。

3. 結果および考察

図 1 に $LiAlO_2$ 共存下における Ni 被覆 Ti 粒子の水素吸収特性を示す。873 K において受入ままの $LiAlO_2$ を共存させた場合には、Ni 被覆の有り無しに関わらず Ti 粒子は水素を吸収しなかった。一方、水素曝露処理した $LiAlO_2$ を共存させた場合、Ni 被覆 Ti 粒子は水素を吸収した。これは、水素曝露処理により、受入まま $LiAlO_2$ に含まれていた OH 基や構造水が取り除かれたからである。1173 K では、Ni 被覆 Ti 粒子はいったん水素を吸収したあと、徐々に放出され、その水素吸蔵能は、Ni 被覆 Ti 粒子のみの場合の約 50 %であった。これは、Ni が Ti 内部に拡散侵入するとともに、表面近傍で Ti_2Ni 相への合金化が進んだためである。ただし、Ti_2Ni 相であっても一定の水素吸蔵能は有していると推察される。

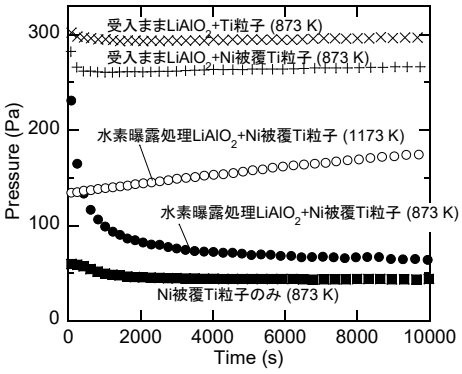


図 1 $LiAlO_2$ 共存下における Ni 被覆 Ti 粒子の水素吸収特性（初期水素ガス圧力：270 Pa）

参考文献

[1] H. Matsuura, et al. Fusion Eng. and Design, 146 (2019) 1077-1081.
[2] 山下 和輝ら, 2021 年 日本原子力学会 秋の大会 発表番号 2L06.
[3] 山下 和輝ら, 2022 年 日本原子力学会 秋の大会 発表番号 1H11.

*Teppei Otsuka[1], Kazuki Yamashita[1], Hideaki Matsuura[2], Kazunari Katayama[2], Minoru Goto[3], Shigeaki Nakagawa[3], Etsuo Ishizuka[3] and Shinpei Hamamoto[4]
[1]KINDAI Univ., [2]Kyushu Univ., [3]JAEA, [4]Blossom Energy

高温ガス炉を用いた核融合炉用 T 製造法の検討
(3) Ni 被覆 Zr 球の水素吸収性能及び試験体の製作

Study on T production using high-temperature gas-cooled reactor for fusion reactors
(3) Hydrogen-absorption performance of Ni-coated Zr spheres and preparation of the irradiation test module

*松浦秀明[1]，阿部泰成[1]，北川堪大[1]，川井大海[1]，片山一成[2]，大塚哲平[3]，後藤実[4]，
中川繁昭[4]，石塚悦男[4]，濱本真平[5]，飛田健次[6]，小西哲之[7]，染谷洋二[8]，坂本宜照[8]

九大院工[1]，九大院総理工[2]，近大[3]，JAEA[4]，Blossom Energy[5]，東北大工[6]，京都 Fusioneering[7]，QST[8]

高温ガス炉における T 閉じ込め性能を検討した. $LiAlO_2$ 及び Al_2O_3 との共存下における Ni 被覆 Zr 球の水素吸収性能を推定し，高温ガス炉における標準的な Li 装荷体構造と T 閉じ込め性能を検討した．又，照射試験に向けた試験体を試作し，その試験体を用いた照射試験の事前解析を行ったので報告する．

キーワード：T，高温ガス炉，Li 装荷用ロッド，Al_2O_3，$LiAlO_2$，Ni 被覆 Zr 球，核融合原型炉，GTHTR300

1. 緒言

核融合原型炉の稼働時には一定量の T 保有が必要である．我々は，核融合炉への T 供給源を想定し，高温ガス炉を用いた T 製造の可能性を検討している．高温ガス炉は黒鉛減速体系であるため中性子の平均自由工程が長く，中性子吸収体としての可燃性毒物(Burnable Poison: BP)を炉心内に「粗に」配置することが可能である(BP は燃料と分離して装荷)．高温ガス炉で BP として標準的に用いられる B_4C を $LiAlO_2$ に置き換えることで，炉心構造設計を大きく変更せず $^6Li(n,\alpha)T$ 反応を用いて T を製造する方法を提案している [1-3]．現状，発電と T 製造の両立を目標としており，製造された T を Li 装荷体に閉じ込めることを検討している．Li 装荷体は円柱状アルミナ容器とし，内部に $LiAlO_2$，及び T の内圧を下げるために Ni 被覆 Zr 球を装荷する予定である(**図 1** (a))．今回は，Ni 被覆 Zr 球を製作し，その水素吸収性能を測定した．また，事前照射試験用の試験体(**図 1** (b))を製作したので，その概要について報告する．

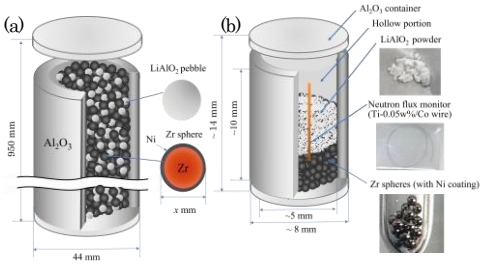


図 1 Li 装荷用ロッド：(a) GTHTR300 用，(b)照射試験体

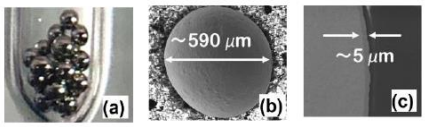


図 2 Ni 被覆 Zr 球の(a)外観，(b)SEM，及び(c)断面 SEM 写真

2. 報告内容の概要

図 2 に Ni 被覆 Zr 球の(a)外観，(b)SEM，及び(c)断面 SEM 写真を示す．直径 600 μm 程度の Ni 被覆 Zr 球に 5 μm 程度の Ni 被覆が施されている．これを 30 粒, 50 mg の $LiAlO_2$ 粉末と共にアルミナ容器に装荷し，3 日間 600，800 及び 900℃で保持した．その後のそれぞれの温度における水素吸収曲線を**図 3** に示す．四角は実験値，実線は拡散方程式の解(フィッティング曲線)である．温度 900℃の場合，みかけの拡散係数は 10^{-12} m^2/s 程度，溶解度係数は 100 $mol/m^3/Pa^{1/2}$ 程度と推定された．拡散係数には Ni 被覆による約 3 桁の低下が観られたが，溶解度係数は以前の円管状 Zr に対する推定値 [4]と大きな違いはない．Ni 被覆を施した場合の約 3 桁の拡散係数の低下については Ti 球を用いた報告値 [5,6]と同様の傾向である．測定値に基づき，商用高温ガス概念設計炉 GTHTR300 [7]を用いた T 製造時の標準 Li 装荷用ロッド [4]からの T 流出量，照射試験用試験体のおおまかな性能(装荷 ^6Li，Zr,製造・流出 T 質量)を**表 1** に示す．GTHTR300 の標準 Li ロッドでは，360 日運転で 600 g 程度の T を製造し，Li ロッドから He ガスへの T 流出量は 5 g 以下と評価された．照射試験体では，アルミナ容器の内側及び外側にそれぞれ 2 及び 40 粒の Ni 被覆 Zr 球を配置し，3 mg の $LiAlO_2$ を中性子束 6×10^{13} $/cm^2/s$ 下で 90 日間照射した場合，内側及び外側 Zr 球の T 吸収質量は，それぞれ 0.93, 0.16 μg と推定された, 発表では, 評価の詳細, 照射試験概要を議論する．

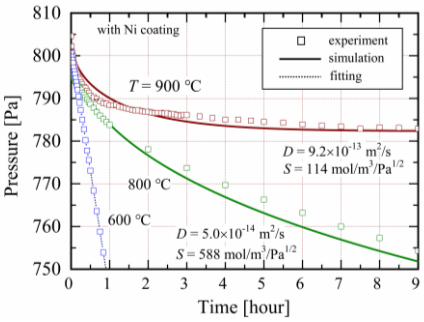


図 3 Ni 被覆 Zr 球の水素吸収曲線

表 1 GTHTR300 及び照射試験体の装荷 ^6Li, Zr, 製造・流出 T 質量

	GTHTR300	Initial irradiation test
Mass of the loaded ^6Li	4.2 kg	21 μg
Mass of the loaded Zr spheres	4.7 t	30 mg
Mass of the T production	0.60 kg	1.1 μg
Mass of T absorbed by the Zr spheres	0.60 kg	0.93 μg (inside) 0.16 μg (outside)
Mass of the T outflow into the He gas	< 5.0 g	–

参考文献 [1] H. Matsuura, et al., *Nucl. Eng. Des.*, **143** (2012) 95. [2] 松浦秀明, *プラズマ核融合学会誌*, **93** (2017) 457. [3] M. Goto, et al., *Fusion Eng. Des.*, **136** (2018) 357. [4] H. Matsuura, et al., *Fusion Eng. Des.*, **169** (2021) 112441. [5] 大塚哲平，他，*日本原子力学会「2020 年春の年会」*，[6] 山下和輝，他，*日本原子力学会「2022 年秋の大会」*，[7] T. Nakata, et al., *JAERI-Tech* (2002) 2002-066.

*Hideaki Matsuura[1], Taisei Abe[1], Kanta Kitagawa[1], Hiromi Kawai[1], Kazunari Katayama[2], Teppei Otsuka[3], Minoru Goto[4], Shigeaki Nakagawa[4], Etsuo Ishitsuka[4], Shimpei Hamamoto[5], Kenji Tobita[6], Satoshi Konishi[7], Youji Someya[8], Yoshiteru Sakamoto[8]:
[1]Dept. Eng, Kyushu Univ., [2]Dept. Eng. Sci, Kyushu Univ. [3]Kindai Univ. [4]JAEA, [5]Blossom Energy, [6]Tohoku Univ. [7]Kyoto Fusioneering, [8]QST

高温ガス炉を用いた核融合炉用 T 製造法の検討
(4) トリチウム製造試験体の照射試験に関する予備検討

Study on T production using high-temperature gas-cooled reactor for fusion reactors

(4) Feasibility study on irradiation test for tritium production capsule

*石塚 悦男[1], Hai Quan Ho[1], 島崎 洋祐[1], 中川 繁昭[1], 後藤 実[1],
松浦 秀明[2], 大塚 哲平[3], 片山 一成[4], 飯垣 和彦[1]
[1]原子力機構, [2]九大 院工, [3]近大 理工, [4]九大 総理工

抄録

高温ガス炉を用いた核融合炉初装荷用トリチウム製造の一環として、開発を進めてきたトリチウム製造試験体の照射試験を検討している。本報告では、JRR-3 を利用した予備照射試験に関する検討について紹介する。
キーワード：核融合炉, 初装荷用トリチウム製造, 高温ガス炉, 照射試験, リチウム酸化物, 水素吸蔵合金

1. 緒言

核融合炉の初装荷用トリチウムの調達手法として、高温ガス炉を用いる方法が提案されている[1, 2]。この実証試験に先立ち JRR-3 を利用した照射試験を検討している。本報告では照射試験に関連する課題等を含めた検討について紹介する。

2. JRR-3 を利用した予備照射試験

高温ガス炉を用いた実証試験に先立ち、中性子照射によるトリチウム製造試験体（以降、「試験体」と表記）の機能及びその健全性確認が必要と考えている。このため、数種類の試験体を JRR-3 のラビット照射設備で照射し、九州大学で照射後試験を行う計画を立案している。JRR-3 のラビット容器のイメージを図 1 に示す。本予備照射試験では、総合的なトリチウム挙動評価を行うことを主目的として、試験体の健全性及びその最適化、再現性等についても確認する予定である。

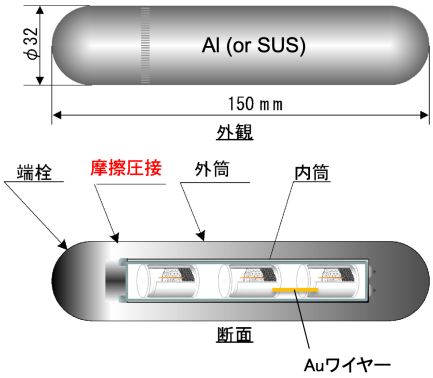


図 1　ラビット容器のイメージ

3. 照射試験に関する検討課題

JRR-3 のラビット照射においては、試験体をラビット容器に封入する際の摩擦圧接時の衝撃やラビット容器を炉心に装荷する際の衝撃等に耐える十分な強度を有し、トリチウム透過を防止できるセラミックス等の容器が必要となる。現在は、アルミナ容器にアルミナ製の蓋をセラミックス接着剤で密封する構造を検討しているが、上記の衝撃等による破損を払拭できない。このため、アルミナ容器と蓋の間にアルミナ粉末を挟み込み、SPS 法による蓋の密封を検討した。図 2 に試作試験の結果を示す。試作試験は、SPS 法でアルミナ粉末を整形したペレットを 2 個作り、その間にアルミナ粉末を入れて再び焼結させた。この際のパラメータは、温度：1200℃、圧力：20.4 MPa、焼結時間：10 分である。本発表においては、これ以後の試作結果についても報告する。

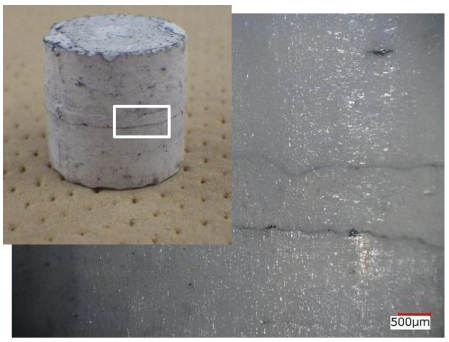


図 2　SPS 法による試作試験結果

参考文献

[1] H.Matsuura, et al. Fusion Eng. and Design, 146 (2019) 1077-1081.
[2] Shimazaki, et al. 日本原子力学会「2016 年秋の大会」 核融合工学部会 企画セッション.

* Etsuo Ishitsuka[1], Hai Quan Ho[1], Yosuke Shimazaki[1], Shigeaki Nakagawa[1], Minoru Goto[1], Hideaki Matsuura[2], Teppei Otsuka[3], Katayama Kazunari[4], Kazuhiko Iigaki[1] ([1]JAEA, [2]Kyushu University, [3]Kindai University [4]Kyushu University)

Planning Lecture | Over view Report | 「原子力アゴラ」調査専門委員会　核燃およびRI等研究施設検討・提言分科会

[2A_PL] Relationship between human resource development and research facilities of nuclear fuel materials and radioisotopes

Chair:Takumi Saito(UTokyo)

Tue. Mar 14, 2023 1:00 PM - 2:30 PM Room A (11 Bildg.1F 1101)

[2A_PL01] Activities of "Investigation Committee on Agora on Nuclear Energy"

*Nobuaki Sato[1] （1. Tohoku Univ.）

[2A_PL02] Human resource dvelopment and needs of facilities for nuclear material and radioisotopes

*Mituru Uesaka[1] （1. Japan Atomic Energy Commission）

[2A_PL03] Issues in radioisotope facilities at the University

*Hiroshi Watabe[1] （1. Radiation Safety Council of Universities in Japan, Tohoku Univ.）

[2A_PL04] Overall discussion

Nobuaki Sato[1], Mituru Uesaka[2], Hiroshi Watabe[3], Tomohiko Arai[4], Naoki Kumagai[5], Yasushi Morishita[5] （1. Tohoku Univ., 2. Japan Atomic Energy Commission, 3. Radiation Safety Council of Universities in Japan, Tohoku Univ., 4. MEXT, 5. NRA）

©Atomic Energy Society of Japan

2A_PL01-03 は同予稿

2023年春の年会

「原子力アゴラ」調査専門委員会
「大学等核燃および RI 研究施設検討・提言分科会」企画セッション

原子力人材育成と核燃・RI 研究施設との関わり

Relationship between human resource development and research facilities of nuclear fuel materials and radioisotopes

*佐藤修彰[1]，*上坂　充[2]，*渡部浩司[1,3]

[1]東北大学，[2]原子力委員会，[3]大学等放射線施設協議会

原子力アゴラ」調査専門委員会「大学等核燃および RI 研究施設検討・提言分科会」では、学会誌報告記事「研究教育と施設・設備に関する提言」において、J 施設から K 施設への転換、学内での拠点化・統廃合について触れるとともに、全国規模の研究拠点施設の確立や、研究ネットワークの構築の必要性を訴えた。2022 年秋の大会では「大学等核燃・RI 研究施設に関する提言と対応」と題した企画セッションを開催し、分科会、規制庁、文科省の担当者からの講演、さらにはパネルディスカッションを通じて、当該課題について継続して検討していくことを合意した。その続編として、今回「原子力人材育成と大学等核燃・RI 研究施設との関わり」を取り上げる。まず、分科会よりこれまでの経緯に触れる。次に原子力委員会より原子力分野における人材育成と施設の必要性について、さらに、RI 施設の状況について大学等放射線施設協議会からの講演をいただく。最後に、関係者によるパネルディスカッションを通じて原子力人材育成と大学等核燃・RI 研究施設との関わり（施設統廃合や、核燃料物質や放射性廃棄物の移動、保管、廃棄の在り方）について意見交換を行う。本セッションを通じて、上記の課題について理解を深めるとともに、継続的な検討による事態の解決への道筋を図る。

具体的には、

① 核燃および RI 等研究施設検討・提言分科会概要
　分科会主査より本企画セッションに関係する分科会のこれまでの活動を紹介する。

② 人材育成と核燃・RI 研究施設の必要性
　原子力委員会上坂委員長より原子力分野における人材育成と施設の必要性について講演いただく。

③ 大学等 RI 施設の状況と対応
　大学等放射線施設協議会渡部先生より RI 施設の状況と対応について、講演をいただく

これらを踏まえて、講演者および関係機関からのパネラーを交えてパネルディスカッションを行い、原子力人材育成と大学等核燃・RI 研究施設との関わりについて、学会としてなすべきこと、できることは何かを考える場とする。

*Nobuaki Sato[1], *Mitsuru Uesaka[2], *Hiroshi Watabe[1,3]

[1]Tohoku Univ., [2]Atomic Energy Commission, [3]Radiation Safety Council of Universities in Japan

2A_PL01-03 は同予稿

2023年春の年会

「原子力アゴラ」調査専門委員会
「大学等核燃および RI 研究施設検討・提言分科会」企画セッション

原子力人材育成と核燃・RI 研究施設との関わり

Relationship between human resource development and research facilities of nuclear fuel materials and radioisotopes

*佐藤修彰[1]，*上坂　充[2]，*渡部浩司[1,3]

[1]東北大学，[2]原子力委員会，[3]大学等放射線施設協議会

原子力アゴラ」調査専門委員会「大学等核燃および RI 研究施設検討・提言分科会」では、学会誌報告記事「研究教育と施設・設備に関する提言」において、J 施設から K 施設への転換、学内での拠点化・統廃合について触れるとともに、全国規模の研究拠点施設の確立や、研究ネットワークの構築の必要性を訴えた。2022 年秋の大会では「大学等核燃・RI 研究施設に関する提言と対応」と題した企画セッションを開催し、分科会、規制庁、文科省の担当者からの講演、さらにはパネルディスカッションを通じて、当該課題について継続して検討していくことを合意した。その続編として、今回「原子力人材育成と大学等核燃・RI 研究施設との関わり」を取り上げる。まず、分科会よりこれまでの経緯に触れる。次に原子力委員会より原子力分野における人材育成と施設の必要性について、さらに、RI 施設の状況について大学等放射線施設協議会からの講演をいただく。最後に、関係者によるパネルディスカッションを通じて原子力人材育成と大学等核燃・RI 研究施設との関わり（施設統廃合や、核燃料物質や放射性廃棄物の移動、保管、廃棄の在り方）について意見交換を行う。本セッションを通じて、上記の課題について理解を深めるとともに、継続的な検討による事態の解決への道筋を図る。

具体的には、

① 核燃および RI 等研究施設検討・提言分科会概要
　分科会主査より本企画セッションに関係する分科会のこれまでの活動を紹介する。

② 人材育成と核燃・RI 研究施設の必要性
　原子力委員会上坂委員長より原子力分野における人材育成と施設の必要性について講演いただく。

③ 大学等 RI 施設の状況と対応
　大学等放射線施設協議会渡部先生より RI 施設の状況と対応について、講演をいただく

これらを踏まえて、講演者および関係機関からのパネラーを交えてパネルディスカッションを行い、原子力人材育成と大学等核燃・RI 研究施設との関わりについて、学会としてなすべきこと、できることは何かを考える場とする。

*Nobuaki Sato[1], *Mitsuru Uesaka[2], *Hiroshi Watabe[1,3]

[1]Tohoku Univ., [2]Atomic Energy Commission, [3]Radiation Safety Council of Universities in Japan

2A_PL01-03 は同予稿

2023年春の年会

「原子力アゴラ」調査専門委員会
「大学等核燃および RI 研究施設検討・提言分科会」企画セッション

原子力人材育成と核燃・RI 研究施設との関わり

Relationship between human resource development and research facilities of nuclear fuel materials and radioisotopes

*佐藤修彰[1]，*上坂　充[2]，*渡部浩司[1,3]

[1]東北大学，[2]原子力委員会，[3]大学等放射線施設協議会

原子力アゴラ」調査専門委員会「大学等核燃および RI 研究施設検討・提言分科会」では、学会誌報告記事「研究教育と施設・設備に関する提言」において、J 施設から K 施設への転換、学内での拠点化・統廃合について触れるとともに、全国規模の研究拠点施設の確立や、研究ネットワークの構築の必要性を訴えた。2022 年秋の大会では「大学等核燃・RI 研究施設に関する提言と対応」と題した企画セッションを開催し、分科会、規制庁、文科省の担当者からの講演、さらにはパネルディスカッションを通じて、当該課題について継続して検討していくことを合意した。その続編として、今回「原子力人材育成と大学等核燃・RI 研究施設との関わり」を取り上げる。まず、分科会よりこれまでの経緯に触れる。次に原子力委員会より原子力分野における人材育成と施設の必要性について、さらに、RI 施設の状況について大学等放射線施設協議会からの講演をいただく。最後に、関係者によるパネルディスカッションを通じて原子力人材育成と大学等核燃・RI 研究施設との関わり（施設統廃合や、核燃料物質や放射性廃棄物の移動、保管、廃棄の在り方）について意見交換を行う。本セッションを通じて、上記の課題について理解を深めるとともに、継続的な検討による事態の解決への道筋を図る。

具体的には、

① 核燃および RI 等研究施設検討・提言分科会概要
　分科会主査より本企画セッションに関係する分科会のこれまでの活動を紹介する。

② 人材育成と核燃・RI 研究施設の必要性
　原子力委員会上坂委員長より原子力分野における人材育成と施設の必要性について講演いただく。

③ 大学等 RI 施設の状況と対応
　大学等放射線施設協議会渡部先生より RI 施設の状況と対応について、講演をいただく

これらを踏まえて、講演者および関係機関からのパネラーを交えてパネルディスカッションを行い、原子力人材育成と大学等核燃・RI 研究施設との関わりについて、学会としてなすべきこと、できることは何かを考える場とする。

*Nobuaki Sato[1], *Mitsuru Uesaka[2], *Hiroshi Watabe[1,3]

[1]Tohoku Univ., [2]Atomic Energy Commission, [3]Radiation Safety Council of Universities in Japan

(Tue. Mar 14, 2023 1:00 PM - 2:30 PM Room A)

[2A_PL04] Overall discussion

Nobuaki Sato[1], Mituru Uesaka[2], Hiroshi Watabe[3], Tomohiko Arai[4], Naoki Kumagai[5], Yasushi Morishita[5] （1. Tohoku Univ., 2. Japan Atomic Energy Commission, 3. Radiation Safety Council of Universities in Japan, Tohoku Univ., 4. MEXT, 5. NRA）

GXにおいて原子力エネルギーがそのポテンシャルを発揮するには、研究開発体制の再構築が急務である。当分科会では、大学等核燃・RI施設について老朽化への対応や統廃合・拠点化を検討・提言してきた。本企画セッションでは、原子力人材育成と大学等核燃・RI研究施設との関わりについて、原子力委員会及び放射線施設協議会からの講演を頂くと共に、文部科学省、原子力規制庁を交えて再構築に係るパネルディスカッションを行う。

©Atomic Energy Society of Japan

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering | 601-3 Tritium Science and Technology (Fuel Recovery and Refining, Measurement, Iisotope Effect, Safe Handling)

[2A06-11] Tritium Process

Chair:Shunsuke Kenjo(QST)

Tue. Mar 14, 2023 2:45 PM - 4:25 PM Room A (11 Bildg.1F 1101)

[2A06] Fuel System for Small Scale Low Power Fusion Experimental Plants

*satoshi konishi[1] （1. Kyoto Fusioneering Ltd.）

2:45 PM - 3:00 PM

[2A07] Tritium continuous recovery from Liquid Lithium-Lead droplets

*Fumito Okino[1], Yukinori Hamaji [2], Teruya Tanaka[2], Juro Yagi[1] （1. Institute of Advanced Energy, Kyoto University, 2. National Institute for Fusion Scienece）

3:00 PM - 3:15 PM

[2A08] Modeling of hydrogen isotopes retention behavior in pure vanadium.

*Makoto Inami Kobayashi[1,2], Yuji Yamauchi[3], Takuya Nagasaka[1,2] （1. National Institute for Fusion Science, 2. The Graduate University for Advanced Studies, 3. Hokkaido University）

3:15 PM - 3:30 PM

[2A09] Evaluation of response of beta ray induced X-ray spectrum with tritium depth by Monte Carlo simulation

*Masanori Hara[1], Satoshi Akamaru[1], Yuya Fujimoto[1], Tsukasa Aso[2] （1. Univ. of Toyama, 2. NIT Toyama College）

3:30 PM - 3:45 PM

[2A10] Evaluation of physical properties of proton conductor cells fabricated by microwave sintering

*Kosuke Kataoka[1], Hiroyuki Tamiya[1], Keisuke Mukai[1], Juro Yagi[1] （1. KYOTO Univ.）

3:45 PM - 4:00 PM

[2A11] Quantification of Lithium Mass Loss from Advanced Tritium Breeding Material Li2TiO3 + 20wt% Li2ZrO3.

*Akito Ipponsugi[1], Kazunari Katayama[1], Tsuyoshi Hoshino[2] （1. Kyushu University, 2. QST）

4:00 PM - 4:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

小型低出力核融合実験プラントの燃料システム

Fuel System for Small Scale Low Power Fusion Experimental Plants

*小西 哲之[1],
[1]京都フュージョニアリング

民間を中心に、比較的小型で低出力ながら早期の商用核融合プラントを目指した実験が現在世界で複数計画あるいはすでに建設フェーズに入っている。このための燃料システム、安全性、トリチウム取り扱い施設の考え方には、従来考えられていたITER後のGWレベルのDEMOプラントとは大きく異なる考え方と技術的対応が必要となる。本報告は、トリチウムの入手、使用、処理、安全性と開発戦略の面でこの新たな課題を分析する。

キーワード：トリチウム、燃料サイクル、小型核融合実験、安全性、トリチウム施設、民間企業

1. 緒言

従来のわが国の核融合研究計画では実験炉であるITERが第3段階、その結果に基づいて第4段階の原型炉を建設することになっていてその時期は2035年以降とされている。これに対し、現在外国では、より早期の実用化を目指した核融合開発が民間を中心に推進されており、DT燃焼実験は今後10年以内に複数個所で実施される見通しである。これらの燃料循環システムはまだ公表された設計はないものの、これまで考えられてきた原型炉のシステムとはいくつか多くの異なる点が想定される。ここではそれらを摘出し、技術的課題と必要な開発方針を考察する。

2. 小型核融合装置の燃料サイクル

2-1 想定される運転モードと使用トリチウム

現在開発が進められている民間主導の核融合は、公的計画である日本の原型炉や欧州のDEMOと比べて規模はかなり小さく数100MWレベルが想定されている。その形式は様々で、トカマク型に限らず慣性を利用するプラズマ概念も含め、総じて初期はパルス運転で基本的には稼働率の低い運転期間とならざるを得ず、燃焼率も低い。当初から燃料の自己増殖を目指すフルブランケットも、特に液体壁概念では考えられているが、100g以下の少量トリチウムを入手して運転するものと推定される。市場調達は容易とは限らないがこの程度の量は世界的には存在している。どのような形式、運転形態であってもトリチウムシステムは完備して安定に運転できることは必須である。

2-2. トリチウム燃料システム

100gまでのトリチウム燃料の供給回収貯蔵、精製、同位体分離は日米協力によるTSTAで実証されている。簡略化は必要と想定されるが、パラジウム合金による気相での精製はダイレクトリサイクルによる初期運転に対応可能である。問題は増殖ブランケットと発電システムの排熱媒体処理であり、特に現在の計画はすべて液体増殖、高温発電を目指していてTRLは低い。排熱に伴う大量のトリチウム含有媒体の処理と環境放出量制御は最大の問題となりうる。法定濃度よりはるかに低い放出量目標を考慮すべきであろう。

2-3. 許認可体制

現在、英国米国では今後数年のスコープでのDT運転を想定した核融合試験施設の許認可準備が進んでいる。発生する核融合エネルギーが大きくないこと、臨界安全等の問題がないことから、大量トリチウム取り扱い施設に近い扱いが想定されている。国際的に共通化しようという検討も行われている。

---

*Satoshi Konishi[1]

[1]Kyoto Fusioneering Ltd.,

リチウム鉛液滴からのトリチウム連続回収能率

Tritium continuous recovery from Liquid Lithium-Lead droplets

*興野　文人[1]，浜地　志憲[2]，田中　照也[2]，八木　重郎[1]

[1]京都大学エネルギー理工学研究所、[2]核融合科学研究所

液体方式ブランケットに於いてリチウム鉛(LiPb)中に生成されるトリチウム(t)の連続回収能率を検証した。重水素(d)を溶解した LiPb を液滴化して真空中に連続落下させ d を放出させた。濃度推移の理論式より得られた回収率は 0.6～0.7、相当する液滴中での d 移流拡散係数は平均 $2.0\times10^{-7}m^2s^{-1}$ であった。2013 年に実施した短時間試験と類似の結果が得られ連続運転に於いても同等の回収率である事が確認できた。

キーワード：リチウム鉛、　トリチウム回収、　連続運転、　移流拡散係数

1. 緒言

報告者らは液体 LiPb 方式ブランケットにて生成される t を真空中で LiPb 液滴から回収する研究を実施してきた（VST 方式)。従来は原理検証(PoP)レベルの短時間試験であった。今回は長時間連続運転で実用レベル検証を実施した。

2. 試験内容

2-1. 試験装置

Fig. 1 に装置構成を示す。測定はオロシ-II（@核融合科学研究所）に装置を組み込み実施。d 拡散溶解装置{1}で t 増殖を模擬。回収装置{5}内で LiPb を液滴化し d を真空中に放出。d 濃度は放出された d フラックスに比例とした。流量 0.2L/min~0.4L/min、ノズル径 1.0mm、350 ℃、10h 連続運転。

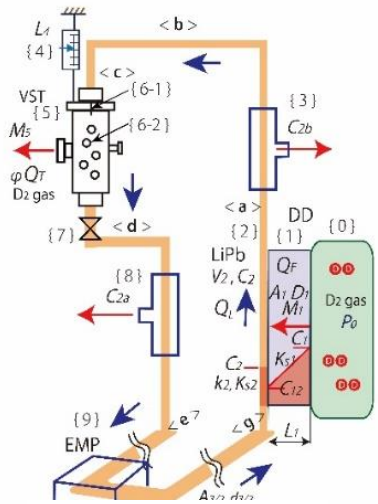


Fig. 1. 装置構成図

2-2. 解析手法

LiPb ループは循環時間に 3h を要する。制約より初期 4 サイクルまでの計測となり、非定常状態での濃度変化から d 放出能率を算出した。流動中の経路方向拡散を考慮した濃度変化の解析が必要でありその概念を Fig. 2 に示す。LiPb 液滴内での d の移流拡散係数(E 値)は球体拡散理論から計算した。

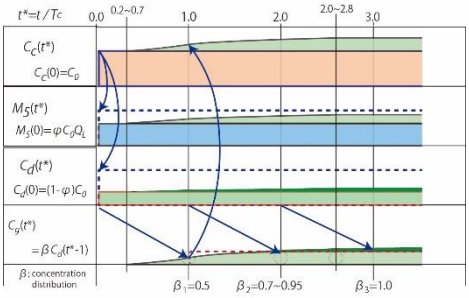


Fig. 2. 濃度変化概念図

2-3. 結果

Fig.3 に得られた d-flux 測定結果の例を示す。8 回測定より得られた LiPb 液滴からの d 回収率は 0.6～0.7、相当する E 値は平均 $2.0\times10^{-7}m^2s^{-1}$ であった。2013 年に実施した短時間落下試験(1 min)で得られた E 値 3.4×10^{-7} m^2s^{-1}[2]と同じく静的拡散係数に対し 2 桁程高い値が得られた。

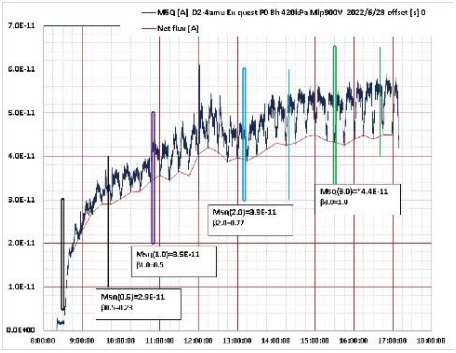


Fig. 3. 放出 flux 変化実測

3. 結論

液体 LiPb 方式核融合炉の実現に不可避である LiPb からの t 回収の連続性能安定性を示す結果が得られた。

参考文献

[1] E. Mas de les Valls et al., Journal of Nuclear Mat. 376 (2008) 353-357.

[2] F. Okino et al., Fusion Science and Technology Vol.64 N. 3 Sept. 2013 pp. 543-548.,

---

*Fumito Okino[1], Yukinori Hamaji[2] , Teruya Tanaka[2] and Juro Yagi[1]

[1]Kyoto University, IAE., [2]National Institute for Fusion Science (NIFS).

純バナジウム中の水素同位体蓄積挙動のモデリング

Modeling of hydrogen isotopes retention behavior in pure vanadium

*小林 真[1,2]、山内有二[3]、長坂琢也[1,2]
[1]核融合科学研究所、[2]総合研究大学院大学、[3]北海道大学

バナジウム内における重水素の捕獲状態及び脱離機構を明らかにすることを目的に、純バナジウムへの重水素イオン照射を行い、昇温脱離実験により重水素脱離挙動を計測、解析した。スペクトル形状から得た脱離の活性化エネルギーを用いた理論モデルにより重水素脱離挙動を再現することに成功した。

キーワード：水素吸蔵合金, バナジウム, 昇温脱離法

1. 緒言

金属中における水素同位体の移行現象、特に拡散と吸蔵過程の詳細な理解は核融合炉燃料挙動の理解に役立つ。水素吸蔵材料内では、格子間位置を拡散する水素同位体が材料元素と化学結合を形成し、それに伴い相変化が誘起される。このような相変化に伴い水素同位体拡散挙動も変化するため、各過程はカップリングしており、その理解と数値解析によるモデリングは興味深い。本研究では、純バナジウムに水素同位体を注入し昇温脱離実験を行うことで、水素同位体滞留量、脱離挙動を調べ、数値モデリングによる解析を行った。

2. 実験・解析方法

純バナジウムを 50 × 5 mm^2, 0.22 mm^t に加工し、超高真空下で抵抗加熱により、1173 K にて 30 分間熱処理を行った。その後、試料温度 323 K にて重水素イオン(D_3^+)照射を行った。この際の重水素イオンエネルギーは 5 keV, フラックスは 5.0×10^{18} D^+ $m^{-2}s^{-1}$ であった。このエネルギーの重水素イオンのバナジウム中の侵入深さは、SRIM コードにより 60 nm と評価された。重水素イオンフルエンス 1.0×10^{22} D^+ m^{-2}, 2.0×10^{22} D^+ m^{-2}, 5.0×10^{22} D^+ m^{-2} の 3 条件の試料を調整した。これらの試料に対し、大気に曝露することなく、昇温脱離(TDS)実験を実施した。この際の昇温速度は 30 K/min, 最大温度は 1173 K であった。

結果・結論

重水素イオンフルエンスの異なる 3 試料の重水素 TDS スペクトルを図に示す。フルエンスの増加に対しスペクトルの形状はほとんど変化しなかった。このスペクトルに対し、反応率の時間変化から活性化エネルギーを算出できる Freeman-Carroll 法[1]による解析を行ったところ、重水素脱離の活性化エネルギーは約 1.8 eV と評価された。この活性化エネルギーは捕獲状態の重水素の脱捕獲と拡散の活性化エネルギーの和に相当すると考えられる。このエネルギーを用い、バナジウム中での水素同位体の脱捕獲・再捕獲、拡散、及び表面再結合の競合反応モデルを用いた解析により重水素脱離スペクトルを評価した。図に示す通り、上記モデルによる脱離スペクトル評価は十分に実測値を再現することが確認された。

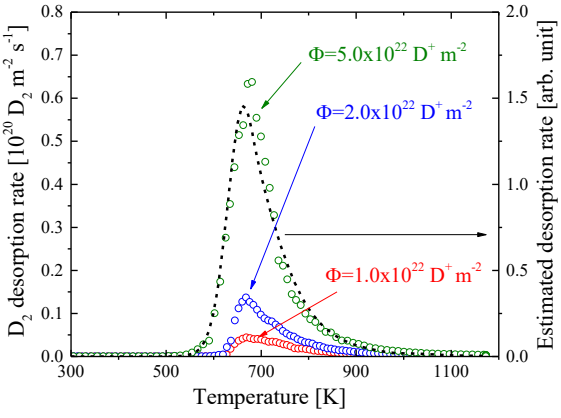


図 重水素イオンフルエンスの異なるバナジウム試料からの重水素脱離スペクトルと理論モデル予測されたスペクトル(点線)

[1] E. Segal and D. Fatu, J. Therm. Anal., 9 (1976) 65.

* Makoto I. Kobayashi[1,2], Yuji Yamauchi[3], Takuya Nagasaka[1,2]
[1]National Institute for Fusion Science, [2]SOKENDAI, [3]Hokkaido University

固体中トリチウムの深さ方向へのベータ線誘起 X 線スペクトルの応答性のモンテカルロシミュレーションによる評価

Evaluation of Response of Beta Ray Induced X-Ray Spectrum with Tritium Depth by Monte Carlo Simulation

*原　正憲[1]、赤丸　悟士[1]、藤本　裕也[1]、阿蘇　司[2]
[1]富山大学，[2]富山高専

固体中（アルミニウム、鉄）のトリチウムにより誘起される X 線スペクトルをトリチウムの深さ分布を変化させシミュレーションした。β線誘起 X 線スペクトルの形状はトリチウムの深さにより変化するが、変化の小さな領域も見出された。

キーワード：固体中トリチウム，ベータ線誘起 X 線スペクトル，モンテカルロシミュレーション

1. 緒言　固体中のトリチウムを定性的に測定する方法として、β線誘起 X 線分光法（BIXS）が利用されている。BIXS により固体中トリチウムを定量的に測定するためには、β線誘起 X 線スペクトル（BIX スペクトル）の形状とトリチウム分布の関係を知る必要がある。このため、固体中のトリチウム分布が異なるとどのように BIX スペクトルの形状が変化するかをモンテカルロシミュレーションにより検討してきている。今回、アルミニウムと鉄中のトリチウムにより発生する BIX スペクトルをシミュレーションした。

2. BIX スペクトルシミュレーション　スペクトルのシミュレーションはモンテカルロ法により行った。プログラムは Geant4 で構築されたスケルトンテンプレート Galet[1]を用いて作成した。計算における幾何学配置は、試料と検出器で構成されており、検出器は Ge 半導体検出器を模擬した。シミュレーションではトリチウムの分布する領域を変化させ、BIX スペクトルの形状の変化を求めた。

3. BIX スペクトルの形状変化　図にアルゴン雰囲気中でアルミニウムの表面近くに 10nm の厚さでトリチウムを分布させた際の BIX スペクトルのシミュレーション結果を示す。実測スペクトルを模擬するために、σ=100eV のガウス関数で分解能を減少させている。上から、表面より 0-10nm の領域でトリチウムを分布させた BIX スペクトル、2 番目は 40-50nm の領域、3 番目は 80-90nm の領域である。トリチウムの分布位置を変えてもスペクトル形状に有意の違いはみられなかった。この領域ではアルミニウム中のトリチウムの深さをスペクトル形状から決定するのは難しいことが示唆された。鉄での結果は当日報告する。

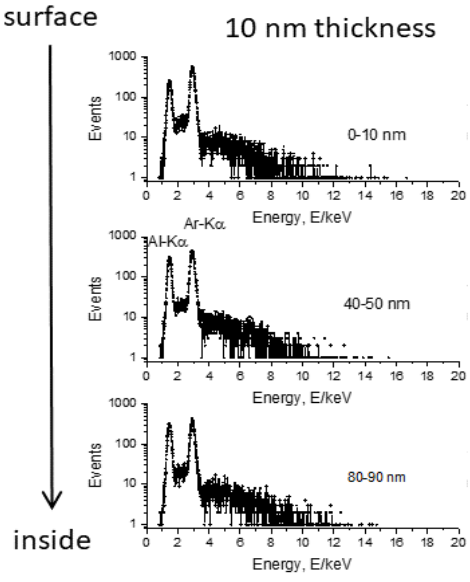


図　アルミニウム中のトリチウムによるBIXスペクトル

本研究は KAKENHI 22H01199 により助成され実施したものである。

参考文献　[1] T. Aso, W. Takse, T. Sasaki, “Galet-Geant4 based application templet for primers”, Transactions on GIGAKU press, Nagaoka Univ., 6(2019)1-12.

---

*Masanori Hara[1], Satoshi Akamaru[1], Yuya Fujimoto[1], Tsukasa Aso[2]
[1]Univ. Toyama, [2]NIT, Toyama collage.

マイクロ波焼結により製作したプロトン導電体セルの物性評価

Evaluation of physical properties of proton conductor cells fabricated by microwave sintering

*片岡 浩輔[1], 田宮 裕之[1], 向井 啓祐[1], 八木 重郎[1]
[1]京都大学

プロトン導電気体セルを用いた水素同位体燃料の分離回収方法が検討されている。本研究では、固体電解質セルの性能向上を目指しマイクロ波焼結により製作し、インピーダンス測定により導電体セルのイオン伝導度及び活性化エネルギーを算出し物性評価を行う。

キーワード：プロトン導電体、ダイバータ排気、水素同位体

1. 緒言

核融合炉ダイバータから排気されるガスに含まれる水素同位体を分離回収し、直接炉心に注入する DIR（Direct Internal Recycling）システムの候補材料の一つにプロトン導電体が挙げられる。プロトン導電体は固体電解質であり、電圧を印加することにより水素同位体を移動させることができる。この性質により、移送速度の違いから同位体分離できる可能性が考えられる。本研究では、プロトン導電体の一つであるバリウムジルコネートにイットリウムをドープした固体電解質セルをマイクロ波焼結により製作し、インピーダンス測定により導電体セルのイオン伝導度及び活性化エネルギーを算出する。本研究では、電気炉焼結によりセルとの比較を行い、密度や結晶構造、導電性についての知見を得ることを目的とした。

2. 実験方法

$BaZr_{0.8}Y_{0.2}O_{3-\alpha}$は次の手順で製作した。初めに、$BaCO_3$、$ZrO_2$、$Y_2O_3$を用いて指定のモル比になるように秤量した。次に、ボールミルにて 24 時間粉末を混合後、金型を用いて 9 MPa でペレットに成形し、電気炉にて 1000℃で 10 時間仮焼結を行い、この作業を二度繰り返した。最後に、金型を用いて 45MPa でペレットに成形した後、電気炉にて 1200℃で 24 時間本焼結を行なった。試料の構造を調べるために、Co 線源を用いた XRD により本焼結後の導電体セルの結晶構造を分析した。また、FE-SEM を用いて導電体セルの表面を観察し、EDX 装置を用いて導電体セルの組成分析を行った。

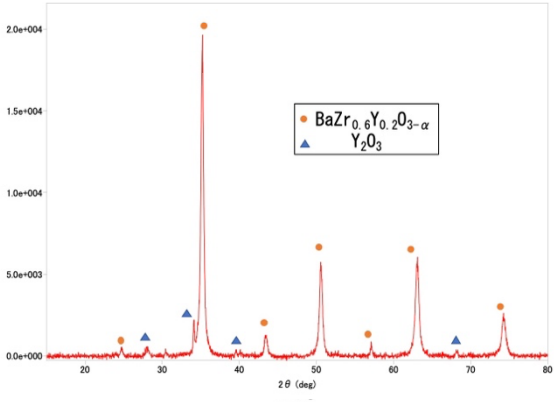


図 1　X 線回折ピーク

3. 結果・考察

XRD 分析を行なった結果、Y_2O_3 など Y の組成が異なる結晶の生成を確認した。原因としては、ボールミル作業の時間が短く十分に試料が混合されていないことが考えられる。また、EDX 装置を用いて組成分析を行なった結果、試料の組成は $BaZr_{0.6}Y_{0.2}O_{1.9}$ であることを確認した。今後は、マイクロ波焼結により導電体セルを製作し、構造分析や電気測定を行い、マイクロ波焼結を施したセルと電気炉焼結を施したセルの比較により導電体セルの性能評価を行う。

---

*Kosuke Kataoka[1], Hiroyuki Tamiya[1], Keisuke Mukai[1], Juro Yagi[1]
[1]Kyoto Univ.

先進固体トリチウム増殖材 Li_2TiO_3 + 20wt% Li_2ZrO_3 からのリチウム蒸発量の定量

Quantification of Lithium Mass Loss from Advanced Tritium Breeding Material Li_2TiO_3 + 20wt% Li_2ZrO_3

*一本杉　旭人[1]，片山　一成[1]，星野　毅[2]
[1]九州大学，[2]量研機構

先進固体トリチウム(T)増殖材 Li_2TiO_3 + Li_2ZrO_3 からのリチウム蒸発量の定量、並びにリチウム(Li)蒸発現象の温度と水蒸気濃度依存性を調査した。得られた結果に基づき、ブランケットにおける Li 蒸発量とそれに伴う T 生成量の減少量について議論する。

キーワード：固体トリチウム増殖材、Li_2TiO_3 + 20wt% Li_2ZrO_3、リチウム蒸発、トリチウム

1. 緒言

持続的で安全な核融合炉燃料サイクルの確立に向けて、固体 T 増殖材料からの Li 脱離挙動の理解が必要不可欠である。Li または LiOH として蒸発脱離した Li は周辺の構造材料を腐食する原因となる。また、核反応生成 T 量が減少することにも繋がる。これらを背景に、Li 含有密度を高めた Li_2TiO_3 + 20wt% Li_2ZrO_3 ($Li_{2.4}TiZr_{0.2}O_{3.6}$, LTZO) 微小球が新しく QST により開発され、その特性の高さ故に、先進材料として期待されている[1]。本研究では、LTZO 微小球に対して、リチウム蒸発量の定量、並びに温度と水蒸気濃度依存性を調査し、それに基づき、ブランケットにおける Li 蒸発量を求めた。

2. 実験と計算

Li 蒸発量は、加熱前後の LTZO 微小球試料の重量変化から、脱離水蒸気重量を差し引くことで定量した。ブランケット最高温度である 900ºC, 1,000PaH_2/Ar 雰囲気にて最長 30 日加熱し、Li 蒸発脱離量を評価した。その際、比較対象として、同じく QST 製の $Li_{2.00}TiO_{3.00}$ (Pebble200), $Li_{2.10}TiO_{3+y}$ (Pebble210) [2]を参照した。

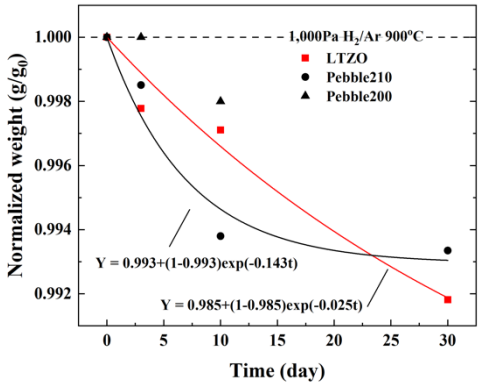


図 1. 各固体 T 増殖材からの Li 質量移行量

3. 結果・考察

図 1 に Li 蒸発脱離による質量減少量の経時変化を示す。LTZO は Pebble210 と比較して、脱離速度は遅くなるものの、最終的な脱離量は大きくなることが明らかとなった。別途実施した実験により、質量減少速度の温度依存性が小さかったことと、SEM 観察により細孔が不明瞭であったことから、添加された比較的不安定な Li が外部へ脱離する移行過程が、質量減少を律速していると考えられる。本発表では、実験により求めた温度依存性と水蒸気依存性を加味した Li 蒸発脱離速度を、ブランケットモジュールのデザイン[3]に適用することで、Li 蒸発量の時間変化を評価する。加えて、蒸発した Li により、損失された T 生成量も評価する。

参考文献

[1] T. Hoshino, Nuclear Mat. Eng., 9 (2016) 2221-226. [2] A. Ipponsugi, et al., Nucl. Mater. Energy 25 (2020) 100777
[3] Y. Someya, et al., Plasma Fusion Res. 6 (2011) (2405108-1-2405108-4).

*Akito Ipponsugi[1], Kazunari Katayama[1], and Tsuyoshi Hoshino[2]
[1]Kyushu Univ., [2]QST

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

[2B01-04] Dose Assessment and Manegement

Chair:Kentaro Manabe(JAEA)

Tue. Mar 14, 2023 9:30 AM - 10:35 AM Room B (11 Bildg.1F 1102)

[2B01] Study of light absorption in-situ measurement by γ ray irradiation to PVA-KI gel dose meter

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

9:30 AM - 9:45 AM

[2B02] Radiation protection and safety design in NanoTerasu

*Masayuki Hagiwara[1], Hiroki Matsuda[1], Akihiro Takeuchi[1], Toshiro Itoga[2], Hiroyuki Konishi[1] (1. National Institutes for Quantum Science and Technology, 2. Japan Synchrotron Radiation Research Institute)

9:45 AM - 10:00 AM

[2B03] Development of Radiation Shielding Material Using GOS and WHA as Aggregates

*Kohichi Nakayama[1], Koichi Nitto[2], Yoshiaki Kiyanagi[3], Ryoma Kitagaki[4], Takashi Kamiyama[4], Hirotaka Sato[4] (1. TOSHIBA ESS, 2. TTSI, 3. Professor Emeritus of Hokkaido Univ., 4. Hokkaido Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM

[2B04] Evaluation of alpha-nuclide deposition on sampling vessel of stagnant water at Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*Katsuhiro konno[1], Hajime katsumata[1], Mamoru kamoshida[1] (1. TEPCO HD)

10:15 AM - 10:30 AM

©Atomic Energy Society of Japan

PVA-KI ゲル線量計へのγ線照射よる光吸収 In-situ 測定研究

Study of light absorption *in-situ* measurement by γ ray irradiation to PVA-KI gel dose meter

*砂川 武義[1]，吉橋 幸子[2]，Glenn,HARVEL[3]，青木 祐太郎[1]
[1]福井工業大学，[2]名古屋大学大学院，[3]オンタリオ工科大学

近年、放射線がん治療において容易に放射線を可視化する手法が求められている。本研究室では、PVA と KI からなるゲル状化学線量計（ゲル線量計）を開発した[1)]。本研究では、γ 線照射と同時に光吸収測定する *in-situ* 測定 システムを構築し、*in-situ* 測定システムによる受光カウントと電離箱による吸収線量の時間分解測定を行うことにより、PVA-KI ゲルへγ線照射効果を明らかにすることを試みた。

キーワード：化学線量計、ゲル線量計、放射線治療、in situ 測定

1. 緒言

PVA-KI ゲルは、放射線がん治療で必要とされる 2Gy 以上吸収線量域において、感度よく放射線を可視化する技術として 研究・ 開発が行われている[1)]。本研究では、PVA-KI ゲルに特化したγ線照射と同時に光吸収測定を行うことが可能な *in-situ* 測定システムを構築し、受光カウントと電離箱による吸収線量の時間分解測定を行うことにより、 PVA-KI ゲルへのγ線照射の特性を明らかにすることを目的とした。

2. 実験

本研究で使用した PVA-KI ゲルは、PVA（重合度 2000、ケン化度 86.5-89.0 mol%）：5.5 wt%、KI：9.1 wt%、ホウ砂：3.6 wt%、果糖：4.9 wt%、H_2O：76.9 wt%で作製し、光路長 1 cm の PMMA 製ディスポセルに封入して用いた。γ線照射は、名古屋大学コバルト 60 ガンマ線照射室で行った。照射条件は線量率約 197mGy/min で約 20Gy 照射した。ここで、γ 線の吸収線量は電位計（EMF521A 型 EMF ジャパン製）、電離箱線量計(TN31013 型 0.3cm^3 指頭形　ドイツ PTW 社製)を用いて測定された。照射試料は、コバルト 60 γ線源から 50cm の位置に光吸収 *in-situ* 測定用セルホルダーと電離箱を並べて設置した。光吸収 *in-situ* 装置による受光カウント測定は 10 秒間隔で、電離箱は 0.5 秒間隔で測定を行った。

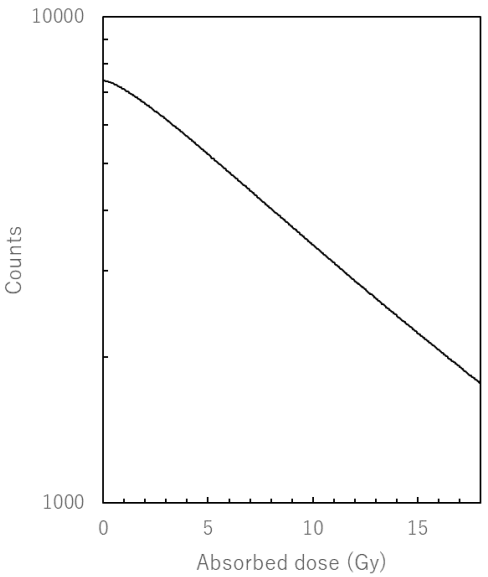


Fig.1 γ線照射における受光カウントと電離箱による吸収線量測定結果

3. 結果

Fig.1 に PVA-KI ゲルへのγ照射による、カラーセンサ Blue (455 – 630 nm) *in-situ* 測定における受光カウントの対数表示を縦軸に電離箱により測定した吸収線量を横軸に、各測定の測定時間を対応させた結果を示す。ここで、PVA-KI ゲルの測定による受光カウントは電離箱による測定との間に約 1～18Gy まで、線形性を示している。なお、電離箱による吸収線量の時間分解測定結果は、約 0.3～18Gy まで線形性を示している。詳細は講演時に報告する。

参考文献

1)　砂川 武義 青木 祐太郎 放射線化学 , 112 pp. 53 60 (20 21

* Takeyoshi Sunagawa[1], Sachiko Yoshihashi[2], Glenn Harvel[3], Yutaro Aoki[1]
[1] Fukui University of Technology, [2] Nagoya University, [3] Ontario Tech Univ.

次世代放射光施設（NanoTerasu）の放射線管理

Radiation Protection and Safety of NanoTerasu

*萩原 雅之[1]，松田 洋樹[1]，竹内 章博[1]，糸賀 俊朗[2]，小西 啓之[1]

[1]QST，[2] JASRI

次世代放射光施設（NanoTerasu）は、最新の Multi-bend achromat 設計を採用した 3GeV 高輝度放射光施設として 2024 年度にユーザーに放射光を提供することを目指して整備が進んでいる。NanoTerasu では、「ユーザーが放射線業務従事者でなくても可能な限り放射光実験に参加できること」を基本方針として、加速器や放射光ビームラインから実験ホールへの漏洩線量を抑えた遮へい設計やインタロックシステム等により、放射光実験を非管理区域で行うことを可能とした。実験ホールの非管理区域化により、多くのユーザーにとってより利用しやすい開かれた施設となることが期待される。

キーワード：ナノテラス，放射光，管理区域設定，インタロック

1. 緒言

これまでの国内の放射光施設では実験ホール全域が放射線管理区域として管理され、ユーザーの立ち入りには多くの負担・制限があった。NanoTerasu では遮へい設計、インタロック等の放射線安全対策を慎重に検討して、国初の放射光施設実験ホールの非放射線管理区域化をはかった。[1]

2. 方法及び結果

2020 年から遮へいや安全設備の設計を開始し、2022 年 3 月に許認可申請を行い、10 月に原子力規制委員会から使用許可証の交付を受けた。今後 2023 年 4 月から加速器調整運転を開始し、2023 年度中に登録検査機関による施設検査を受検する予定である。図 1 に 110 m のライナックと周長 350 m の蓄積リングから構成される NanoTerasu の管理区域設定を示す。原子力規制庁との協議により、放射光ビームラインは放射線発生装置の一部として見なすこととなったため、実験ホールは大部分が非管理区域となるが、放射線発生装置室と定義される。管理区域に立ち入らないユーザーは、放射線業務従事者登録は不要となるが、教育訓練は必須となる。講演では NanoTerasu における放射線管理の概要を述べる。

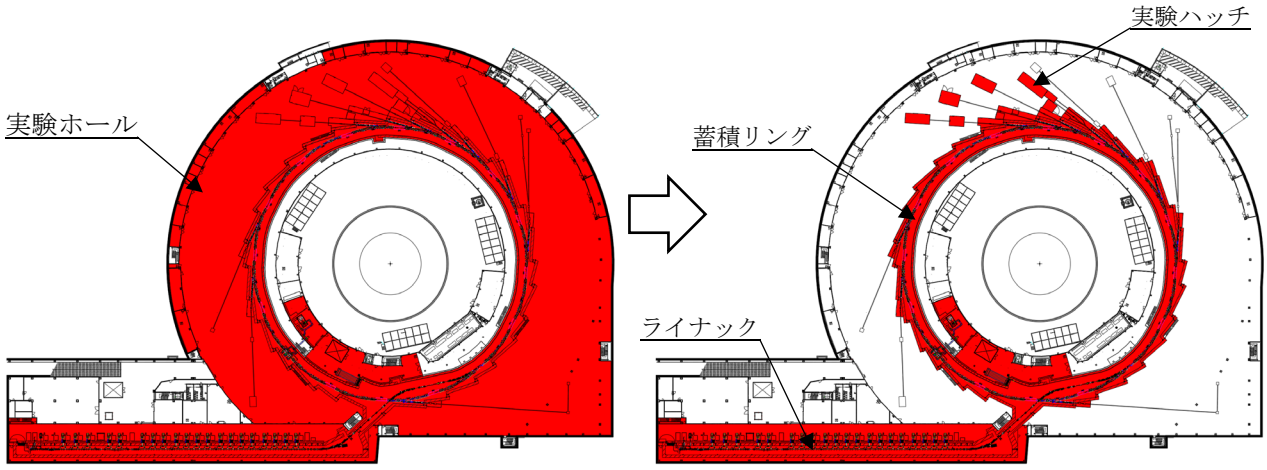


図 1 管理区域（赤塗部）（左図：従来の管理区域設定、右図：NanoTerasu の管理区域設定）

参考文献

[1] QST 研究開発報告書(QST-R-23)，次世代放射光施設(NanoTerasu)における放射線安全対策, 2022 年 12 月

*Masayuki Hagiwara[1], Hiroki Matsuda[1], Akihiro Takeuchi[1], Toshiro Itoga[2], Hiroyuki Konishi[1]

[1]QST, [2]JASRI

GOS と WHA を骨材とした放射線遮蔽体の開発

Development of Radiation Shielding Material Using GOS and WHA as Aggregates

*中山 幸一[1]，日塔 光一[2]，鬼柳 善明[3]，北垣 亮馬[4]，加美山 隆[4]，佐藤 博隆[4]
[1]東芝エネルギーシステムズ，[2]東芝テクニカルサービスインターナショナル，
[3]北海道大学名誉教授，[4]北海道大学

γ線・熱中性子の両方を従来よりも効率良く遮蔽でき、かつ放射線・放射性物質の管理状況を可視光で確認できる、新しい放射線遮蔽体を開発している。酸硫化ガドリニウム（GOS）およびタングステンヘビアロイ（WHA：W96%、Ni1.5%、Cu2.4%）を遮蔽材料の細骨材として混合配合したモルタル試験体を試作し、放射線透過試験を実施した。その結果、γ線および熱中性子の両方に対し、試作した遮蔽体が鉄や重コンクリート等の従来遮蔽体に比べ、配合割合に応じて同等以上の遮蔽効果を有することを確認した。

キーワード：放射線、γ線、中性子、遮蔽体、酸硫化ガドリニウム、GOS、タングステンヘビアロイ、WHA

1. 緒言

これまで高効率の放射線遮蔽体の開発を目的として、酸硫化ガドリニウム（GOS）を骨材に用いたモルタル試験体を製作し、強度試験および放射線遮蔽性能試験を行ってきた。その結果、通常のコンクリートと同等の強度、およびγ線・熱中性子の両方に高い遮蔽効果を持つことを確認できた[1,2]。今回、γ線の遮蔽性能の更なる向上を目指し、GOS に加えタングステンヘビアロイ（WHA）を混合配合したモルタル試験体を製作し、放射線透過試験により遮蔽性能を評価した。

2. 放射線透過試験の方法

γ線の遮蔽効果を高めるため、WHA を骨材としてできる限り多く配合（体積割合 34%）した Case[A]、WHA の配合割合を減らし、GOS を体積割合 5%混合配合した Case[B]、GOS の配合割合をそれぞれ 1～4%とした Case[C-1～C-4]の計 6 種類の配合割合でモルタル試験体を製作した。Case[A]の密度は 8.1 g/cm^3 で鉄の無垢材とほぼ同じで、一般の重コンクリートと比べて約 2.5 倍の密度である。また、Case[A]及び[B]では厚さの異なるステップウェッジ（SW）も製作した。放射線透過試験では住重アテックス（株）の陽子サイクロトロン中性子源を用い、比較のために Fe, Cu, Mo, Pb, WHA と GOS 無垢材の SW を同時に撮影した。γ線は、サンプル後方に直接 IP を設置し、中性子は In, Dy, Mo の放射化コンバータの IP 転写により中性子エネルギーの異なる画像を得て透過量を評価した。

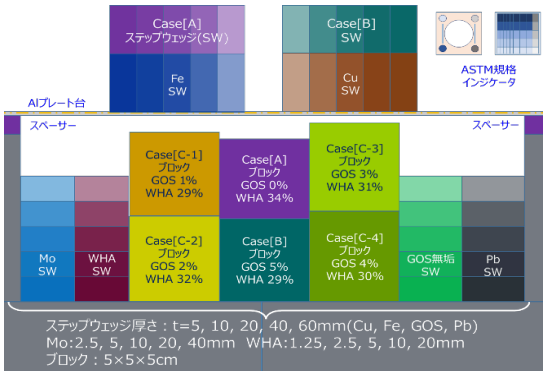


図 1　放射線透過測定レイアウト

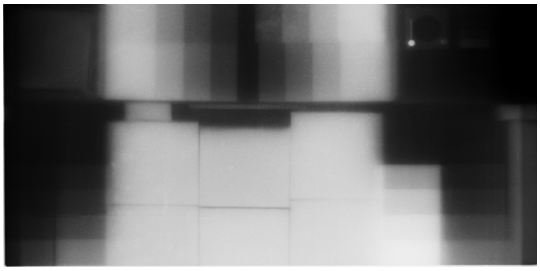


図 2　In コンバータを用いた IP 転写法撮影結果

3. 試験結果

撮影時のレイアウトを図 1 に、In コンバータで撮影した結果を図 2 に示す。GOS を配合することで、熱中性子領域から熱外中性子領域の中性子に対する遮蔽効果が高められることが分かった。発表では、γ線による透過特性についても報告する。

参考文献 [1] 中山，他，第 59 回アイソトープ・放射線研究発表会 予稿集, 119 (2022)
[2] K. Nakayama et al., The 76th RILEM Annual Week 2022 and ICRCS 2022 Extended abstracts, NDT_25 (2022)

*Kohichi Nakayama[1], Koichi Nittoh[2], Yoshiaki Kiyanagi[3], Ryoma Kitagaki[4], Takashi Kamiyama[4] and Hirotaka Sato[4]
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corp., [2]Toshiba Technical Services International Corp., [3]Professor Emeritus of Hokkaido Univ. and [4]Hokkaido Univ.

福島第一原子力発電所滞留水におけるサンプリング容器のα核種付着の評価について

Evaluation of alpha-nuclide deposition on sampling vessel of stagnant water at Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*今野　勝弘[1]，勝又　一[1]，鴨志田　守[1]
[1]東京電力ホールディングス株式会社

福島第一原子力発電所（以下、1F）の全α濃度測定で使用されているポリエチレン製容器等について、α核種が容器内面に付着する影響を評価した。その結果、分析期間を考慮しても、現状の分析結果に影響はないことを確認した。

キーワード：福島第一原子力発電所、α核種、全α濃度、サンプリング容器

1. 緒言

1F では震災により、津波や地下水流入の影響を受け建屋に滞留水が発生したが、循環注水を行っている 1～3 号機原子炉建屋、及び浄化処理のため汚染水を一時的に貯水しているプロセス主建屋及び高温焼却炉建屋を除く建屋において 2020 年に処理完了した。現在、原子炉建屋のトーラス室底部では、燃料デブリ由来のα核種が微粒子状とイオン状で滞留水中に存在しており、サンプリングにより全α濃度を測定し状況を把握しながら滞留水処理を進めている。一方で、従前の知見で容器内面へのα核種の付着があることが知られており、滞留水実液を使用し、1F で使用されているサンプリング容器と、一般的な容器での付着試験を実施した。

2. 評価方法

滞留水実液を用いて、1F で使用されているポリエチレン製容器の他、一般的な容器として、テフロン製容器、ＰＥＴ製容器、ガラス製容器を選定し、α核種が容器内面に付着することによる全α濃度の低下傾向を評価した。選定した各容器について、滞留水実液の原液、10μｍろ過した液、0.1μｍろ過した液を入れ、0 日後、3 日後、14 日後、30 日後、90 日後の容器付着による全α濃度の低下傾向を評価した。

3. 評価結果と結論

図１はポリエチレン製容器に入った滞留水実液の原液、図２は同製容器の 0.1μｍろ過した液の経過日数による全α濃度の傾向を示す。図１の滞留水実液の原液では全α濃度の低下傾向は見られなかった。図２の 0.1μｍでろ過した液については 90 日後に全α濃度の低下傾向が見られた。また、10μｍろ過した液についても同様に低下傾向が見られた。ポリエチレン製容器の他、テフロン製容器、ＰＥＴ製容器、ガラス製容器についても、原液では低下傾向は見られず、0.1μｍ、10μｍ でろ過した液については低下傾向が見られた。一方で、定期サンプリングは長くても２週間程度で分析を実施しているため、今回の試験にて 30 日後まではどの容器も付着傾向は確認されておらず、現状の分析結果に影響はないと考えている。

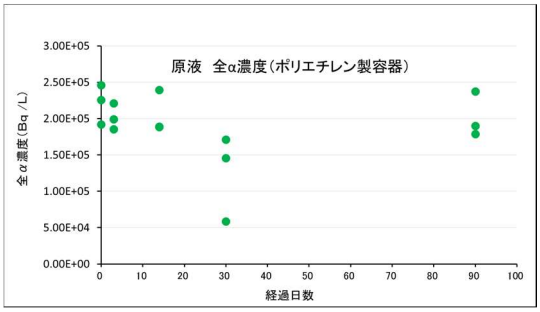


図１　滞留水原液の全 α濃度の傾向

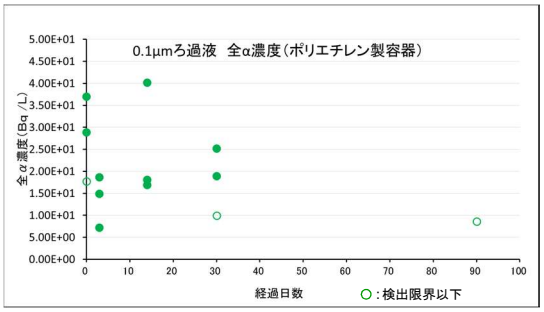


図２　0.1 μm ろ過した液の全 α濃度の傾向

*Katsuhiro konno[1], Hajime katsumata[1] and Mamoru kamoshida[1]
[1]Tokyo Electric Power Company Holdings,Inc.

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

[2B05-09] Environmental Radiation in Fukushima River

Chair:Hiroaki Terada(JAEA)

Tue. Mar 14, 2023 10:35 AM - 12:00 PM Room B (11 Bildg.1F 1102)

[2B05] Evaluation of labile ^{137}Cs in Fukushima rivers by diffusive gradients in thin films (DGT)

*Takuro Tanaka[1], Takumi Saito[1], Kanako Toda[1], Kenso Fujiwara[2], Motoki Terashima[2], Takahiro Nakanishi[2], Natsuko I Kobayashi[1], Keitaro Tanoi[1], Hiroaki Kato[3] （1. UTokyo, 2. JAEA, 3. Univ. of Tsukuba）

10:35 AM - 10:50 AM

[2B06] Estimations of dissolved radiocesium concentration based on the solid-liquid partition coefficient in rivers in the Hamadori area, Fukushima prefecture

*Yukio Takeuchi[1], Koki Nasu[1], Ayumi Irisawa[1], Shaoyan Fan[1], Keisuke Taniguchi[2], Yuichi Onda[3] （1. Fukushima Prefectural Centre for Environmental Creation, 2. National Institute of Technology, Tsuyama College, 3. Univ. of Tsukuba, Center for Research in Isotopes and Environmental Dynamics）

10:50 AM - 11:05 AM

[2B07] A study of sampling methods to evaluate Cs-137 suspended particles in a river

*Koki Nasu[1], Yukio Takeuchi[1], Ayumi Irisawa[1], Shaoyan Fan[1], Keisuke Taniguchi[2], Yuichi Onda[3] （1. Fukushima Prefectural , 2. NIT Tsuyama College, 3. Univ. of Tsukuba）

11:05 AM - 11:20 AM

[2B08] Evaluation of radiocesium uptake from food by the starry flounder, an euryhaline fish, under different salinity conditions

*Yuuki Manome[1], Toshihiro Wada[1] （1. Fukushima Univ.）

11:20 AM - 11:35 AM

[2B09] Fish rearing with ALPS treated water and tritium transfer from seawater into fish's FWT.

*Yuta Ichiba[1], Toshihiro Shibata[1], Takeshi Furuta[1], Noboru Ishizawa[1], Takayuki Irino[1], Kazuo Yamanaka[1] （1. TEPCO HD）

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

DGT を用いた福島県河川における ^{137}Cs 置換活性成分の評価 （3）地球化学パラメータを用いた検討

Evaluation of labile ^{137}Cs in Fukushima rivers by diffusive gradients in thin films (DGT)
(3) Relations between geochemical parameters

*田中 琢朗[1]，斉藤 拓巳[1]，戸田 賀奈子[1]，藤原 健壮[2]，寺島 元基[2]，中西 貴宏[2]，
小林 奈通子[1]，田野井 慶太朗[1]，加藤 弘亮[3]
[1]東京大学，[2]JAEA，[3]筑波大学

河川中の ^{137}Cs の大部分は懸濁物質中の粘土鉱物などに強く固定されているが，一部容易に脱離する置換活性な Cs も存在する．本研究では，DGT と呼ばれるパッシブサンプラーを用いて，福島県の河川で，^{137}Cs の置換活性成分をその場サンプリングし，河川環境による地球化学パラメータの違いが置換活性成分に与える影響を議論する．

キーワード：DGT，パッシングサンプラー，Cs 置換活性成分，懸濁物質

1. 緒言

2011 年 3 月の福島第一原子力発電所事故により放出され，現在も森林環境中に残存する ^{137}Cs は，河川水系を通じて生活圏に移動し，動植物に取り込まれる懸念がある[1]．水環境中の ^{137}Cs の大部分は，水中に浮遊する粘土鉱物を主とした懸濁粒子に吸着している．このような懸濁態 Cs の一部は比較的容易に脱離することが知られており（置換活性），生物利用可能な Cs を考える上で重要となる[2]．本研究では，福島県の複数河川で DGT を用いた置換活性な ^{137}Cs のその場サンプリングを行い，河川の地球化学パラメータと比較することで、その影響を明らかにすることを目的とした．

2. 実験

DGT（diffusive gradients in thin films）は環境中の微量金属イオンをその場サンプリングするため，1992 年に W. Davison ら[3]により開発されたパッシブサンプラーの一種である．Cs 用 DGT[2]を福島県の複数河川に対し，2022 年 6 月に 11 箇所と 9 月に 5 箇所へ適用した．錘を用いて川底に定置したデバイスを回収し，吸着ゲル中の ^{137}Cs を Ge 半導体検出器を用いて測定し，設置期間中の ^{137}Cs 置換活性成分濃度を算出した．

3. 結果・考察

DGT により得られた ^{137}Cs の置換活性成分は，河川水中の共存陽イオンと負の相関を示した．このことは，懸濁物質からの置換活性成分の脱離がイオン交換により説明され，イオン強度が高い環境下では置換活性なサイトの Cs が他の陽イオンにより置換されていることを示唆する．発表では，^{137}Cs の置換活性成分と，地球化学パラメータとの関係をより詳細に報告する．

参考文献

[1] A. Kitamura, M. Yamaguchi and H. Kurikami, et, al., Anthropocene, vol.5, 22–31(2014).
[2] 田中琢朗, “DGT デバイスを用いた福島県河川における ^{137}Cs 置換活性成分の評価,” 東京大学卒業論文(2021).
[3] H. Zhang and W. Davison, Nature, vol.367, 546–548(1994).

---

*Takuro Tanaka[1], Takumi Saito[1], Kanako Toda[1], Kenso Fujiwara[2], Motoki Terashima[2], Takahiro Nakanishi[2]. Natsuko I. Kobayashi[1], Keitaro Tanoi[1] and Kato Hiroaki[3]
[1]UTokyo, [2]JAEA, [3]Univ. of Tsukuba

福島県浜通りの河川における固液分配係数に基づく溶存態放射性セシウム濃度の推定

Estimations of dissolved radiocesium concentration based on the solid-liquid partition coefficient in rivers in the Hamadori area, Fukushima prefecture

*竹内幸生[1]，那須康輝[1]，入澤歩[1]，樊少艷[1]，谷口圭輔[2]，恩田裕一[3]
[1]福島県環境創造センター，[2]津山高専，[3]筑波大学アイソトープ環境動態研究センター

福島県浜通りを流れる 5 河川において河川水と河床土の採取を行い、河川水の溶存態と河床土との ^{137}Cs の見かけの Kd 値を算出した。この Kd 値を用いて、河床土の報告値から溶存態 ^{137}Cs 濃度を推定し、その適用性について、実測値との比較を基に検討した。

キーワード：河川，放射性セシウム，溶存態放射性セシウム，河床土

1. 緒言

現在、福島県内の河川における溶存態 ^{137}Cs 濃度は 0.001Bq/L 程度と極めて低く、定量には大量の試料採水やろ過時間が必要となる。しかし、その濃度の定量は河川水を利用する周辺住民への情報提供や、環境中の動態把握のために重要である。環境省による河川モニタリング[1]では、河川水は溶存態と懸濁態の合計で下限値 1Bq/L とし、現在検出下限値未満が続く一方、その他に、ほぼ全ての地点で河床土試料の ^{137}Cs 濃度の実測値も併せて報告されている。そこで、溶存態と河床土の見かけの固液分配係数（Kd 値）を明らかにすることにより河床土中 ^{137}Cs 濃度から溶存態濃度を推定することを目的として、溶存態と河床土との Kd 値の調査を行った。また、比較のために溶存態と懸濁態との Kd 値も併せて調査した。なお、河床土については粒度分析も行い、粒度補正の有無による差についても検討した。

2. 方法

福島県浜通りの 5 河川（木戸川、富岡川、熊川、前田川、小出谷川）において、2019 年～2022 年に年 1～4 回、河川水と河床土を同日に採取した。河川水は 40L～100L を採取し、懸濁態はメンブレンフィルター（孔径 0.45 μm）により捕集し、溶存態はろ液に含まれる ^{137}Cs を陽イオン交換樹脂に吸着させて試料とした。河床土はφ5cm×5cm の採土器により合計約 500 mL 採取し、篩別により粒径 2 mm 以下を試料とした。^{137}Cs の定量は Ge 半導体検出器により行い、Kd 値を算出した。河床土はレーザー回折/散乱式粒子径分布測定装置により粒度分析を行った。

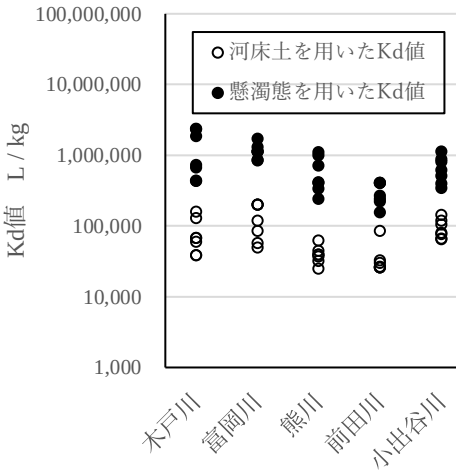


図 1　各河川における Kd 値

3. 結果・考察

図 1 に各河川における Kd 値を示す。Kd 値は河床土を用いたものと懸濁態を用いたもので 1 桁程度差が見られた。本発表ではこれを適用して推定した溶存態の濃度及び、河床土の粒度分布と粒度補正による Kd 値との関係について考察する。

参考文献

[1] 環境省「東日本大震災の被災地における放射性物質関連の環境モニタリング調査：公共用水域」，https://www.env.go.jp/jishin/monitoring/results_r-pw.html, 令和 4 年 12 月 23 日閲覧.

*Yukio Takeuchi[1], Koki Nasu[1], Ayumi Irisawa[1], Shaoyan Fan[1], Keisuke Taniguchi[2], and Yuichi Onda[3]. [1]Fukushima Prefectural Centre for Environmental Creation, [2]NIT, Tsuyama College. [3]Univ. of Tsukuba, CRiED.

Cs-137 が含まれる河川中懸濁粒子の評価における捕集法の検証

A Study of sampling methods to evaluate Cs-137 suspended particles in a river

*那須 康輝[1]，竹内 幸生[1]，入澤 歩[1]，樊 少艶[1]，谷口 圭輔[2]，恩田 裕一[3]
[1]福島県環境創造センター，[2]津山高専，[3]筑波大学

河川を流下する懸濁粒子中の Cs-137 を観測する方法として挙げられる、浮遊砂サンプラを河川中に設置し、捕集された懸濁粒子を分析する方法について、Cs-137 濃度や粒度分布の観測データをもとに比較検証した。
キーワード：東京電力福島第一原子力発電所事故，放射性セシウム，河川，懸濁粒子

1. 緒言

2011 年 3 月に発生した東京電力福島第一原子力発電所事故により環境中に放出され陸域に沈着した Cs-137 は、河川水中の懸濁粒子に付着するなどして下流域へと移行する。河川を流下する懸濁粒子中の Cs-137 を観測する方法の 1 つとして、浮遊砂サンプラ（Phillips et. al., 2000）を河川中に設置し、内部に捕集された懸濁粒子を分析する方法がある（Taniguchi et. al., 2019）。サンプラの常時設置によって設置期間全体を代表する懸濁粒子試料を採取できるが、懸濁粒子の時系列変化に関する採取試料への反映状況について、懸濁粒子の時系列観測データを用いて検証した事例は少ない。そこで本研究では、浮遊砂サンプラによって採取した懸濁粒子の Cs-137 濃度や粒度分布を測定し、河川を流下する懸濁粒子の Cs-137 濃度や粒度分布に関する時系列観測データとの比較によって検証を試みた。

2. 方法

福島県を流れる阿武隈川の中流域に観測地点を設け、浮遊砂サンプラを設置し、2〜4 か月ごとに捕集された浮遊砂の回収を行った。回収した浮遊砂は凍結乾燥後、粒子径分布測定装置によって粒度分布を測定し、Ge 半導体検出器によって Cs-137 濃度を測定した。観測地点には懸濁物質粒度自動分析装置を設置し、河川水中懸濁物質の粒度分布を 1 時間ごとに測定した。2022 年 8 月から 11 月に、観測地点にて月 2 回程度河川水 60 L を採水し、放射性セシウムモニタリング装置によって懸濁物質を捕集した。捕集後の試料を Ge 半導体検出器によって測定し、懸濁態 Cs-137 濃度を算出した。

3. 結果

2021 年 4 月から 2022 年 8 月に浮遊砂サンプラによって捕集した懸濁粒子の Cs-137 濃度は 490〜1,530 Bq/kg であった。一方、2022 年 8 月から 11 月に採水した試料の懸濁態 Cs-137 濃度は 580〜3,520 Bq/kg であった。また、2022 年 8 月から 11 月に設置した浮遊砂サンプラから回収した懸濁物質の粒径中央値は 16.2 μm だったが、同一期間に懸濁物質粒度自動分析装置によって連続測定した粒径中央値の平均は 20.2 μm であった。懸濁物質粒度自動分析装置によって連続測定し積算平均した粒度分布は、浮遊砂サンプラから回収した試料の粒度分布と概ね一致していた。このことから、設置期間において流下した懸濁物質と同様の試料を浮遊砂サンプラによって採取できたものと考えられた。

参考文献

[1] J. M. Phillips, M. A. Russell and D. E. Walling, 2000, Time-integrated sampling of fluvial suspended sediment: a simple methodology for small catchments, Hydrol. Process. 14, 2589-2602 [2] K. Taniguchi, Y. Onda, H. G. Smith, W. Blake, K. Yoshimura, Y. Yamashiki, T. Kuramoto and K. Saito, 2019, Transport and redistribution of radiocesium in fukushima fallout through rivers, Environ. Sci. Technol. 53, 21, 12339-12347

---

*Koki Nasu[1], Yukio Takeuchi[1], Ayumi Irisawa[1], Shaoyan Fan[1], Keisuke Taniguchi[2] and Yuichi Onda[3]
[1]Fukushima Prefectural Centre for Environmental Creation, [2]NIT Tsuyama College, [3]Univ. of Tsukuba

広塩性魚ヌマガレイにおける異なる塩分条件下での餌料からの放射性セシウムの取込の評価

Evaluation of radiocesium uptake from food by the starry flounder, an euryhaline fish, under different salinity conditions

*馬目 由季[1]，和田 敏裕[1]
[1]福島大学

海水と淡水における魚類の放射性セシウムの取込の評価を目的として、広塩性魚ヌマガレイを対象に、放射性セシウムを含有する餌料を用いた異なる塩分濃度条件下（0.1 psu：淡水区、4 psu：汽水区、32 psu：海水区）における飼育試験を実施した。その結果、放射性セシウムの取込は、海水区に比べ、魚類の体液浸透圧（約 10 psu）より低い汽水区および淡水区で早いことが明らかとなった。

キーワード：魚類，放射性セシウム，塩分濃度，生物蓄積，飼育

1. 緒言

福島第一原発の事故後　淡水魚は海水魚に比べ放射性セシウムによる汚染が長期化している。要因として主に①餌生物からの取込の継続②セシウム排出に関わる生理的機能の 2 つがが考えられている。生体内においてセシウムがカリウムと同じような挙動を示すことが明らかになっており、放射性セシウムにより汚染した水域において魚体中の放射性セシウム濃度と環境水中のカリウム濃度が負に相関することが報告されている。しかしこれらは主に淡水域における研究であり、カリウムイオン濃度の大きく異なる海水と取込の比較検討を行った例はない。よって本研究では淡水～海水まで適応できる広塩性魚のヌマガレイを対象に放射性セシウムを含有する餌料を用いた異なる塩分濃度条件下における飼育試験を行った。

2. 手法

異なる塩分濃度条件下での比較を行うため、人工海水の素を用いて 0 psu (淡水区)、4 psu (汽水区)、32 psu (海水区)の 3 つの区を作成し、各区で 1 歳のヌマガレイ 45 個体（平均全長 19 cm、体重 107 g）を飼育した。餌からの放射性セシウムの取込を評価するため、それぞれに放射性セシウムを含む餌 (^{137}Cs：328 Bq/kg) を給餌率 0.7 %で 20 週間与えた。この給餌率は 2 週ごとに全個体の体重を測定し、算出した。ヌマガレイは 1～4 週ごとにサンプリングし、筋肉中の放射性セシウム濃度を Ge 検出器で測定した。

3. 結果

各区共に飼育日数が経過するにつれて筋肉中の放射性セシウム濃度が増加した。しかし、増加する速度に大きな違いが確認され、体液浸透圧 (≒イオン組成、約 10 psu) よりも浸透圧が低い淡水・汽水における放射性セシウムの餌からの取込が、海水よりも早いことが明らかとなった。海水区のカリウム濃度は、淡水区・汽水区よりも高く、カリウム濃度の違いが放射性セシウムの餌からの取込に影響している可能性が高い。以上の結果は、淡水魚で放射性セシウム濃度が高く、汚染が長期化している生理的なメカニズムを示している可能性が考えられる。

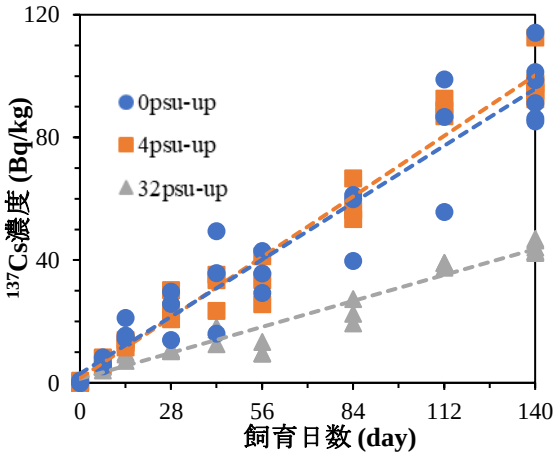


Fig. 1 飼育日数に対するヌマガレイ筋肉中の放射性セシウム濃度の推移

*Yuuki Manome[1] and Toshihiro Wada[1]
[1]Fukushima Univ.

ALPS 処理水添加海水による水産物飼育と FWT 移行評価

Fish rearing with ALPS treated water and tritium transfer from seawater into fish's FWT.

*一場 雄太，柴田 敏宏，古田 岳志，石沢 昇，入野 隆之，山中 和夫
東京電力ホールディングス株式会社

ALPS 処理水を添加した海水で海洋生物を飼育し生物中自由水トリチウム(FWT)への移行測定について実施状況等を報告する。

キーワード：トリチウム，ALPS 処理水，福島第一原子力発電所，海洋放出，環境

1. 緒言

東京電力 HD では，ALPS 処理水の海洋放出が海洋生物に悪影響がないことを広く世間の皆さまにお伝えするため，ALPS 処理水添加海水による海洋生物の飼育を開始した。生体内のトリチウム挙動については国内外で数多くの研究がなされているが，当社は，実際に放出するトリチウム濃度付近での飼育を通じて“目に見える形”で，放水した水の安全性をわかりやすく示すことができると考えている。生物中の自由水トリチウム(Free Water Tritium, FWT)濃度は 1～2 日で平衡状態に達するとされるが，具体的な測定事例は比較的少なく，多くの水棲生物中トリチウム移行モデルでも FWT と外水は平衡状態で扱われる。このため第一に，生物中 FWT への移行について生物中 FWT 濃度を測定し，経時変化を観察した。

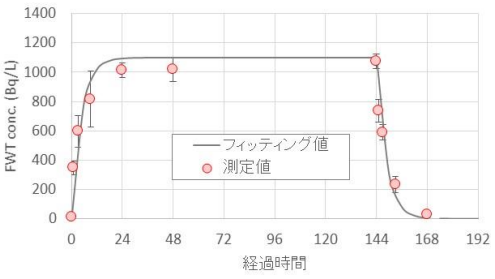
2. 実験手法

福島第一原子力発電所構内に数年程度にわたる飼育を前提として設計した閉鎖循環式水槽を設置し，海洋生物の飼育を行っている。飼育海水には福島第二原子力発電所港湾においてくみ上げた海水を使用し，ALPS 処理水(トリチウム)へのばく露には，ALPS 処理水によりトリチウム濃度を 1.3 kBq/L に調製した海水を用いている。海水から生物中 FWT への移行測定はこの設備で実施した。

測定には公益財団法人福島県栽培漁業協会から提供されたヒラメの当歳魚を用いた。ヒラメを ALPS 処理水添加海水に最大 144 時間ばく露し FWT 濃度を測定した。さらに，144 時間 ALPS 処理水添加海水にばく露したヒラメを処理水を添加していない海水に移し，FWT 濃度を測定した。得られた結果は 2 コンパートメントモデルにより解析した。

3. 結果

FWT 濃度の経時変化を図に示す。FWT 濃度はばく露開始後 24 時間程度で飽和し，飼育水のトリチウム濃度を超えることはなかった。また，処理水を添加していない海水に移動した後 24 時間で FWT 濃度は飽和値の 10%以下まで低下した。本発表においては，FWT 移行測定の結果等を報告する。



*Yuta Ichiba, Toshihiro Shibata, Takeshi Furuta, Noboru Ishizawa, Takayuki Irino and Kazuo Yamanaka
Tokyo Electric Power Company Holdings, Incorporated.

General Meeting

[2B_GM] The 46th General Meeting of Health Physics and Environment Science subcommittee

Tue. Mar 14, 2023 12:05 PM - 12:55 PM Room B (11 Bildg.1F 1102)

[2B_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Tue. Mar 14, 2023 12:05 PM - 12:55 PM Room B)

[2B_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network | Health Physics and Environment Science subcommittee

[2B_PL] Front line of countermeasures against radiation terrorism in urban area

Chair:Haruyasu Nagai(JAEA)

Tue. Mar 14, 2023 1:00 PM - 2:30 PM Room B (11 Bildg.1F 1102)

[2B_PL01] Radiation measurements and first response to nuclear security

*Ken-ichi Tsuchiya[1] （1. NRIPS）

[2B_PL02] Development of LHADDAS and its application to countermeasures for radiological terrorism

*Hiromasa Nakayama[1] （1. JAEA）

[2B_PL03] Discussion: How do we utilize simulations for countermeasures against radiation terrorism?

All participants

©Atomic Energy Society of Japan

2023年春の年会

保健物理・環境科学部会セッション

都市域での放射線テロ対策の最前線

Front line of countermeasure against radiation terrorism in urban area

（1）核セキュリティ対策に資する検知技術と初動対応

(1) Radiation measurements and first response to nuclear security

*土屋 兼一[1]

[1]科学警察研究所

1. はじめに

近年テロリズムへの脅威の高まりとともに、核セキュリティ体制強化に向けた流れが加速している[1]。海外ではプルトニウム密輸事件 (1994 年) をはじめ、セシウム ^{137}Cs を公園に埋めて爆破すると脅迫した事案 (1995 年)、ウラン密売の摘発事案（2007 年）、コバルト ^{60}Co の盗取（2013 年）、ウラン化合物の盗取（2014 年）など核セキュリティに関連する事案が発生している。一方、日本においても研究用放射性同位元素 (ヨウ素 ^{125}I) のばらまき事案 (2000 年)、イリジウム ^{192}Ir の盗取 (2008 年)、総理大臣官邸に福島原発事故で汚染された土壌を搭載したドローンが落下した事案 (2015 年) 等が発生しており、今後、核物質及びその他の放射性同位元素（RN 物質）を悪用した事案が起きる可能性は十分に考えられる。

2. 都市域における核セキュリティ事案とその対処

都市域において想定される核セキュリティ事案として、放射線テロがあげられる。放射線テロは RN 物質の拡散又は放射線の発散を伴うテロの形態である。汚い爆弾（ダーティーボム）のように RN 物質の拡散装置が使われるもの、あるいは高線量線源の置き去り（サイレントソースアタック）等が懸念されている。こうした事案が日本で発生した場合、NBC テロその他大量殺傷型テロ対処現地関係機関連携モデル[2]に沿って初動対応機関による対処が実施される。警察庁科学警察研究所では、こうした RN 物質に関連する事案に対処すべく、現場初動対応部隊の安全を確保する機材の開発や評価をこれまで行ってきた[3]。本稿では、放射線テロに対処する現場検知 （核検知、Nuclear Detection）、現場における危険度に応じた区域の設定（ゾーニング）、核物質に関する分析手法（核鑑識、Nuclear Forensics）について、科学警察研究所における研究も交えながら報告する。また、最近開発を進めている教育・訓練用仮想放射線測定システム「USOTOPE」（ウソトープ）[4] についても紹介したい。スマートフォンを活用し疑似線源及び仮想線源を用いた本システムは、テロ対策における初動対応機関による対処訓練だけではなく、原子力災害等の広範囲にわたる訓練での活用も期待できると考えている。

参考文献：

[1]木村直人「核セキュリティの基礎知識－国際的な核不拡散体制の強化と日本のとるべき対応」日本電気協会新聞部(2012)．最近の動向に関する文献として、宇根崎博信, 須田一則, 木村隆志, 高橋佳之, 小泉光生, 木村祥紀, 出町和之 核セキュリティ入門（連携講座 1～5）原子力学会誌 Vol.62 No.4～No.12 (2020)がある。

[2]NBC テロ対策会議幹事会「NBC テロ対処現地関係機関連携モデル(平成 13 年 11 月 22 日)」（平成 28 年 1 月 29 日に改訂，NBC テロその他大量殺傷型テロ対処現地関係機関連携モデル）．

[3]土屋兼一「放射線テロ対策に資する検知技術と初動対応」科学警察研究所報告 70(1・2),1-17 (2021).
初動対処全般については CBRNE テロ対処研究会「必携-NBC テロ対処ハンドブック」診断と治療社（2008）が詳しい。

[4]Tsuchiya, K., Moritake, T., Ishigaki, Y., Kosukegawa, N. Development of a radiation-detection simulator with smartphones and beacons for first responders to radiological threats. Proc. the 4th International CBRNe Workshop “IW CBRNe 2018 -Countering radiological and nuclear threats-”, 179-184 (CBRNe Book Series 15) (2020).

*Ken’ichi Tsuchiya[1]

[1]National research institute of police science

2023年春の年会

保健物理・環境科学部会セッション

都市域での放射線テロ対策の最前線

Front line of countermeasures against radiation terrorism in urban area

（2）局所域高分解能大気拡散・線量評価システム LHADDAS の開発と放射線テロ対策への応用

(2) Development of LHADDAS and its application to countermeasures for radiological terrorism

*中山 浩成[1]，佐藤 大樹[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. 背景

原子力施設の運転時や事故時、あるいは都市市街地でのテロ等により放射性物質が大気放出された場合の放出源近傍における影響評価においては、個々の建物影響による複雑な気流を考慮した高分解能大気拡散計算と建物の遮蔽効果を考慮した線量評価が必要となる。原子力機構では、これまでに緊急時環境線量情報予測システム SPEEDI を開発してきた。SPEEDI は、数 10-100km の領域を数 100m 程度の計算格子で地表面形状を解像して拡散計算を行う。しかし、個々の建物影響を反映した大気拡散計算による複雑な放射性物質分布や建物遮蔽を考慮した詳細な線量評価は行えない。このような背景から、建物を表現できる数 m 程度の高分解能計算格子で、建物近傍での複雑な気流場での大気拡散シミュレーションの計算結果に基づく詳細な線量評価の実施が可能な新たな解析システム LHADDAS を開発した[1]。

2. LHADDAS による詳細拡散・線量計算の概要

高分解能計算格子により個々の建物影響を考慮し複雑な気流を再現可能な乱流モデルを導入して開発した大気拡散計算コード LOHDIM-LES[2]と、建物の遮蔽効果を考慮した 3 次元体系で放射線の線量寄与を計算する手法による線量評価コード SIBYL[3]を組み合わせた統合コードにより、放出源近傍での高分解能大気拡散・線量の詳細評価を行う。これにより、原子力施設の立地審査のための従来手法に代わるより現実的な事前解析や原子力緊急時における敷地スケールでの影響評価・対策立案など、局所域大気拡散の様々な課題の解決に活用できる有用性を有する。

3. 都市市街地放射線テロ対策への応用

原子力機構は警察庁科学警察研究所と共同研究を開始し、テロ発生時に危険区域となる可能性の高い地点の抽出や緊急時対応要員・避難住民の被ばく線量低減のための対策立案につなげる手法開発に取り組んでいる。現在、内閣官房国民保護ポータルサイトにおいて紹介されている全国で実施された国民保護共同実働訓練などでは、発生中心位置から同心円状の危険区域の設定がほとんどであり、建物や道路の配置形態及び気象条件などを考慮した、より現実的なシナリオに基づく訓練が望まれる。

今回、ケーススタディとして霞が関と東京駅丸の内の 2 つの都市市街地を対象に、代表的気象条件下において ^{137}Cs が地表面から瞬間放出された詳細拡散・線量のシミュレーションをそれぞれ行った。その結果、霞が関では 1 ㎞にわたる高線量域の形成、東京丸の内では上流側への高線量域の発生などが見られた。このように、気象条件・建物影響を反映した拡散・線量分布傾向を事前評価することで、より現実的な放射線テロ対策への LHADDAS の活用の有効性が示された。

参考文献

[1] H. Nakayama, et al., Journal of Nuclear Science and Technology, 59, 1314-1329, 2022.

[2] H. Nakayama, et al., Journal of Nuclear Science and Technology, 58, 949-969, 2021.

[3] D. Satoh, et al., PLOS ONE, doi: 10.1371/journal.pone.0245932.g011, 2021.

---

*Hiromasa Nakayama[1] and Daiki Satoh[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency.

(Tue. Mar 14, 2023 1:00 PM - 2:30 PM Room B)

[2B_PL03] Discussion: How do we utilize simulations for countermeasures against radiation terrorism?

All participants

悪意を伴う意図的な放射性物質の拡散はテロの想定の一つであり、対処態勢の構築に関する議論が進められている。放射線テロ対策と原子力施設の防災対策は技術的には共通する部分もあり、専門家同士の連携が有効な対策につながる。本企画セッションでは、放射線テロ対策のための最新の研究開発状況として、想定される被害状況、それに対処する現場検知（核検知）、ゾーニング（危険度に応じた区域の設定）と訓練、核物質に関する分析手法（核鑑識）、局所域高分解能大気拡散・線量評価システムついて紹介する。放射線テロ対策に求められるシナリオ作成・放射線検出・被害評価・対策検討の観点で、シミュレーション情報の活用方法等を意見交換する。

©Atomic Energy Society of Japan

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

[2B10-13] Nuclear Emergency and Preparedness

Chair:Takeyoshi Sunagawa(FUT)

Tue. Mar 14, 2023 2:45 PM - 3:50 PM Room B (11 Bildg.1F 1102)

[2B10] Evaluation of applicability of a source term estimation method based on Bayesian inference to real-time source term estimation in emergency

*Hiroaki Terada[1], Haruyasu Nagai[1], Katsunori Tsuduki[1], Masanao Kadowaki[1] (1. JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM

[2B11] Uncertainty estimation of plume directions in atmospheric dispersion predictions: application of Bayesian machine learning

*Masanao Kadowaki[1], Haruyasu Nagai[1], Toshiya Yoshida[2], Hiroaki Terada[1], Katsunori Tsuduki[1] (1. JAEA, 2. Japan Wind Energy Consulting Inc.)

3:00 PM - 3:15 PM

[2B12] Study on optimization method for contamination inspection of vehicles in nuclear emergency

*Hirokazu Hiraoka[1], Kouhei Kawasaki[2], Masanori Kimura[1], Orihiko Togawa[1], Shota Saito[1], Iwao Ezaki[2] (1. JAEA, 2. CTC)

3:15 PM - 3:30 PM

[2B13] Assessment of exposure doses during outdoor work in evacuation areas

*Motofumi Saisu[1], Keizo Uchiyama[1], Toshiaki ishii[1], Tadahiko Ando[1], Toshihiro Ueno[1], Kazumi Nakayama[2], Rina Sato[2], kazuya Yoshimura[2], Yukihisa Sanada[2] (1. TEPCO HD, 2. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

ベイズ放出量推定手法の緊急時リアルタイム推定への適用性評価

Evaluation of applicability of a source term estimation method based on Bayesian inference to real-time source term estimation in emergency

*寺田 宏明[1]，永井 晴康[1]，都築 克紀[1]，門脇 正尚[1]

[1]原子力機構

原子力事故時に大気中に放出された放射性物質の放出源情報を、大気拡散シミュレーションと環境測定値の比較からベイズ推定により逆解析する手法を開発している。本手法の緊急時への適用性を、福島第一原子力発電所事故データを用いた仮想的リアルタイム推定実験により検証した。

キーワード：緊急時対応，放出源情報，ベイズ推定，大気拡散，数値シミュレーション，福島第一原子力発電所事故，WSPEEDI

1. 緒言

福島第一原子力発電所（1F）事故では、大気中に放出された放射性物質の放出源情報が不明なため事故規模や環境影響の評価が困難な状態が続いた。今後の原子力事故等の緊急時対応の実効性向上に向けた取り組みにおいて、放射性物質の放出源情報と環境中時間空間分布の再構築手法の確立は重要な要素となる。そこで本研究では、これまでに開発した大気拡散シミュレーションと環境モニタリングデータを用いたベイズ推定に基づく放出源情報推定手法（2020 年秋の大会 3A08、2021 年秋の大会 1ML_PL02）について、事故直後に実施されるリアルタイム放出量推定への適用性を評価した。

2. 推定手法の概要

本手法では、拡散計算結果と環境測定値が整合するようにベイズ推定に基づき放出率を最適化する。最適化では、放出率時系列の初期設定値からの修正量及び拡散計算結果と環境測定値の偏差からなるコスト関数を定義する。そして放出率の初期設定値、拡散計算、及び測定値の不確実性を考慮してコスト関数が最小になるような放出率の最適解を求める。ここで、放出率時系列ベクトルから測定値に対応する計算値ベクトルに変換するソース・レセプター行列において、時間・地点・種類の異なる環境測定値に対する対象領域や空間解像度が異なる拡散計算による変換係数を 1 つの行列の構成要素とすることで、複数の空間スケールの拡散計算が様々な環境測定データを総合的に再現するような放出率の最適化を可能としている。

3. 1F 事故データを用いたリアルタイム放出量推定実験

本手法により、1F 事故後の ^{137}Cs 測定データ取得状況を模した仮想的なリアルタイム放出量推定実験を行った。ソース・レセプター行列は、原子力機構で開発した大気拡散データベースシステム WSPEEDI-DB を用いて、2011 年 3 月 12～31 日を 1 時間ごとの放出で分割し、全期間について単位放出条件（1 Bq h^{-1}）の拡散計算を実施して作成した大気中濃度と地表沈着量の出力データベースから作成した。計算領域は、1F 周辺 190 km 四方（1 km 解像度）と東日本 570 km 四方（3 km 解像度）である。環境モニタリングデータは、大気中濃度（福島県及び関東におけるダストサンプリング濃度、大気汚染測定局の浮遊粒子状物質（SPM）計ろ紙分析濃度、茨城県モニタリングステーションの線量率計による NaI 波高分布解析濃度）、航空機サーベイ沈着量、日降下量を使用した。実験は、事故発生から 3 月末までをフェーズ 1（～2 日後）、フェーズ 2（～1 週間後）、及びフェーズ 3（～3 週間後）に分割し、一定値の放出率を初期設定値として、各フェーズで使用可能な測定データによる放出率推定を順次繰り返した。実験結果から、本手法により地表汚染の概況の早期把握と事故規模の概算評価に必要な放出源情報を推定可能であることが示された。

謝辞：本研究は（独）環境再生保全機構の環境研究総合推進費（JPMEERF20181002）の支援を受けています。

---

*Hiroaki Terada[1], Haruyasu Nagai[1], Katsunori Tsuduki[1], Masanao Kadowaki[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

大気拡散予測におけるプルーム拡散方向の不確実性推定
- ベイズ機械学習の適用 -

Uncertainty estimation of plume directions in atmospheric dispersion predictions: application of Bayesian machine learning

*門脇 正尚[1], 永井 晴康[1], 吉田 敏哉[2], 寺田 宏明[1], 都築 克紀[1]
[1]原子力機構, [2]株式会社ウインドエナジーコンサルティング

大気拡散予測における放射性物質のプルーム拡散方向の不確実性を、長期間の予測計算結果を蓄積したデータベースにベイズ機械学習を適用して得られた解析モデルにより定量的に推定する手法を開発している。本手法の妥当性を、原子力機構からの仮想放出を対象とした大気拡散計算の結果から検証した。

キーワード：ベイズ機械学習、大気拡散予測、不確実性推定, 数値シミュレーション, WSPEEDI-DB

1. 緒言

大気拡散モデルによる数値シミュレーションは、環境モニタリングや原子力事故時の避難経路計画などの被ばく防護対策の意思決定に有用である。しかしながら、数値シミュレーション結果には、気象場や放出源情報などの入力情報の不確実さや、大気拡散モデルにおける輸送や沈着などの諸過程の近似に起因する不確実性が含まれる。したがって、これら不確実性に関する十分な知識や情報に基づいてシミュレーション結果を解釈し意思決定する必要がある。そこで本研究では、放射性プルームの拡散方向の気象場に起因する不確実性を機械学習に基づき推定する手法を開発し、その妥当性を評価した。

2. 推定手法の概要

本手法では、放射性プルームの拡散方向の指標として地表付近の大気中濃度の重心座標（プルーム中心）を用いる。気象場の解析値はそれ以前に計算された予測値に観測値を同化して作成されるため、より真値に近く信頼性が高い。そこで、気象場の解析値を用いた大気拡散計算（解析値計算）を真値と定義し、予測値を用いた大気拡散計算（予測値計算）のプルーム拡散方向の不確実性を、解析値計算と予測値計算によるプルーム中心の差から評価する。この評価結果を長期間蓄積したデータセットに対してベイズ機械学習を適用し、不確実性の評価値を予測値計算の特徴から推定するモデルを構築する。このモデルを適用することで、解析値計算がまだ存在しない予測計算実行時にプルームの拡散方向の不確実性を推定できる。

3. 推定手法の検証

本手法の試験を行うために､原子力機構で開発した大気拡散データベースシステムWSPEEDI-DBを用いて、茨城県の原子力科学研究所から仮想的に ^{137}Cs を大気放出した大気拡散計算を実施した。気象場の計算領域は、D1:702km 四方 9km 解像度、D2:264km 四方 3km 解像度、D3:103km 四方 1km 解像度の 3 段ネスティングとし、大気拡散の計算領域は、D2 および D3 の 2 段ネスティングとした。気象モデルに入力する気象場の解析値および予測値として、気象庁の全球数値予報モデル GPV（日本域）のデータを使用した。大気拡散計算を 2014 年 12 月 31 日から 6 年間実行し、解析値計算と予報値計算からプルーム拡散方向の不確実性の評価結果を得た。結果のうち、無作為に抽出した 80%を学習データとして推定モデルを構築し、残り 20%をテストデータとして不確実性を推定し評価結果と比較した。その結果、不確実性の評価結果を良好に推定した割合は 36 時間後の予測でも 50%以上であった。また、不確実性が大きいプルームに対して不確実性を過小評価した割合は全予測期間で低かった（0.9%～7.9%）。これらの結果から、本手法が大気拡散モデルにより予測されたプルーム拡散方向の不確実性を有効に推定にできることを示した。

---

* Masanao Kadowaki[1], Haruyasu Nagai[1], Toshiya Yoshida[2], Hiroaki Terada[1], Katsunori Tsuduki[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2] Japan Wind Energy Consulting Inc.

原子力災害時における車両汚染検査の最適化手法の研究
（1）既存の可搬型車両用ゲート型モニタによる測定迅速化

Study on optimization method for contamination inspection of vehicles in nuclear emergency
(1) Quick measurement by existent portable radiation portal monitors for vehicles

*平岡 大和[1]，川崎 晃平[2]，木村 仁宣[1]，外川 織彦[1]，齊藤 将大[1]，江嵜 巌[2]
[1]JAEA，[2]千代田テクノル

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）では、多数の車両による混雑が予想される。ここでは、既存の可搬型車両用ゲート型モニタ（ゲートモニタ）を使用した、測定迅速化について報告する。

キーワード：原子力災害，汚染検査，可搬型ゲート型モニタ，車両

1. 緒言

避難退域時検査では、初めに車両のタイヤ及びワイパー部を測定する検査を行う。タイヤ測定ではゲートモニタの活用が計画されている。一方、ワイパー部は車両を一時停止させ放射性表面汚染サーベイメータで測定する計画であるため、検査に時間を要し、迅速な避難を妨げる可能性がある。検査の迅速化にはゲートモニタを活用したタイヤとワイパー部の同時測定が課題である[1]ため、両者からの計数率の弁別を試みた。

2. 手法

ゲートモニタはポール状の測定器で、車両の進行レーンを挟むように 2 本設置し、車両を認識するためのセンサをポールの手前 1.5 m に設置して使用する。初めに、車両を 5 km/h で走行させ、ゲートモニタを通過する間の γ 線計数率を測定した。このとき、汚染を模擬した ^{133}Ba 線源を車両のタイヤ周囲又はワイパー部に取り付け、それぞれ 30 回ずつ測定した。次に、測定値の最大計数率を 1.0 とした規格化計数率を求めた(図 1)。ここでは、30 回分の測定値から平均計数率を求め、BG を差し引いた Net 値を用いた。次に、センサが反応する-1 s から+1 s の範囲に注目しタイヤとワイパー部の弁別条件を次の通り設定した。

$$\begin{cases} \int_{-1s}^{1s} [f(t) - g(t)]\, dt < 0\ \mathrm{s} & \text{：タイヤ} \\ \int_{-1s}^{1s} [f(t) - g(t)]\, dt \geq 0\ \mathrm{s} & \text{：ワイパー} \end{cases} \quad (1)$$

ただし、$f(t)$は時刻tでの規格化計数率であり、$g(t)$は次の式で示す弁別関数である。

$$g(t) = 0.05[\mathrm{s}^{-1}]t + 0.3 \quad (2)$$

最後に上記の弁別条件を各測定値に適用し、弁別精度を評価した。

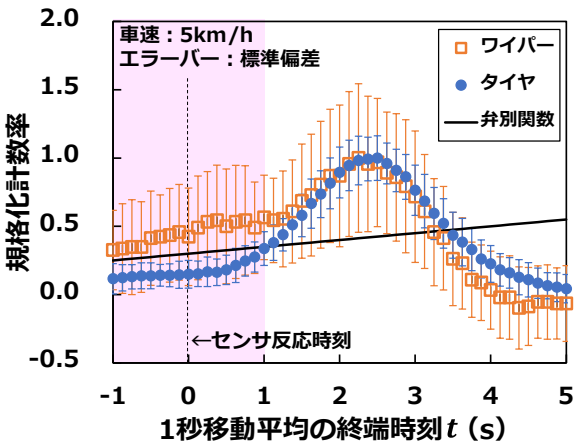


図 1.平均した規格化計数率(Net 値)

3. 結論

タイヤ周囲に線源を設置したパターンでは 30 回中 29 回、ワイパー部に設置したパターンでは 30 回中 20 回正しく弁別できた。ワイパー部は、低い感度により Net 値の分散が大きくなっているため、ワイパー部の弁別精度が課題となった。弁別の精度を高めるには、タイヤとワイパー部の間で大きな差異が生じるような測定手法の改良が求められることが分かった。

参考文献

[1] 平岡大和ほか,JAEA-Technology2022-003 (2022)

*Hirokazu Hiraoka[1], Kouhei Kawasaki[2], Masanori Kimura[1], Orihiko Togawa[1], Shota Saito[1] and Iwao Ezaki[2]
[1]JAEA, [2]CTC

避難指示区域における屋外作業時の被ばく線量評価

Assessment of exposure doses during outdoor work in evacuation areas

*斎須　要文[1]，内山　恵三[1]，石井　利明[1]，安藤　維彦[1]，上野　敏弘[1]，中山　和美[1]
佐藤　里奈[2]，吉村　和也[2]，眞田　幸尚[2]
[1]東京電力 HD，[2]JAEA

2020～2021 年において、避難指示区域等における東京電力社員の屋外作業時の個人線量をのべ 649 日人分計測し、統計的な解析を行った。帰還困難区域に設けられた特定復興再生拠点区域では、2021 年に計測した個人線量は 2020 年と比較して、中央値で 30%の低減が確認でき、最大でも 1 時間当たりの被ばく線量は 2.63 μSv であった。これらのデータについて、既存の空間線量率データと比較し考察を行った。

キーワード：個人線量，空間線量率，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、残された帰還困難区域解除のために住民の被ばく線量に関わる情報が求められている。東京電力 HD では、これまで特定復興再生拠点区域を含む帰還困難区域において、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、拠点内外の空間線量率に対する個人線量の結果をまとめるとともに、滞在場所の空間線量率データと比較し統計的な解析を行った。

2. 方法　2020～2021 年において、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た。特定復興再生拠点区域内外のデータセットとしては、2021 年が 399 データ及び 2020 年が 394 データ取得できた。これらのデータについて、政府の公式データである滞在場所の航空機モニタリングによる空間線量率マップ及び航空機モニタリングデータを地上の測定データによって統計学的に補正した統合マップと比較した[2]。

3. 結果・考察　特定復興再生拠点区域における 1 時間当たりの個人線量は、2021 年は中央値 0.41 μSv (min-max : 0.12-2.63 μSv) と、2020 年の中央値 0.57μSv/h (min-max : 0.15-3.92μSv) と比較して約 30%減少の傾向がみられた (図 1)。2020 年～2021 年における放射性セシウムの物理減衰による計算では約 6%であることから除染などの人為的な効果の影響が考えられる。空間線量率と個人線量被ばくを簡易的に評価することを目的に、既存の線量マップとの比較を行った。散布図の 1 次近似曲線の傾きを指標とし比較したところ、拠点外では航空機モニタリングよりも統合マップの方が 1 に近い結果となった。発表当日には、本データの解釈について詳しく報告する。

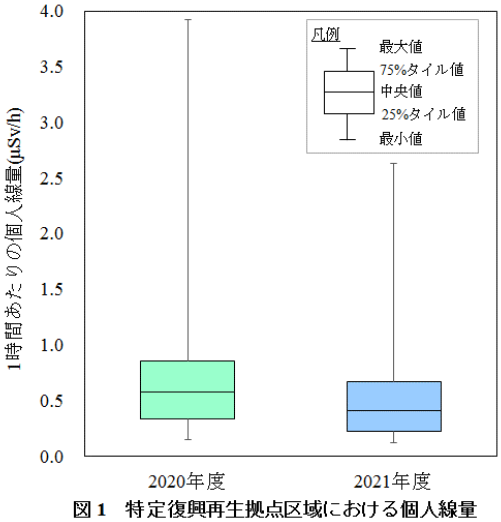


図 1　特定復興再生拠点区域における個人線量

参考文献

[1] 斎須ら,第 10 回環境放射能除染研究発表会要旨集, 2021.
[2] JAEA, JAEA-Technology 2021-025, 2022.

*Motofumi Saisu[1], Keizo Uchiyama[1], Toshiaki Ishii[1], Tadahiko Ando[1], Toshihiro Ueno[1], Kazumi Nakayama[1], Rina Sato[2], Kazuya Yoshimura[2], and Yuhikisa Sanada[2]
[1] TEPCO, [2] JAEA

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

[2B14-19] Internal Exposure, Radiation Effects/Risk

Chair:Masayuki Hagiwara(QST)

Tue. Mar 14, 2023 3:50 PM - 5:30 PM Room B (11 Bildg.1F 1102)

[2B14] Development of a web-application: a simplified version of the Internal Dose Calculation Code

*Kentaro Manabe[1], Fumiaki Takahashi[1] (1. JAEA)

3:50 PM - 4:05 PM

[2B15] Construction of organ deformation functions of adult Japanese polygon phantoms

*Kaoru Sato[1], Takuya Furuta[1] (1. JAEA)

4:05 PM - 4:20 PM

[2B16] Study of novel mathematical model for biological effect by low dose rate radiation

*Akira Niimi[1], Kazuya Nakashima[1], Hiroto Kawai[1], Youichirou Matuo[1], Yoshinobu Izumi[2] (1. Facul. of Eng., Univ. of Fukui, 2. RINE, Univ. of Fukui)

4:20 PM - 4:35 PM

[2B17] Study on the effects of low-dose X-irradiation on damage associated with multiple oxidative stresses in mice

*Takahiro Kataoka[1], Shota Naoe[2], Yuki Fujimoto[2], Kaito Murakami[2], Ryohei Yukimine[2], Ayumi Tanaka[2], Kiyonori Yamaoka[1] (1. Faculty of Health Sciences, Okayama University, 2. Graduate School of Health Sciences,Okayama University)

4:35 PM - 4:50 PM

[2B18] Basic study on the effects of radon inhalation on LPS-induced pneumonia in mice using proteome analysis

*Shota Naoe[1], Takahiro Kataoka[2], Ryohei Yukimine[1], Kaito Murakami[1], Yuki Fujimoto[1], Ayumi Tanaka[1], Takaaki Miyaji[3], Kiyonori Yamaoka[2] (1. Graduate School of Health Sciences, Okayama University, 2. Faculty of Health Sciences, Okayama University, 3. Advanced Science Research Center, Okayama University)

4:50 PM - 5:05 PM

[2B19] Quantitative Evaluation of Depth Distributions of Radioactive Cesium Concentrations at Non-Industrial Waste Disposal Sites

*Kazuyuki Takase[1], Kouki Kokubun[1] (1. Fukushima Prefectural Centre for Environmental Creation)

5:05 PM - 5:20 PM

©Atomic Energy Society of Japan

内部被ばく線量評価コード簡易版（ウェブアプリ）の開発

Development of a web-application: a simplified version of the Internal Dose Calculation Code

*真辺 健太郎[1]，高橋 史明[1]

[1]JAEA

JAEA では、放射性核種の摂取による内部被ばくに関して、核種や化学形、摂取経路を指定することで国際放射線防護委員会（ICRP）2007 年勧告に準拠した線量係数を取得し、さらに体外計測等のモニタリング結果から摂取量及び預託実効線量を推定可能なウェブアプリの開発を進めており、そのプロトタイプを開発した。

キーワード：内部被ばく、線量評価、国際放射線防護委員会、線量係数、モニタリング

1. 緒言　JAEA では、平成 29 年度～令和 2 年度の原子力規制庁受託事業において、ICRP 2007 年勧告に準拠した線量係数（放射性核種 1 Bq 摂取あたりの預託実効線量）の計算とモニタリング解析結果からの摂取量推定が可能な内部被ばく線量評価コード（IDCC）を開発した[1]。その後、2007 年勧告に基づく簡易的な内部被ばくの事前評価・事後評価や教育目的でのニーズに応えるため、IDCC を基に、種々の摂取条件に対する線量係数、体内残留量、モニタリング値あたりの預託実効線量等の情報が得られ、かつモニタリング結果からの摂取量推定が可能なウェブアプリの開発を進めることとし、令和 3 年度の原子力規制庁受託事業で仕様を検討した[2]。令和 4 年度は、この仕様検討結果に基づき、プロトタイプの開発を進めた。

2. ウェブアプリ（プロトタイプ）の概要　開発を進めるウェブアプリは、ユーザがウェブブラウザで入力した摂取条件をサーバに送信し、サーバ上のデータベースから実効線量係数等のデータを取得して後述の出力項目をブラウザ上に表示する。ここで、データベースのデータは、あらかじめ IDCC による計算に基づいて整備し、ユーザの計算機負荷を軽減している。

線量評価に必要な条件の入力は、ウェブブラウザ上に表示されるプルダウンメニューやラジオボタンから指定する。入力項目は、評価対象者（作業者、公衆）、摂取経路（吸入摂取、経口摂取）、放射性核種（主要 63 核種）と化学形、モニタリングに関する情報として摂取から測定までの経過時間及び測定結果とした。出力項目は、実効線量係数（Sv/Bq）、1 Bq 摂取時の放射能残留量（Bq）及び排泄率（Bq/日）並びにモニタリング値あたりの預託実効線量（Sv/Bq）、モニタリング情報に基づく摂取量（Bq）及び預託実効線量（Sv）とし、図 1 のようにブラウザ上で表示するとともにテキストデータやグラフの画像ファイルをダウンロード可能とさせた。

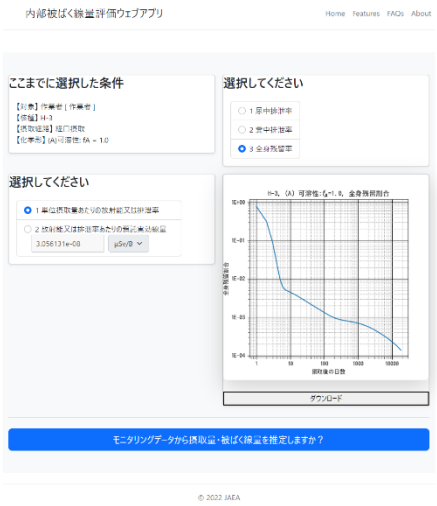


図 1 ウェブアプリ画面サンプル

3. 今後の計画　令和 5 年度にプロトタイプを国内の専門家へ試用提供し、使い勝手や収録データに関する意見を収集する。その後、得られた意見に基づく改良、検証を進め、本ウェブアプリを完成、公開する予定である。

参考文献

[1] JAEA, 令和 2 年度放射線安全規制研究戦略的推進事業費（内部被ばく線量評価コードの開発に関する研究）事業成果報告書.

[2] JAEA, 令和 3 年度放射線対策委託費（内部被ばく線量評価コードの高度化及び運用・普及促進）事業成果報告書.

本件は、原子力規制庁令和 4 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の一部である。

*Kentaro Manabe[1] and Fumiaki Takahashi[1], [1]JAEA

成人日本人ポリゴンファントムにおける臓器変形機能の構築

Construction of Organ Deformation Functions of Adult Japanese Polygon Phantoms

*佐藤 薫[1]、古田 琢哉[1]
[1]原子力機構

個人に対する被ばく線量やリスクの遡及的な評価に利用するため、体格及び臓器質量について成人日本人の平均特性を持つ男性ポリゴンファントム（JPM）の臓器変形機能を新たに構築した。

キーワード：成人日本人、臓器線量、臓器形状、体格、変形、ポリゴンファントム

1. はじめに　放射線防護における線量評価では、標準コーカサス人の体格を持つ ICRP ファントムが利用されている。一方、放射線事故や医療被ばく等において被ばく線量やリスクの遡及的な評価を行う際には、被ばく形態や線源条件以外にも個々人の体格や臓器形状等について可能な限り考慮することが必要とされる。そのため、体格や臓器の変形が比較的容易なポリゴンファントムは、有用な評価ツールとなる。現在、発表者らは、ポリゴンファントムの体格及び臓器を変形させる機能を構築して JPM[1]へ実装することにより、同ファントムを個々人の被ばく線量やリスクの遡及的な評価に対して適用するための研究を進めている。本発表では、新たに構築した JPM の体格及び臓器の変形機能について報告する。

2. 構築した臓器変形機能　臓器変形機能の構築には、ソフトウェア Metasequoia v4.8.4a を用いた。一般的に、臓器は互いに接触しつつ複雑に配置されているため、拡大や縮小等の画像処理により個別に臓器を変形させた場合、臓器の境界や内部構造等で生じるオーバーラップやポリゴン交差の発生が問題となる。そこで本研究においては、(1)解剖学的構造を考慮して体内臓器を複数の臓器で構成されるユニットに分割し、(2)ラティス法に基づく画像処理を用いてユニット単位で変形させ、(3)変形した各ユニットを結合させることで統合モデルを作成し、(4)モーフ法による画像処理を統合モデルに適用することで臓器の連続的な形状変化を再現した。以上の 4 段階のプロセスを JPM に適用することで臓器変形を可能にした。

3. 結果及びまとめ　構築した機能を用いて変形した場合、ファントムを構成するポリゴン点の移動の方向・距離は、その座標データに対するラティス法及びモーフ法に基づいた補間処理により決定される。そのため、図 1 に示すように複数の臓器を連携して同時に変形させることが可能になった。以上のように臓器変形させたファントムデータは、Metasequoia v4.8.4 のブーリアン機能を用いることにより、四面体要素化処理や放射線輸送計算へ適用する上で障害となるポリゴン交差の発生が回避されていることを確認した。

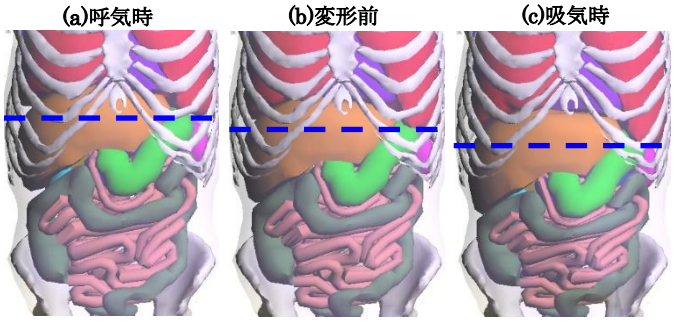


図 1　JPM の臓器形状・配置変化（安静時呼吸の例）
*青点線は移動距離が最大値（20mm）となる左肺下端を示す。

参考文献

[1] 第 3 回日本放射線安全管理学会・日本保健物理学会合同大会(2021), 2B1-2.

*Kaoru Sato[1] and Takuya Furuta[1]; [1]JAEA.

低線量率放射線の生体影響に関する数理モデルの検討

Study on novel mathematical model for biological effect by low dose rate radiation

*新美 秋桜[1]，中島 和也[1]，河井 宏斗[1]，松尾 陽一郎[1]，泉 佳伸[2]
[1]福井大・工，[2]福井大・原子力研

修復が一定とした数理モデルでは，低線量率放射線特有の現象は再現できなかった．そこで，修復のパラメータが変化するモデルを構築したところ，低線量域での現象は再現できた．高線量側では実験値と大きく乖離したため，修復効果の時間や線量などへの依存について検討している．

キーワード：放射線，数理モデル，生存率，線量率効果，修復

低線量率放射線に対する生体応答は，高線量率放射線の場合とは異なる可能性が示唆されている．Lambin らは，ヒト細胞の低線量域での放射線超感受性および放射線抵抗性増加の存在を示唆し，1Gy 以下の領域では生存率の急激な低下と回復が起こり，1Gy 以上では LQ モデルから予測される結果と一致する現象を報告した．我々はこの現象を数理モデルで再現することにより，修復効果について考察した．まず，1Gy 以下で LQ モデルにフィットしない原因として,細胞の修復効果が関係していると考えた．LQ モデルは，放射線により DNA が損傷し，細胞死に至るという現象を記述したモデルである．低線量率の放射線の場合，細胞は損傷を受けても修復ができる状態（亜致死）に留まり，修復により放射線が当たっても死に至らない可能性がある．その場合，細胞の修復効果が生存率やその他の生物学的効果に寄与している可能性が考えられる．

そこで，損傷した細胞が一定の割合で修復されるとした数理モデル（以下 CR モデル：Constant Repair model）を用いて現象の再現を試みた．CR モデルは，細胞には 3 つの状態 X1, X2, X3 があり，X1 は未損傷細胞，X2 は亜致死細胞，X3 は死細胞とした．X1 と X2 の濃度は線量率 $\dot{D}$ と損傷に関する定数の積によって変化していき，X2 から X1 へは一定の割合 r で修復される．X3 は死細胞のため，修復されないとしたモデルである（図 1）．しかし，CR モデルでは 1Gy 以下の生存率を再現することができなかった（図 2）．そこで,修復される細胞の割合は一定ではないと考え，修復の割合が変化していくようにモデルを再構築した(FR モデル：Fluctuation Repair model)．修復の関数形とパラメータを実測値に合わせて調節したところ，低線量域での現象は再現できたが，高線量側では実験値から大きく乖離した(図 2)．そこで，放射線照射による修復に関する遺伝子発現量応答解析を行う等して，修復効果の時間や線量等への依存について検討している．

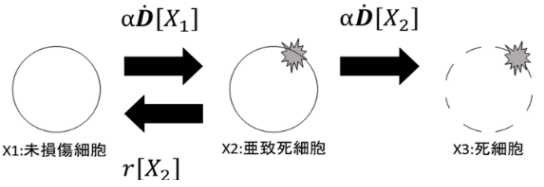


図 1 CR モデル概念図

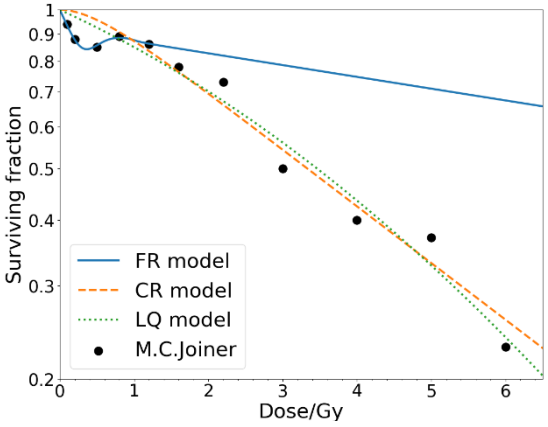


図 2 240kVp の X 線を受けた T98G ヒト神経膠腫細胞の生存率[1]

参考文献

[1]M. C. Joiner, *et al, "Low-dose hypersensitivity：Current status and possible mechanisms",* Int. J. Radiat. Oncol. Biol. Phys., **49**, 379-389 (2001).

*Akira Niimi[1], Kazuya Nakashima[1], Hiroto Kawai[1], Youichirou Matuo[1], Yoshinobu Izumi[2]
[1]Facul. of Eng., Univ. of Fukui, [2]RINE, Univ. of Fukui

マウスへの複数酸化ストレスに伴う障害に対する低線量X線照射による作用に関する検討

Study on the effects of low-dose X-irradiation on damage associated with multiple oxidative stresses in mice

*片岡 隆浩[1]，直江 翔太[2]，藤本 有希[2]，村上 海斗[2]，雪峰 諒平[2]，田中 歩[2]，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

マウスへの強制水泳試験（FST）とアルコール投与の複数酸化ストレスに伴う肝障害に対する低線量X線照射による作用に関して検討した。その結果，FST とアルコール投与 24 時間後では 6 時間後の場合と異なり，低線量照射により抗酸化物質である t-GSH 量が増加し肝機能改善に寄与することなどが示唆できた。

キーワード：低線量 X 線照射，強制水泳試験，アルコール投与，酸化ストレス，肝障害

1. 緒論

東京電力福島第一原子力発電所の事故以降, 低線量放射線の健康影響が注目されている。我々は今までに，事前に低線量 X 線・γ線照射をすると強制水泳試験（FST，酸化ストレスを誘導）に伴い増加する無動（うつ状態）時間が抑制されることを報告してきた。また，アルコール投与は酸化ストレス障害に伴い肝機能を低下させることが知られている。本研究では低線量照射による複数酸化ストレス障害への作用を検討するため，低線量 X 線照射後に FST・アルコール投与をし，肝臓に与える酸化ストレスの様態について評価した。

2. 方法

1 群 7 匹とし，BALB/c マウスに sham（擬似），0.1 または 0.5 Gy の X 線（150 kV，1.2 Gy/m）を照射した。4 時間後に，1 回目の FST（直径 10cm，高さ 25cm の筒に 25±1℃の水を入れ，マウスを強制水泳させた。水深は足・尾が水底につかない程度とした）を実施した。FST は 1 日 1 回 10 分間，5 日連続で実施した。また，対照群は sham 照射のみとした。5 回目の FST 終了直後に，5g/kg 体重の 50%エタノールを腹腔内投与した。投与から 6 または 24 時間後に，血清と肝臓を摘出し試料調製した。関連生化学分析は定法に従った。

3. 結果と考察

1) アルコール投与 6 時間後では glutamic oxaloacetic transaminase（GOT）と glutamic pyruvatic transaminase（GPT）の両活性は増加し，前者は 0.1, 0.5 Gy の照射により，後者は 0.5 Gy の照射によりそれぞれ顕著に増加した。アルコール投与 24 時間後では肝機能が改善し，照射の有無および線量による有意差はなかった。2) FST とアルコール投与の 6 時間後では肝臓の総グルタチオン（t-GSH）量は減少したが，投与 24 時間後では t-GSH 量は照射により増加した。

4. 結論

FST とアルコール投与 24 時間後では 6 時間後の場合と異なり，低線量照射により抗酸化物質である t-GSH 量が増加（抗酸化機能が亢進）し，肝機能改善に寄与することなどが示唆できた。

---

*Takahiro Kataoka[1], Shota Naoe[2], Yuki Fujimoto[2], Kaito Murakami[2], Ryohei Yukimine[2], Ayumi Tanaka[2], and Kiyonori Yamaoka[1]
[1] Faculty of Health Sciences, Okayama University, [2]Graduate School of Health Sciences, Okayama University

ラドン吸入がLPS誘発マウス肺炎に及ぼす作用に関するプロテオーム解析を用いた基礎検討

Basic study on the effects of radon inhalation on LPS-induced pneumonia in mice using proteome analysis

*直江 翔太[1]，片岡 隆浩[2]，雪峰 諒平[1]，村上 海斗[1]，
藤本 有希[1]，田中 歩[1]，宮地 孝明[3]，山岡 聖典[2]
[1]岡山大学 大学院保健学研究科, [2]同 学術研究院保健学域，[3]同 自然生命科学研究支援センター

マウスへのLPS投与に伴う全身性炎症および肺炎に対するラドン吸入による作用に関して検討した。その結果，LPS 投与は各臓器に酸化ストレスを与えるのに対し，ラドン吸入は免疫を調節することなどが示唆できた。また，ラドン吸入により肺では抗酸化・抗炎症・免疫調節関連の蛋白質が増加することも示唆できた。

キーワード：ラドン吸入，肺炎，プロテオーム解析，抗炎症作用，免疫調節機能

1. 緒論

ウランの子孫でα線放出核種であるラドンの吸入はマウスの抗酸化・抗炎症や免疫調節の機能を亢進し，関節リウマチなどの自己免疫疾患を抑制することを我々は明らかにしている。また，マウスに対するlipopolysaccharide（LPS）投与は過剰の酸化ストレスに伴う全身性炎症を引き起こし，結果的に肺炎を誘発する。従って，ラドン吸入はLPS投与に伴い生じた免疫の不均衡を調節し，肺炎を抑制する可能性がある。他方，組織中の蛋白質を網羅的に同定できるプロテオーム解析は，ラドン療法の作用機序の解明や新規適応症の探索にも有益である。このため，本研究ではラドン吸入がLPS誘発マウス肺炎に及ぼす作用に関して，プロテオーム解析などを用いて検討した。

2. 方法

1群4-7匹とし，BALB/cマウスにsham（擬似）またはラドン（2000 Bq/m^3）を24時間吸入させた。吸入終了後に，LPS（1.0 mg/kg体重）を腹腔内投与し，投与4時間後に血清と肺を摘出し試料に供した。血清中の関連サイトカイン濃度と肺中の酸化ストレス指標濃度を分析し，また肺中の発現蛋白質をプロテオーム解析により同定した。

3. 結果と考察

例えば，関連サイトカイン濃度の変化から，LPS投与によりヘルパーT（Th）1, Th17細胞の免疫応答が亢進し，ラドン吸入によりそれらの応答が抑制されることが示唆できた。また，LPS 投与後の肺では，吸入の有無に関わらず過酸化脂質量が有意に増加したが，ラドン吸入は抗酸化物質である総グルタチオン量を増加させた。さらに，肺のプロテオーム解析により，ラドン吸入がその他の抗酸化・抗炎症・免疫恒常維持の機能に関与する蛋白質を概ね増加させることも示唆できた。

4. 結論

以上の所見などから, 概ねラドン吸入は免疫を調節し, LPS誘発全身性炎症を抑制することが示唆できた。また，肺では抗酸化・免疫調節の機能に関連する物質の発現・増加も示唆できた。今後は，ラドン療法による肺における新規適応症の可能性も含めて更に検討する予定である。

---

*Shota Naoe[1], Takahiro Kataoka[2], Ryohei Yukimine[1], Kaito Murakami[1], Yuki Fujimoto[1], Ayumi Tanaka[1], Takaaki Miyaji[3], and Kiyonori Yamaoka[2]

[1]Graduate School of Health Sciences, [2]Faculty of Health Sciences, [3]Advanced Science Research Center, Okayama University

一般廃棄物処分場における放射性セシウム濃度の深さ方向分布に関する定量評価

Quantitative Evaluation of Depth Distributions of Radioactive Cesium Concentrations in Non-Industrial Waste Disposal Sites

*髙瀬 和之[1], 国分 宏城[1]

[1]福島県環境創造センター

一般廃棄物処分場の埋立表面に直径約 10 cm で深さが 100 cm までの穴を掘り、異なる深さ位置で取得した廃棄物をゲルマニウム(Ge)半導体検出器を使って分析し、放射性セシウム(Cs)濃度の深さ方向分布を評価した。

キーワード：一般廃棄物処分場，放射性 Cs 濃度，深さ方向分布，Ge 半導体検出器，定量評価

1. 緒言

東京電力(株)福島第一原子力発電所の事故に起因する放射性 Cs が付着した廃棄物が埋設されている一般廃棄物処分場では放射性 Cs を長期間にわたって管理することになるため、処分場からの浸出水に含まれる放射性 Cs の濃度を定期的に分析し、安全性を確認することが義務付けられている。一方、一般廃棄物処分場の近隣住民の中には将来の処分場外部への放射性 Cs の浸出による健康への影響を懸念する人たちがいる。そこで、浸出水中の放射性 Cs 濃度に大きく影響する処分場内の放射性 Cs 濃度の現状を定量的に把握するため、福島県内の複数の一般廃棄物処分場の廃棄物に付着した放射性セシウム 137(^{137}Cs)の濃度を定量的に調べた。

2. 放射性 ^{137}Cs 濃度の計測結果

一般廃棄物処分場の埋立表面に直径約 10 cm で深さが 100 cm までの穴を掘り、深さ方向に主に 10 cm 間隔で 100～200 cm^3 の廃棄物を取得し、Ge 半導体検出器（キャンベラ製 GC3018）を使って核種分析を行った。図 1 に Ge 半導体検出器で得られた γ 線スペクトル分布の例を示す。γ 線エネルギーが 661.64 keV である放射性 ^{137}Cs が明らかに卓越しており、取得した廃棄物が放射性 ^{137}Cs を含んでいることがわかる。図 2 に放射性 ^{137}Cs 濃度の深さ方向分布の計測例を示す。ここで、縦軸は埋立表面からの深さ方向距離であり、マイナスで表示した。放射性 ^{137}Cs 濃度は 15～52 Bq/kg の範囲でばらついており、複数の深さ位置で放射性 ^{137}Cs 濃度にピークが見られた。一般土壌の場合は放射性 ^{137}Cs 濃度は土壌表面で最も高く、深さに依存して指数関数的に減少する傾向も得られており、今後は福島県内の一般廃棄物処分場で取得した多くの廃棄物データに対して放射性 ^{137}Cs 濃度の深さ方向分布の傾向を明らかにする考えである。

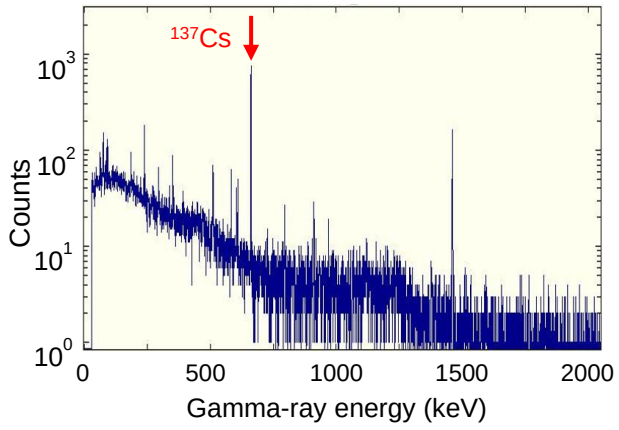


Fig.1 Example of gamma-ray spectrum of acquired waste measured with a Ge semiconductor detector

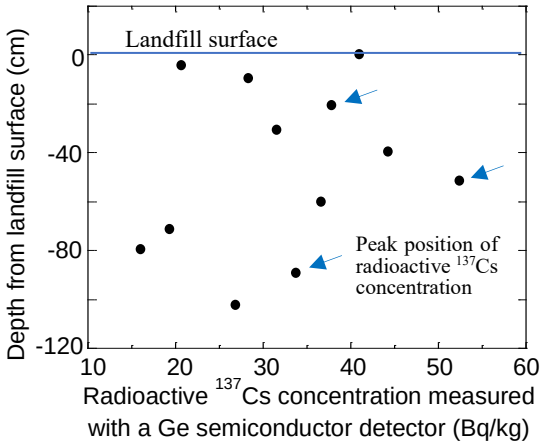


Fig.2 Measured data of radioactive ^{137}Cs concentration in the depth direction in a landfill disposal site

*Kazuyuki Takase[1] and Kouki Kokubun[1]

[1]Fukushima Prefectural Centre for Environmental Creation

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

[2C01-06] Development of Evaluation Methods, Safety Requirements for New NPPs

Chair:Murakami Kenta(UTokyo)
Tue. Mar 14, 2023 10:15 AM - 11:55 AM Room C (11 Bildg.2F 1106)

[2C01] Enhancement of Analysis Method for Important Phenomena of Severe Accidents at Reprocessing Plant

*Ichiro Nakamori[1], Takayuki Tomizuka[1], Atsuo Takahashi[1], Fumitomo Onishi[1], Takashi Kodama[2], Yoshikazu Tamauchi[2], Naoya Sato[2], Nobuyuki Tsuboi[4], Koichi A. Hayashi[3] (1. Advancesoft Corporation, 2. Japan Nuclear Fuel Limited, 3. COSMO SILVA Inc., 4. Kyushu Institute of Technology)

10:15 AM - 10:30 AM

[2C02] Framework for Intelligent Generation of Countermeasures against Emergencies at Nuclear Power Plants

*Satoshi Abe[1], Kazuyuki Demachi[1], Shi Chen[1] (1. UTokyo)

10:30 AM - 10:45 AM

[2C03] Study on fire modeling in evaluation for event progression in glove box fire

*Makoto TAKIZAWA[1], Tomoaki SAKURAI[1] (1. NRA)

10:45 AM - 11:00 AM

[2C04] Elaboration of thermal radiation effect evaluation for wildfire with visibility analysis

*Kaito Enomoto[1], Daisuke Fujiwara[1], Hiroshi Shirai[1], Hisayuki Kyo[1], Motoki Kato[1] (1. TEPSYS)

11:00 AM - 11:15 AM

[2C05] Development of evaluation methods for High Energy Arcing Faults (HEAF)

*Tomoaki SAKURAI[1], Hajime KABASHIMA[1], Fumio KASAHARA[1], Toshihiro Yoshii[2] (1. NRA, 2. FMIC R&D INC.)

11:15 AM - 11:30 AM

[2C06] Safety requirements for new NPPs in Japan and its feasibility

*Hiroshi YAMAGATA[1] (1. Nagaoka University of Technology)

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

再処理工場の重大事故に係る重要現象に関する評価手法の高度化
H-5）火炎面モデルに係る燃焼速度モデルと起爆項モデルを用いた実スケール施設内での爆轟遷移の予測性能の検証

Enhancement of Analysis Method for Important Phenomena of Severe Accidents at Reprocessing Plant
Verification of Prediction Capability for Flame Model by Using the Burning Velocity Model and the Detonation Model in Full-Scale Facility

*中森　一郎[1]，富塚　孝之[1]，高橋　淳郎[1]，大西　史倫[1]，小玉　貴司[2]，玉内　義一[2]，
佐藤　直弥[2]，林　光一[3]，坪井　伸幸[4]
[1]アドバンスソフト株式会社，[2]日本原燃株式会社，[3]株式会社コスモシルバ，[4]九州工業大学

本研究では水素/空気 DDT 解析を行なうために、着火遅れ時間データベースに基づいた DDT モデルを用い、格子解像度への依存性が少ない wrinkling 火炎速度モデルを用い、数十メートルスケールの水素/空気 DDT 実験データと比較解析をおこない、数時間の計算時間で実験値と一致する結果が得られた。

Keywords: FOCUS-i，3D compressible fluid analysis， DDT，Detonation，wrinkling model，hydrogen explosions

1. 緒言

本検証ではロシアの Kurchatov 研究所で 1996 年に実施された RUT22 試験[1]を対象とした。気体は水蒸気を含まない一様な水素/空気濃度分布とし、Advance/FOCUS-i ソフトウェアを用いて解析をおこなった。

2. RUT22 解析

参考文献[1]より、RUT 試験の装置は、長さ 69.9m、幅 2.5m、高さ 2.3m の寸法で、0（左端壁）～34.6m の区間に 5m 間隔に火炎の障害となる構造物を 6 個設置している。構造物は下流に向かって右の壁と 0.5m、床と 0.1m の隙間を設け設置した。解析モデルは、構造物周辺と DDT 発生領域に 0.025m のメッシュを設置し、実寸スケールで解析を実施した。

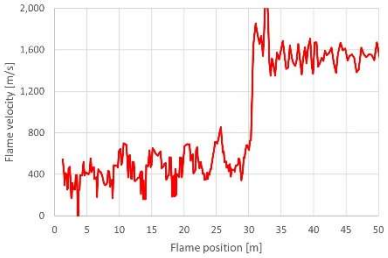


図 1　火炎の位置と火炎伝播速度

3. 結論

得られた解析結果より DDT 発生位置は 30.5m と実験値を概ね一致する結果が得られた。燃焼速度モデルに wrinkling モデルと起爆項を併用し、乱流の扱いは RANS モデルとして知られる k-ω SST モデルを適用し、着火遅れ時間に係るデータテーブルは UT-JAXA[2]を用いて予め作成して Ettner[3]の起爆モデルを組込み、試験部の実験観察対象の長さスケール 35m 程の体系を対象とした。比較的少ない計算格子数（404 万要素）で DDT を含む爆轟計算が可能であることを示した。

参考文献

[1] Dorofeev S. B., Sidorov V. P., Dvoinishnikov A. E., and Breitung W., “Deflagration to Detonation Transition in Large Confined Volume of Lean Hydrogen-air Mixtures,” Combustion and Flame, Vol. 104, Issues 1-2, pp. 95-110, 1996.

[2] Shimizu K., Hibi H., Koshi M., Morii M., Tsuboi N., “An Updated Kinetic Mechanism for High-Pressure Hydrogen Combustion,” Journal of Propulsion and Power, Vol. 27, No. 2, pp. 383-395, 2011.

[3] Ettner, F, “Effiziente Numerische Simulation des Deflagrations–Detonations–Übergangs,” Doctoral Dissertations, 2013.

* Ichiro Nakamori [1], Takayuki Tomizuka [1], Atsuo Takahashi [1], Fumitomo Onishi [1], Takashi Kodama [2], Yoshikazu Tamauchi [2], Naoya Sato[2], A. Koichi, A. Hayashi [3], and Nobuyuki Tsuboi[4]

[1] AdvanceSoft Corporation, [2] Japan Nuclear Fuel Limited, [3] COSMO SILVA Inc., [4] Kyushu Institute of Technology

原子力発電所の事故時の対応策自動生成のためのフレームワーク
強化学習による対応策生成フレームワーク

Framework for Intelligent Generation of Countermeasures against Accidents at NPPs
Framework for Generation of Countermeasures using reinforcement learning

*阿部　哲[1]，出町　和之[1]，陳　実[1]
[1]東京大学

原子力安全の確保には設計基準外事象の対応が必要である。そのため、深層学習を用いた事故時対応策生成フレームワークの構築を目指した。本研究では、システムが自律して学習する強化学習の利用を検討した。また計算負荷軽減のため、学習の環境にプラントシミュレータのサロゲート AI モデルの適用を検討した。
キーワード：強化学習，サロゲート AI モデル，事故時対応策

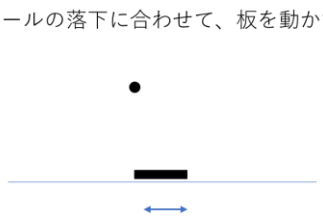
1. 緒言

原子力施設における原子力安全の確保には、設計基準外事象の対応が必要である。本研究は、深層学習を用いた事故時の対応策生成フレームワークの構築を目指した。先行研究では、強化学習によって化学プラントの非定常運転の操作手順の生成を可能にした。そのため、本研究でも強化学習の利用を検討した。また、プラントシミュレータでは、計算コストが問題となる。そこで、サロゲート AI モデルの利用を検討した。

2. 実験

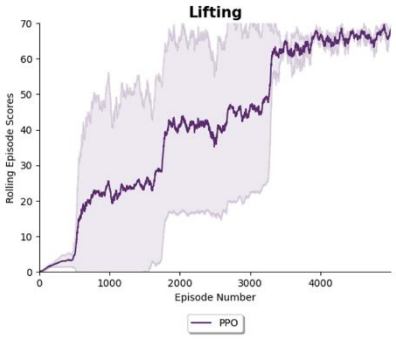
2-1. 実験概要

Open AI が提供する、Open AI Gym というプラットフォームを利用して強化学習の実験を行った。まず、水平投射した球を台で何回も跳ね返すという簡単なタスク（右図）で、強化学習の様々な手法での結果を確認した。その後、プラントシミュレータからの出力を強化学習の環境とし、原子力発電所の事故時の操作を行うタスクを行い、結果を確認した。また、サロゲート AI モデルを構築し、計算時間の検証も行った。



2-2. 結果・考察

2 つのタスクにおいて、強化学習のスコアが向上するのを確認できた。強化学習は正解データを与えなくても学習できるため、明確なマニュアルがない異常時の対応策提案に適していると考えられる。また、サロゲート AI モデルでは計算時間が短縮され、計算負荷の軽減に大きく貢献していると考えられる。



3. 結論、今後の課題

事故時の対応策生成における強化学習の有効性を確認できた。また、サロゲート AI モデルの利用が計算負荷減に有効であることも確認できた。今後は採用する強化学習の手法についてより詳細な検討が必要である。

参考文献

[1] Kubosawa, Shumpei, Takashi Onishi, and Yoshimasa Tsuruoka. "Computing operation procedures for chemical plants using whole-plant simulation models." Control Engineering Practice 114 (2021): 104878.

[2] Zhang, Q., Zhang, J., Liang, L., Li, Z., & Zhang, T. (2021). A deep learning based surrogate model for estimating the flux and power distribution solved by diffusion equation. In EPJ Web of Conferences (Vol. 247, p. 03013). EDP Sciences.

---

*Satoshi Abe[1], Kazuyuki Demachi[1] and Shi Chen[1]
[1]The University of Tokyo.

グローブボックス火災の事象進展評価における火災解析に関する検討

Study on fire modeling in evaluation for event progression in glove box fire

*瀧澤　真[1]、櫻井　智明[1]
[1]原子力規制庁

混合酸化物（MOX）燃料加工施設におけるグローブボックス（GB）火災の事象進展評価における解析手法の検討の一環として、火災解析コード SYLVIA を用いて火災防護対策を含む GB 火災シナリオを対象とした火災解析を実施し、火災防護対策による放射性物質の閉じ込め機能に対する影響を評価するための基礎データとして GB 内圧力の変化について検討した。

キーワード：グローブボックス（GB）、GB 火災、MOX 燃料加工施設、火災影響評価、火災解析コード

1. 緒言　GB 火災は、GB 内又は GB 外火災に大別され、可燃物及び火災防護対策がそれぞれ異なる。このため、GB 火災の事象進展評価には、対象とする事象の特徴を考慮した解析手法が必要となる。この解析手法の検討の一環として、換気条件下の GB 内の圧力変動及び換気系の応答の評価が可能であり、かつ火災防護対策をモデル化できる火災解析コード SYLVIA[1]を用いて、GB 内火災を想定した火災防護対策を含むシナリオを対象とした火災解析を実施した。本解析結果から火災防護対策による放射性物質の閉じ込め機能に対する影響を評価するための基礎データとして GB 内圧力の変化について検討した。

2. GB 火災シナリオの設定　本検討では、まず MOX 燃料加工施設を想定した GB や換気系モデルを構築した。図 1 に GB モデルの概略を示す。GB モデル内の初期雰囲気は空気とし、初期ゲージ圧力は-400 Pa とした。本シナリオでは GB モデル内での液体燃料火災を発端とし、事象の進展に伴い、①GB モデル給気側のダンパの閉止、②GB モデル内への消火ガスの供給、③GB モデル排気側のダンパの閉止及び④排風機の停止の順に火災防護対策が実施されることとした。

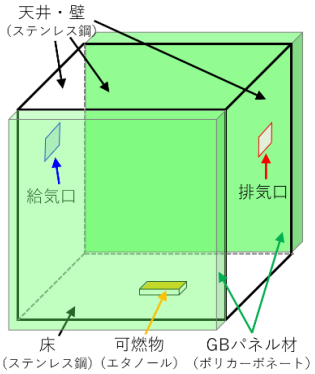


図 1　GB モデルの概略

3. 解析の方法　本解析では、上記シナリオを基に、SYLVIA で解析を実施した。換気系モデルは、ダンパ等の評価モデルを組合せて構築した。対策①、③及び④については、換気系モデルにおいて設定した。対策②は、GB モデルにおいて窒素ガスの供給を設定した。火災時の発熱速度は、SYLVIA 内の液体燃料の燃焼モデルにより評価した。

4. 解析結果　火災防護対策ありの場合、火災防護対策①及び②による GB モデル内の酸素モル分率の低下に伴い、発熱速度は対策なしの場合に比べて低くなる（図 2）ことから、燃焼反応の抑制が確認された。一方、火災防護対策ありの場合の GB モデル内圧力は、火災防護対策なしの場合と比較して、最高値が高くなった（図 3）。これは、対策②の消火ガスの供給及び圧力上昇に伴う給気側の換気系への逆流の量（給気流量が負の値）が、対策①のダンパ閉止により低下するためである（図 3）。このことから、対策①及び②は、GB モデル内圧力を上昇させる可能性があることが分かった。

5. 結論　火災解析コード SYLVIA により GB 内火災シナリオを対象とした火災解析を行った。本解析結果から、火災防護対策は火災を抑制させるが、その一方で GB 内圧力を上昇させる可能性があると評価された。

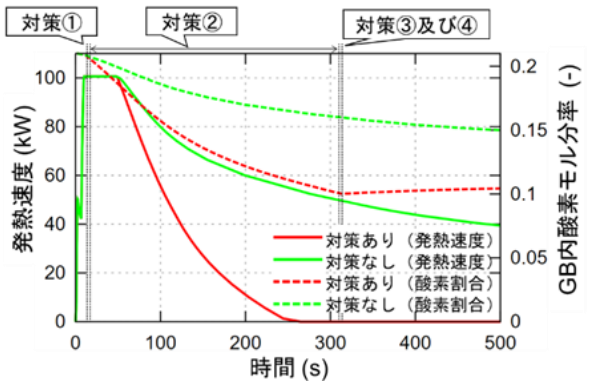


図 2　発熱速度及び GB 内酸素モル分率の解析結果

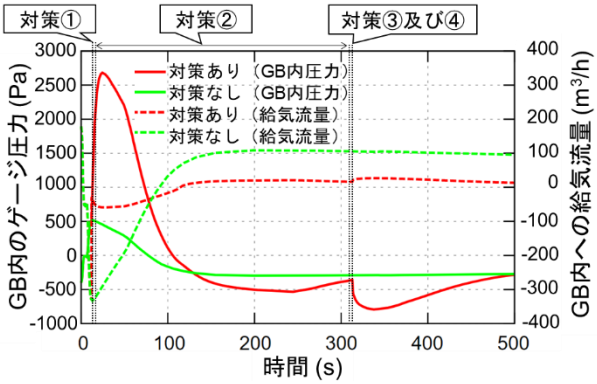


図 3　GB 内圧力及び給気流量の解析結果

参考文献

[1] Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire, Physical modelling of the SYLVIA V11 software, (2020)

*TAKIZAWA Makoto[1], SAKURAI Tomoaki[1]
[1] Nuclear Regulation Authority (NRA)

可視性解析を用いた森林火災による輻射影響評価の精緻化

Elaboration of thermal radiation effect evaluation for wildfire with visibility analysis

*榎本 開途[1]，藤原 大資[1]，白井 浩嗣[1]，京 久幸[1]，加藤 基[1]
[1]テプコシステムズ

地理情報ソフト ArcGIS の可視性解析機能を用いて、地形による輻射の遮蔽を考慮することで森林火災の火炎からの輻射影響評価の精緻化を実施した。本研究は、火炎による輻射が評価対象位置に到達するか否かの判定に、可視性解析による可視/不可視の判定を応用したものである。

キーワード：森林火災，FARSITE，ArcGIS，輻射影響，可視性解析

1. 緒言　日本国内の発電用原子炉施設に対しては、火災進展解析コード FARSITE を用いた森林火災影響評価が実施されており、輻射強度を指標とした評価の実施が要求されている[1]。本研究は、この輻射強度の算出過程に注目し、精緻化を目指すものである。輻射強度とは、火炎により発生した電磁波（赤外線）が評価対象へ与える時間当たりのエネルギー（W/m^2）であり、評価対象の周囲にある火炎形態より都度算出する（図 1 参照）。シンプルな想定として、評価対象と火炎は同一平面上、火炎からの輻射は遮られないとすることが考えられるが、現実的には地形、建物、樹木の遮蔽が発生し得る。この遮蔽を考慮する場合は扱う情報量（火炎の広範囲の分布、地形や火炎形態）が多く、算出が複雑になる。本研究では、遮蔽のうち評価に大きく影響を与える地形による遮蔽を考慮するため、ArcGIS の可視性解析機能を応用した精緻化手法を考案した。

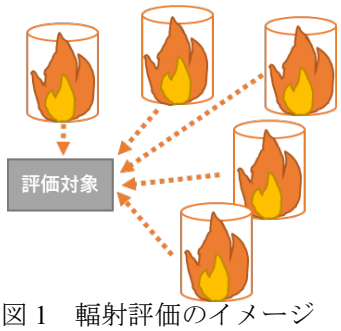


図 1　輻射評価のイメージ

2. 可視性解析と輻射影響評価の精緻化　可視性解析を用いた精緻化手法のイメージを図 2 に示す。火炎は円筒で近似している。本手法では、評価対象から先端が見えない火炎は輻射に寄与しないものとした。これにより可視性解析を用いて火炎の可視/不可視を判定し、輻射に寄与する火炎を選別できる。評価対象位置及びその周辺地形と火炎との位置関係にもよるが数割程度の効果が見込まれる。

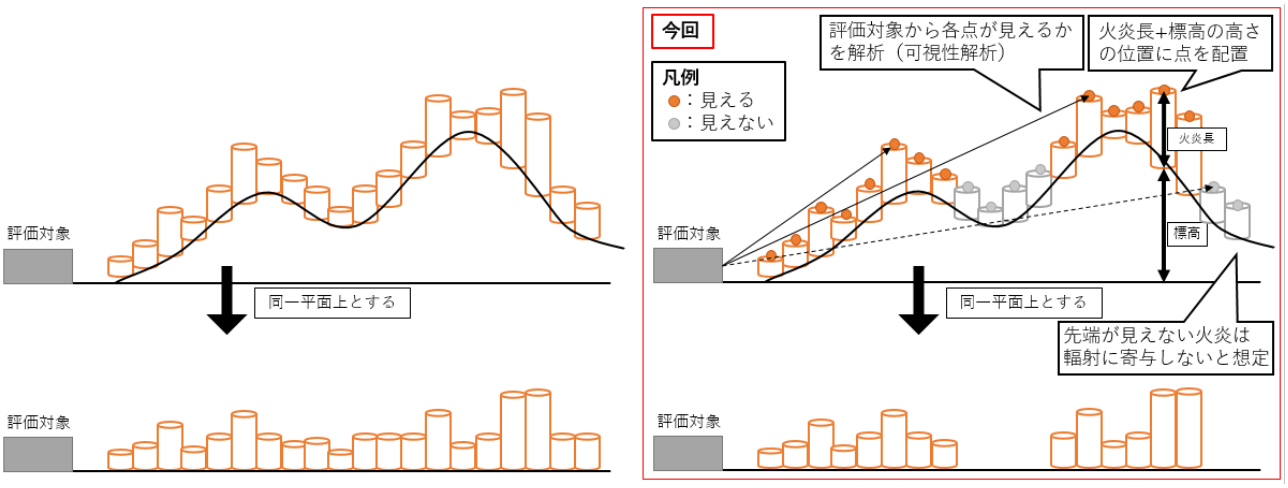


図 2　精緻化手法のイメージ

3. 結論　火炎による輻射が評価対象位置に到達するか否かの判定に、可視性解析による可視/不可視の判定を応用し、地形効果を考慮した輻射影響評価手法を考案した。これにより更なる現実的な評価が可能となった。

参考文献

[1] 原子力発電所の外部火災影響評価ガイド

* Kaito Enomoto[1], Daisuke Fujiwara[1], Hiroshi Shirai[1], Hisayuki Kyo[1] and Motoki Kato[1]　[1]TEPCO SYSMTEMS CORPORATION

高エネルギーアーク損傷(HEAF)の評価手法の整備
（１）Cu 蒸気の熱流動評価手法の検討

Development of evaluation methods for High Energy Arcing Faults (HEAF)

(1)Thermal hydraulics evaluation method for Cu vapor

*櫻井智明[1]，椛島一[1]，笠原文雄[1]，吉井敏浩[2]

[1]原子力規制庁，[2]株式会社 FMIC R&D

高エネルギーアーク損傷(HEAF)に係る評価手法の整備の一環として、HEAF 時に発生する母線由来の Cu 蒸気の熱流動評価手法を検討した。Cu 蒸気の熱流動解析には、流体解析コード(Ansys Fluent)及び火災解析コード(FDS)を用い、コード間の解析結果を比較検討した。

キーワード：高エネルギーアーク損傷，HEAF，Cu 蒸気，熱流動解析，CFD，Ansys Fluent，FDS，渦消散モデル

1. 緒言

HEAF 爆発現象は①電気設備内の空気の熱膨張、②金属蒸気の電気設備外への放出の二段階から成るとの知見が得られている[1, 2]。このうち②により放出される金属蒸気は電気設備周囲に熱影響を及ぼすことが知られているが電気設備外へと放出された後の金属蒸気についての知見は少ない。そこで本研究では電気設備外へと放出された金属蒸気の熱流動を評価するため、CFD(数値流体力学)コードによるモデル化を検討した。

2. Cu 蒸気の熱流動解析

金属蒸気を母線由来の Cu と仮定し、流体解析コード(Ansys Fluent 2021 R2)及び火災解析コード(FDS 6.7.5)を用いて熱流動解析を行った。解析体系は W1155×D905×H5000 mm となる領域と下部に位置する Cu 蒸気の噴出口から成る空間を設定し、噴出口より放出された Cu 蒸気が空気中で酸化するモデルを構築した。Cu 及び CuO の物性値は、Lennard-Jones のポテンシャルパラメータを用いて算出した[3]。また、Cu 蒸気の酸化速度 R_f は、式(1)に示す乱流による混合が律速となる渦消散モデルを適用し算出した。

$$Cu + \frac{1}{2}O_2 \rightarrow CuO + Q$$

$$R_f = -A\rho \cdot \frac{1}{\tau} \cdot \min\left(Y_{Cu}, \frac{Y_{O_2}}{r_{O_2}}, B \cdot \frac{Y_{CuO}}{1+r_{O_2}}\right) \quad \cdots 式(1)$$

R_f：酸化速度[kg/m³s]
Y_{Cu}：Cu蒸気の質量分率[-]　Y_{O_2}：O_2の質量分率[-]
r_{O_2}：O_2の反応量[-]　Y_{CuO}：CuOの質量分率 [-]
A, B：モデル定数　τ：混合の時間スケール[s]
ρ：密度[kg/m³]　Q：反応熱[J/kg]

3. 熱流動解析結果及び考察

図 1 に Ansys Fluent による解析体系の中心断面における(a)温度分布、(b)Cu 濃度分布及び(c)CuO 濃度分布の一例をそれぞれ示す。この Ansys Fluent による解析により、電気設備外へと放出された Cu 蒸気の詳細な熱流動に関する知見が得られた。図 2 に両解析コードによる中心軸高さ方向における温度の時間平均を示す。図 2 より、両解析コードによる温度の時間平均は、高さ 1.5 m 以上でよく一致したが、高さ 1.0 m 近傍で Ansys Fluent による結果が FDS よりも低温となった。この解析コード間の差異は、Ansys Fluent による解析が渦を詳細に表現しているため、FDS と比較して低温の外気が多く取り込まれたことに起因すると考えられる。

4. 結言

HEAF 爆発発生時に電気設備から放出された Cu 蒸気の熱流動評価を目的として、Ansys Fluent と FDS によるモデル化を検討した。その結果、両コードによる解析結果は高さ 1.0 m 近傍で確認された差異を除いて概ね一致すると分かった。

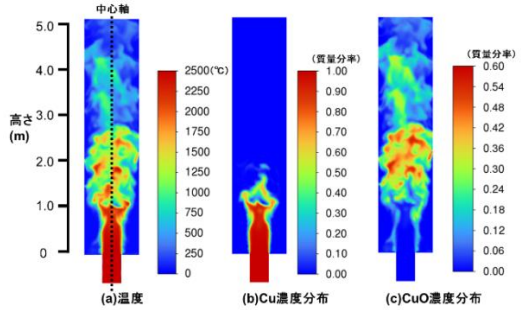


図 1　解析で得られた温度、Cu 濃度、CuO 濃度（Ansys Fluent, 20MW,アーク時間 1.0s）

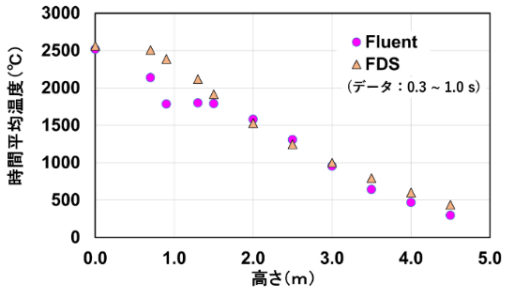


図 2　温度の時間平均と高さとの関係

参考文献

[1]原子力規制庁 ： 安全研究成果報告 火災防護に係る影響評価に関する研究, (2021), p.12

[2]松田ら ： 日本原子力学会 2021 年春の年会 講演予稿(2F12), (2021)

[3] Bruce E. Poling *et al.* : The Properties of Gases and Liquids 5th Edition, McGRAW-Hill Companies Inc. , (2001)

*Tomoaki SAKURAI[1], Hajime KABASHIMA[1], Fumio KASAHARA[1], and Toshihiro YOSHII[2]
[1]Nuclear Regulation Authority (NRA), [2]FMIC R&D INC.

国内新設原子力発電所の安全要件とその成立可能性に関する研究 その２：国内新設原子力発電所の安全要件の提案

Safety requirements for new NPPs in Japan and its feasibility
No.2: Proposal for safety requirements

*山形　浩史[1]
[1]国立大学法人　長岡技術科学大学

国内新設原子力発電所について、安全要件等の研究開発を段階的に進め、成果等をシリーズとして発表している[1]。今回は、避難不要とする許容被ばく線量、高い信頼性、単純かつ頑健な防護層など安全要件の骨子の提案である。

キーワード：原子力発電所，新設，安全要件，避難

1. 緒言

2022 年になり政府内では原子力発電所新設の議論が始まった。原子力発電所の建設・運転には安全確保が大前提であることから、新設の議論においても先ず安全要件の議論が不可欠である。 また、アンケート調査では、単に「新たに建設する」とした質問に対し回答者は新規性・未知性を感じ不安が生じるという結果が得られている[2]。このため、新設炉の安全要件の骨子を提案する。

2. 安全要件の骨子

2-1. 避難不要とする許容被ばく線量

短期的観点からは、現在の避難計画の目標被ばく線量が 100mSv であることから、許容被ばく線量は 7 日間で 100mSv、長期的観点からは、避難指示解除の基準が年間 20mSv であることから、エアロゾルの放射性物質の土壌などの沈着による許容被ばく線量は年間 20mSv を提案する

2-2. １～３層の高い信頼性、４層の単純かつ頑健な防護層

国内では革新炉と言われるものの開発が進んでいるが、既設炉を対象にした新規制基準の延長で考えられているため複雑かつバランスを欠いた設計となっている。例えば、炉心損傷防止対策において、SA(シビアアクシデント)対応設備という考え方は新規性基準の背景を誤解しているように思われる。炉心損傷防止対策は、多様性、独立性、位置的分散、二重故障基準により高い信頼性を確保することを提案する。それでもなお、炉心溶融（シビアアクシデント）を想定し、格納容器破損（避難を必要とする放射性物資の放出）防止対策は単純かつ頑健な防護層とすることを提案する。

3. 結言

新規制基準の背景にある安全確保の考え方に基づいて整理した新たな安全要件を作ることで、単純で信頼性と頑健性を備えた設計とすることが期待できる。なお、これらはプラントの性能目標にすぎない. 原発の安全性が向上したとしても、5 層からなる深層防護の厳格な遵守、前段否定の原則に従い、避難計画及び訓練の必要性及び重要性に変わりはない。これは新たな安全神話を作らないためにも重要であることを強調する。

参考文献

[1] 山形浩史, “国内新設原子力発電所の安全要件とその成立可能性に関する研究 その１：必要性と研究計画”, 日本原子力学会 2022 年春の年会予稿集, 2022 年 3 月 16-18 日, 1G05(2022).

[2] 山形浩史, “国内原子力発電所の再稼働及び新設に対する意識調査－重要関心事項の抽出及びその解決による態度変化－”, エネルギー・資源学会論文誌, **44-1**, 55-62(2023).

*Hiroshi Yamagata[1]
[1]Nagaoka University of Technology

General Meeting

[2C_GM] The 12th General Meeting of Risk Division

Tue. Mar 14, 2023 12:05 PM - 12:55 PM Room C (11 Bildg.2F 1106)

[2C_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Tue. Mar 14, 2023 12:05 PM - 12:55 PM Room C)

[2C_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network | Risk Science and Technology Division[Co-organized by Standard Committee, The Nuclear Civil Engineering Committee, JSCE]

[2C_PL] Effective Initiatives to upgrade countermeasures based on Basic Concept to Nuclear Safety for External Events

Chair:Tatsuya Itoi(UTokyo)

Tue. Mar 14, 2023 1:00 PM - 2:30 PM Room C (11 Bildg.2F 1106)

[2C_PL01] Outline of Technical Report "The basic concept of nuclear safety against external events" (TR018：2021)

*Yoshiyuki Narumiya[1]（1. JANSI）

[2C_PL02] Role and Dissemination of Safety Goal

*Akira Yamaguchi[1]（1. NSRA）

[2C_PL03] Accident Scenarios associated with Superposition of Seismic and Tsunami Events

*Yukihiro Kirimoto[1]（1. CRIEPI）

[2C_PL04] Accident Scenarios associated with Internal Flooding caused by Seismic Event

*Koji Shirai[1]（1. CRIEPI）

[2C_PL05] Cooperative activities with the Nuclear Civil Engineering Committee (Risk Communication and Disaster Prevention for Combined Nuclear and Seismic Accidents)

*Katsumi Ebisawa[1]（1. JSCE）

[2C_PL06] Discussion

Tatsuya Itoi[1], Yoshiyuki Narumiya[2], Akira Yamaguchi[3], Yukihiro Kirimoto[4], Koji Shirai[4], Katsumi Ebisawa[5]（1. UTokyo, 2. JANSI, 3. NSRA, 4. CRIEPI, 5. JSCE）

©Atomic Energy Society of Japan

2023年春の年会

リスク部会セッション

外的事象に対する原子力安全の基本的考え方の実効的な取り組み

Effective Initiatives to upgrade countermeasures based on Basic Concept to Nuclear Safety for External Events

（1）外的事象に対する原子力安全の基本的考え方 2021 の概要

(1) Outline of Technical Report "The basic concept of nuclear safety against external events" (TR018：2021)

*成宮祥介[1]

[1]原子力安全推進協会

1. はじめに

リスク部会は、リスク情報の実践的な活用の一環として、安全目標、南海トラフ等からの M9 級地震の原子力リスクへの影響への危機感を踏まえた原子力地震防災、土木学会原子力土木委員会との連携によるリスクコミュニケーション・原子力地震複合防災等広範な活動を進めている。本企画セッションは、我が国が世界的に甚大な影響を受けてきた外的事象に着目し、安全の基本的考え方に留まらす実効を上げることが出来る取り組みについて、広範な評価と社会とのコミュニケーションを中心に議論することとした。

本稿では、日本原子力学会標準委員会で発行されている技術レポート「外的事象に対する原子力安全の基本的考え方：2021」の提言を説明する。

2. 技術レポートの目的と概要

2-1. 標準委員会原子力安全検討会の活動

原子力安全検討会（以下、検討会）は標準委員会の下部組織として 2011 年の福島第一原子力発電所事故（以下、1F 事故）の後から立ち上げを検討し、2012 年 2 月に第 1 回会合を行った。以来、原子力安全に必要と考えた事項を議論して決めてきた。名簿、議事録、発行図書は標準委員会の HP に公開[1]されている。2023 年 2 月末時点で、41 回の検討会を公開で開催している。

検討会は標準委員会の組織ではあるが、標準を策定する組織ではなく、標準委員会 4 専門部会、学協会、更には関係組織全体に及ぶ課題について議論を行い、原子力の安全や利用にかかる基盤的な考え方を標準委員会内外に提供し、原子力安全の活動の推進に資することを目的としている。

検討会の傘下には、議論するテーマにより分科会を設置し次の 8 つの技術レポートを発行してきた。

- ・原子力安全の基本的考え方について　第Ⅰ編　原子力安全の目的と基本原則：2012（AESJ-SC-TR005:2012）
- ・原子力安全の基本的考え方について　第Ⅰ編　別冊：2013（AESJ-SC-TR005（ANX）:2013）深層防護の考え方
- ・原子力安全の基本的考え方について　第Ⅰ編　別冊 2：2013（AESJ-SC-TR005（ANX）:2013）深層防護の実装の考え方
- ・原子力安全の基本的考え方について　第Ⅱ編　原子力安全確保のための基本的な技術要件と規格基準の体系化の課題について：2014（AESJ-SC-TR007:2014）
- ・リスク評価の理解のために：2020（AESJ-SC-TR011: 2020）
- ・原子力発電所の地震安全の原則～地震安全の基本的な考え方とその実践による継続的安全性向上～：2019（AESJ-SC-TR016:2019）
- ・再処理施設における原子力安全の基本的考え方について：2016（AESJ-SC-TR013:2016）
- ・外的事象に対する原子力安全の基本的考え方：2021（AESJ-SC-TR018:2021）

---

*Yoshiyuki Narumiya[1]

[1]Japan Nuclear Safety Institute

技術レポートの説明を行う講習会、技術レポート策定のためのワークショップ、さらに原子力学会年会 大会の企画セッションなど、原子力安全に貢献する活動を積極的に行ってきた。発足 10 年余りを経て、当初に計画した基本安全原則や深層防護などの解説を、原子力施設における安全性向上活動の基盤として提供することができ、さらにリスク情報活用と外的事象安全に関して指南あるいは提言を出すことが達成できている。

2-2. 外的事象の基本的考え方

検討会が発行した技術レポートの「外的事象に対する原子力安全の基本的考え方」[2]は、原子力発電所における外部ハザード（地震や津波などの自然ハザード、航空機落下などの人為ハザード）に対し、リスク情報を活用することで安全性を合理的 かつ包括的に向上させるための基本的な考え方を提示することを目的とするものである。本稿では、この技術レポートでの定義に従い、外的事象は原子力発電所の系統・設備の外で発生する事象であり、地震や津波のような施設外で発生する外部ハザードによるものと、内部火災のように施設の中だが系統・設備の外で発生するものとを指す。

この技術レポートでは、外部ハザードは原子力発電所も含めた社会全体に影響を及ぼすこと、原子力安全が放射線の有害な影響から人と環境を防護すること、そして原子力発電が電力供給という形で社会に大きな貢献をし得ること、から安全目標の設定が必要であることが、示されている。外部ハザードの対処は、発生頻度の不確実さが大きいこと、空間的・時間的に広い範囲に影響を及ぼすこと、発電所敷地外にも同様に影響を及ぼすこと、といった特徴に注目し、対処のプロセスの基本構造として、「1. リスク特定・分析」、「2. リスク評価」、「3. リスク対応：対処の検討」、「4. リスク対応：対処の実施」、「5. 新知見収集・分析」の 5 つのステップを提案している。なお、本稿で「対処」としているのは、「対策」とは同義である。外部ハザードに対する安全確保のための対応措置のことを指す。ハードウェアの設置や改善だけでなく手順整備、教育、マネジメントの構築などであり、構想、計画、設計、製造、建設、運転、評価などを含むものであることから、対策とするとハードウェアのみを連想されることを避けたものである。

技術レポートの最後に、基本的なプロセス及び摘出した課題又は留意事項を踏まえ、将来に向けて原子力安全にかかわる関係組織が取り組むべき事項を提言とし、技術基盤としての学協会規格及びそれに必要な研究・技術開発、そして継続的な安全性向上につながるものをとりまとめている。

3. 技術レポートの提言

3.1 提言の概要

外部ハザードに関する国内外の規制要件、発電所における対応を整理した上で、外部ハザードに対して安全性向上を実現するための提言をしている。これらには標準委員会として取り組むべきこと、他学協会と協力して取り組むこと、関係組織に促すこと、が含まれている。技術レポートでは COVID-19 にかかるパンデミックへの対応も触れているが本稿とは直接の関係がないので省略し、次の 7 つについて説明する。

① 外部ハザードの継続的かつ詳細なリストアップと活用
② 継続的安全性向上のための対処において実施すべきこと
③ 広範で活発なコミュニケーション
④ 広範な外部ハザードにかかる学協会規格・標準の整備
⑤ 広範囲に被害が及ぶ外部ハザードによる緊急時の連携したアプローチ
⑥ 外部ハザードに対する長期対策を前提とした規制プロセス・ルールの構築
⑦ 安全性向上のための目標の外部ハザードへの適用

3.2 提言 1：外部ハザードの継続的かつ詳細なリストアップと活用

外部ハザードリストに原子力発電所の安全に考慮すべき全ての外部ハザードを列挙し、将来にわたり継続的に更新する。組織により想定する外部ハザードが異なることは好ましくないが、組織によりリストの利活用の目的が異なることから、個々の外部ハザードの詳細さは異なっても良い。このことから学協会が学術の視点から外部ハザードの包括的なリストを例示し、関係機関がそれぞれの目的に応じて利用するといった仕組みも検討することが必要である。

外部ハザードの特徴である「施設以外への影響」も考慮し対処を検討する必要がある。さらに気候変動な

どの長期にわたる影響も考慮する必要がある。

3.3　提言 2：継続的安全性向上のための対処において実施すべきこと

外部ハザードの評価及び対処を行う際に課題となるのは「不確実さ」である。不確実さ解析を行い定量的に把握したうえで、不確実さによる影響が設備、運転操作などにどの程度及んでいるのかを把握することが、事業者では適切な安全確保、規制機関ではリスク情報を活用した規制判断につながる。

不確実さを設計などの裕度でカバーする際には、リスク評価結果を考慮することが必要である。外部ハザードの対処策は、設計だけでなく運用及び保守も含めて担うこと、地震や強風など複数の外部ハザードそれぞれで設計裕度を設定した対処策の実施に難しさがあること、からプラントシステム全体を評価して適切な余裕を設定する。

外部ハザードが引き起こす事故は、複数の設備、施設外も含む広い範囲、時間経過での大きな変化、複数の外部ハザードによる複合事象、という特徴がある。設計基準で想定している外部ハザードの領域（たとえば地震であれば設計基準地震動以下）と、設計基準を超える領域とに分けて対処を考えるべきである。すべてにわたりすべての設備が健全であることを達成することは困難である。それよりも、設計基準を超えた領域においては、安全性が極端に低下した致命的な状況にならないように、事象シナリオの時間経過を連続的に評価し、安全機能劣化を把握し、それに応じた柔軟な対処を施すことが重要である。

3.3　提言 3：広範で活発なコミュニケーション

外部ハザードが社会全体にも広く影響を及ぼすことから、社会、特に地元自治体とのコミュニケーションは必要である。原子力関係の組織間でも研究成果、技術成果の共有が適宜行われ、最新の知見による外部ハザードへの対処が実現できるようにする。

3.4　提言 4：広範な外部ハザードにかかる学協会規格・標準の整備

いままでにない災害の発生に備えて最新の技術的知見を踏まえた高い安全性を確保する内容を規定することと、将来にわたり多種多様な外部ハザードが発生することを考えると継続的な技術継承が基本である。対処策を規定する規格に新知見、新手法を積極的に取り入れる判断を明確にするために、上位の基本的な考え方の標準を定めることが必要である。

3.5　提言 5：広範囲に被害が及ぶ外部ハザードによる緊急時の連携したアプローチ

周辺地域への影響が大きい外部ハザードでは、発電所の安全を確保した上で電源供給を果たすことが社会利益につながる。また原子力災害との複合災害になる外部ハザード発生時には、正確な事故情報の発信、周辺の被害状況の迅速な提供といった連携行動が地元自治体との間でできることが必要となる。

3.6　提言 6：外部ハザードに対する長期対策を前提とした規制プロセス・ルールの構築

外部ハザードの対処は、外部ハザードの想定を過剰に保守的とした前提での規制要件を施設にバックフィットさせた場合に、実施までに長期間を要することになる。規制機関はバックフィット要求そのものの実効性、適用までの経過措置等についてリスクを考慮する方法を考えること、また研究機関、プラント製造業者、事業者は、実行可能で実効性のある対処を行うことが重要である。

3.7　提言 7：安全性向上のための目標の外部ハザードへの適用

原子力安全の目的の達成基準としては、社会的に合意形成された安全目標が重要な役目を果たす。しかし安全目標は死亡リスクのような原子力発電所の安全性に関する基準として直接適用が難しいものが用いられるため、安全目標を満足する付随的な目標 （例えば性能目標等）（subsidiary or surrogated goal）を定めることが必要である。リスク情報活用には、安全目標や性能目標を直接用いるのではなく、それらを踏まえて設定された管理指標を用いる。これはIAEA TECDOC-1874[3]で示されている階層構造の安全目標である。性能目標からの管理指標を設定する際に重要な点は、関係組織（事業者、プラント製造業者等）の管理指標の考え方が共通していることであることから、原子力学会として管理指標の設定も含んだ安全目標の設定と活用にかかる検討の場を提供することが有効である

4.　まとめ

外部ハザードへの対処は１F 事故後に、見直された規制要件とそれに対応した対策が実施されたことで、原子力発電所の外部ハザードに対する安全性を向上させてきた。このことは我が国の原子力発電の利用にお

いて大きな成果である。標準委員会では将来にわたり外部ハザードへの高い安全性を維持するために、リスク情報を用いて合理的かつ包括的に向上させるための技術レポートを発行している。2023 年春の年会リスク部会企画セッションでは、この技術レポートの提言を実効的に推進するための議論を行うこととした。

本稿では、提言の概要を説明した。これらの提言は従来からも指摘されてきたことと重複していることもあるが、いまだに実現されていないことは確かである。関係組織がこの 10 年あまりの努力に甘んじることなく、社会とのコミュニケーションを通じて、将来においても継続して外部ハザードの対処に取り組んでいくことに繋がる議論を企画セッションで期待したい。

5. 参考文献

[1] 標準委員会原子力安全検討会　名簿、発行図書、議事録、https://www.aesj.net/sc_committee/standard/c-sc3

[2] 日本原子力学会，“外的事象に対する原子力安全の基本的考え方：2021，AESJ-SC-TR018:2021，”(2021)

[3] IAEA，“Hierarchical Structure of Safety Goals for Nuclear Installations”，IAEA-TECDOC-1874，(2019)

2023年春の年会

リスク部会セッション

外的事象に対する原子力安全の基本的考え方の実効的な取り組み
Effective Initiatives to Upgrade Countermeasures on Basic Concept to Nuclear Safety for External Events

(2) 安全目標の役割と普及-

(2) Role and Dissemination of Safety Goal

*山口　彰
原子力安全研究協会

1. はじめに

わが国の安全目標に関する公的な検討は 2001 年，原子力安全委員会での安全目標専門部会の設置に始まった。その検討内容は 2003 年に「中間とりまとめ」として公表された[1]が，委員会決定とはされず，原子力施設のリスク管理における意思決定で活用されるには至らなかった。

原子力安全委員会安全目標専門部会が提案した安全目標は，以下のとおり，定性的目標案と定量的目標案で構成されている。

(1) 定性的目標案:原子力利用活動に伴って放射線の放射や放射性物質の放散により公衆の健康被害が発生する可能性は，公衆の日常生活に伴う健康リスクを有意には増加させない水準に抑制されるべきである

(2) 定量的目標案:原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによる，施設の敷地境界付近の公衆の個人の平均急性死亡リスクは，年あたり百万分の 1 程度を超えないように抑制されるべきである。また，原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによって生じ得るがんによる，施設からある範囲の距離にある公衆の個人の平均死亡リスクは，年あたり百万分の 1 程度を超えないように抑制されるべきである。

2003 年に公表された「中間とりまとめ」から 20 年が経過すること、2011 年の福島第一原子力発電所炉心溶融事故でのリスク管理が不適切であったとの教訓を踏まえ、本稿では安全目標の役割と普及について考察する。外部事象がもたらすリスクは、その発生の頻度や進展の過程に不確かさがあることや、外部事象はさまざまな複合リスクをもたらすこと、多くの社会基盤に影響をもたらすことなどから留意が必要である。また、外部事象に対する社会全体としてのリスクを管理する観点からは、外部事象により社会にたらされるリスクを考慮して安全目標を定義し、その意義と役割を考え、それを普及・定着させることが大切である。

2. 安全目標の定義について

安全目標専門部会は健康リスクを対象として安全目標を提案したが、「社会的リスク」についてもその重要性を指摘している。「土地が汚染して人々の生活空間が制限されるなどの影響」を「社会的リスク」と定義するが、それを評価するための方法が不十分で「さらなる研究の進展が必要である」とした。こうして社会的リスクに関する目標を明示せず、健康目標を安全目標と定め、「人の健康被害に着目して公衆の日常生活に伴う健康リスクを有意には増加させない水準に抑制されるべきである」とした。

原子力規制委員会は、安全の目的を「人と環境を守る」とし、「環境への影響をできるだけ小さくとどめる」観点から定量的安全目標を 2013 年に提示した[2]。原子力規制委員会は上記「中間とりまとめ」を実質的に追認するとして、炉心損傷発生頻度と格納機能喪失頻度をそのまま採用する。あわせて、おそらくは福島第一原子力発電所事故における広範な土地汚染を踏まえてのものと考えられるが、環境への影響（すなわち放射能による土地汚染）の観点からセシウム 137 の大規模放出発生頻度を目標に加えた。同委員会は、安全目標は重要な問題であるから今後も継続的に議論するとしたが、それ以降、考察が深められることはなかった。

---

*Akira Yamaguchi
Nuclear Safety Research Association

このような経緯からか、安全目標としてどのようなリスクを考慮するのか、定量的目標の発生頻度にどのような意味合いがあるのか、そして安全目標をどのように使うのか、それを社会に対して発信する方法など、安全目標の本質にかかわる重要な問いかけに対する答えはいまだに曖昧模糊としているように思う。

外部事象発生時における安全確保では、社会全体の強靭さとの関連において総合的にリスク管理を行うことであろう。ある特定の産業施設を強化しても、もしそれが社会とさまざまなネットワークでつながっているのであれば、ネットワークやその先の社会システムの強靭さと整合していなければ、滑稽な姿になりかねない。原子力防災に人々が大きな関心を抱くのは、地域社会の原子力災害に対する備えに適切な強靭さが確保されていなければ、原子力施設の規制をいくら強化しても安全目標は達成されないと考えるからであろう。

米国では原子力規制委員会（USNRC）の諮問をうけて、1980 年に ACRS（Advisory Committee of Reactor Safeguards）が安全目標の要件をとりまとめた[3]。要件とは，(1)将来の原子炉の社会的リスクは競合技術（主に石炭火力）より低いこと，(2)個人（住民ならびに従事者）に及ぼすサイト全体のリスクは十分小さいこと，(3)事故やがんによる死亡リスクを有意に増加させないこと，(4)公平性の問題が生じないこと，(5)安全設計は事故の防止と影響緩和を重視すること，(6)シビアアクシデントの確率が極めて低く大規模炉心溶融事故においても周辺に住む個人の死亡確率を極めて低くすること，(7) リスクがそれに係る安全目標を下回るよう ALARA のコスト=便益基準により適切な対策を取ることである。なお，汚染等による地域の資産喪失も議論されたがそれは要件には含められなかった。この考察は、「どのような安全であれば十分に安全か？」という問いかけに応えようとするものであると思う。

安全目標は、何を防護するのか，それを何によって実現するのか，安全設計にどのように反映するのか，それによる社会全体の便益は確保できるか、といった観点を踏まえて体系化される必要がある。”How safe is safe enough?”は、原子力安全における根源的な問いである。この問いかけには、定量的な安全目標の水準だけでなく、「どのような安全であれば十分に安全か？」という安全目標の構成も含んでいると考えられる。外部事象に対しては、何をもって人と社会を守るとするのかについて合意形成の努力を重ね、そのために産業施設や社会システム、環境の保全、さまざまな複合リスクにどのように対処するかを俯瞰的に考えることが大切である。

3. 社会との対話と安全目標

安全目標は「社会との約束ごと」と位置付けてもよい。そうすると、社会は何を求めているのかに思いをめぐらさない限り適切な安全目標は定められない。外部事象に対しては社会の不安は大きい。安全目標の役割やそれを踏まえた安全の確保に向けての社会各層との対話の重要性が指摘される。

福島第一原子力発電所事故後，社会的リスクが問題であるという認識がひろまり、原子力規制委員会は事故による放射性物質の放出量とその頻度に関する定量的な目標（テロ等によるものを除く）を追加すると提案した。しかし、この目標は、放射性物質の放出量（セシウム 137 が 100TBq）と頻度（10^{-6}／年）は専門用語で飾られていたため、社会から多くの注目を集めることはなかった。一方、技術の観点からは、これを達成するための工学的安全施設を工夫・追加し、安全性能を向上させた。しかし、この性能向上も十分に社会には伝えられなかった。これらは性能目標だけの提案にとどまっていたからであろう。性能目標（炉心損傷頻度やセシウム放出頻度など）は、施設の安全確保活動を掌るものであり、社会との対話に活用できるものではない。

性能目標がいかなる安全の姿を具現するものか、それによって社会はどのような恩恵を受けるのかを示さない限り社会との対話は難しい。安全目標の体系と構造、定量的目標の上位に位置すべき定性的目標について言及することなしに、ある性能を代替する性能目標（設計目標の上位に位置する目標）を示すだけでは、安全目標の役割を理解し、社会に普及・定着させることは困難である。外部事象に対して、社会はどのように備えるのか、どのような安全水準を確保するのか、自然現象に対しては一般の社会システムより強靭さを備える原子力施設はどのようなリスクを内在するのかを示すことにより、社会との

対話が進み、安全目標が普及・定着することにつながるのではないか。

3. 安全目標の階層構造私案

安全目標の階層構造試案を表に示す。最上位目標から下位目標まで四階層構造とした。最上位目標は「原子力安全の目的」である「人と環境の防護」とした。左欄は健康リスクに関する体系、右欄は社会的リスクに関する体系としている。上位目標（二段目）右側の社会的リスクに対する目標では、環境の汚染加え、「社会的混乱」の回避を加えた。これは、「環境の防護」より広い概念と考えられる。また、重大事故時の目標のみならず通常運転時や設計基準事象に係る決定論的安全（規制）基準も，安全目標体系の一部に位置付けた。原子力安全委員会が提示した定量的安全目標と性能目標は左欄、健康リスクの中位目標と下位目標と位置付けられる。原子力規制委員会が提示した放射性物質大規模放出に関する目標は、社会的リスクの中位あるいは下位目標と解釈される。社会的リスクについては、健康リスクに関する定量的安全目標に相当する定量的安全目標が必要であると考える。

本私案は外部事象も含めてもその考え方はおおむね適用できると考えるが、社会的リスクについては中位目標を定めること、現存するリスクを評価することが必要であろう。

表　安全目標階層構造私案[4]

<table>
<tr><td>最上位目標
（原子力安全の目的）</td><td colspan="5">原子力の施設と活動に起因する放射線の有害な影響から人と環境を防護する</td></tr>
<tr><td>上位目標</td><td colspan="3">放射線の放射や放射性物質の拡散による公衆の健康リスクは，公衆の日常生活において現存する健康リスクの合計を有意に増加させない水準に抑制されるべきである</td><td colspan="2">放射線の放射や放射性物質の拡散により環境を害し，或いは広範囲にわたる社会的混乱をもたらすリスクは，他の原因による事故や自然事象がもたらす同様のリスクの合計を有意に増加させない水準に抑制されるべきである</td></tr>
<tr><td>中位目標</td><td rowspan="2">通常運転時安全基準</td><td rowspan="2">設計基準事象に対する安全基準</td><td>重大事故時の健康リスクに対する確率論的定量目標</td><td rowspan="2">重大事故に対する安全基準
（Cs^{137}放出量
100 TBq 未満）</td><td>重大事故時の社会的リスクに対する確率論的定量目標</td></tr>
<tr><td>下位目標
（Surrogate）</td><td>性能目標
（CDF/CFF 目標）</td><td>性能目標
（CDF/CFF 目標，Cs^{137}放出量
100 TBq 超頻度＜ 10^{-6}/炉年）</td></tr>
</table>

4. 参考文献

(1)「安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ」，原子力安全委員会安全目標専門部会，平成 15 年 12 月
(2)「安全目標に関し前回委員会(平成 25 年 4 月 3 日)までに議論された主な事項」，原子力規制庁，平成 25 年 4 月 10 日
(3) D. Okrent, The Safety Goals of the U.S. Nuclear Regulatory Commission, Science, 236, 296 (1987).
(4) 山口 彰、菅原慎悦、佐治悦郎、「安全目標」再考 我が国でのあり方を問う、日本原子力学会誌、Vol.62, No.3 (2020)

2023年春の年会

リスク部会セッション

外的事象に対する原子力安全の基本的考え方の実効的な取り組み

Effective Initiatives to Upgrade Countermeasures on Basic Concept to Nuclear Safety for External Events

（3）地震・津波重畳による事故シナリオ

(3) Accident Scenarios associated with Superposition of Seismic and Tsunami Events

*桐本　順広[1]

[1]電力中央研究所　原子力リスク研究センター（NRRC）

1. はじめに

原子力学会標準委員会は、「外的事象に対する原子力安全の基本的考え方」(2021 年 12 月)[1]において、外的事象に対する原子力安全確保のためのフレームワークを示し、国内外の実状と外的事象に対する原子力安全確保向上のための課題や提言を行っている。福島第一原子力発電所事故（以下、1 F 事故）の教訓から、我が国の原子力発電所では様々な対策が実施されており着実な安全性向上が図られてきている。一方で原子力安全において重要なことは、発電所を運用する事業者自らが規制の枠組みを超えて、持続的にリスクの低減に取り組んでいくことにある。このため低頻度でも発生すると大きな災害をもたらしうる外的事象によるリスク評価を行うことは重要であり、低頻度事象であるがゆえに深層防護や安全裕度の確保等に加えて確率論的リスク評価(PRA: Probabilistic Risk Assessment)も活用した総合的なリスク評価によって、現実的かつ有効な対応を進めていくことが重要である。本稿では、我が国の特徴的な外的事象である地震津波重畳に関する事故シナリオの検討等の取り組みについて説明する。

2. 低頻度事象に対するリスク評価

2-1. 総合的なリスク評価による意思決定

原子力発電所の安全性の確保は，対策を施しそれを維持する仕組みを一度作っただけでは達成されない。原子力災害のリスクをゼロにはできないことを踏まえれば，合理的に達成可能な最小のリスクを目指す努力が不可欠である。この安全性に対する取組みには終わりはなく、常に最新の情報を反映しながら安全性やそれを脅かすリスク源への対策を問い続ける姿勢（安全文化）に依拠したリスクマネジメント体制を構築することで安全性の向上を継続することが何よりも重要となるものである。このリスクマネジメント体制は，組織の基本的な活動プロセスとして常時整備し、不適合が生じた際の是正措置，監査の指摘事項，業務品質向上のための改善は，定めたリスクのマネジメントプロセスに従うことで対応が可能となる[2]。

1995 年の米国規制当局（NRC）による原子力安全に対するリスク情報活用に関する政策声明[3]以来、リスク情報を活用した統合的意思決定（Integrated Risk-Informed Decision Making：IRIDM）においては、確率論的なアプローチと深層防護思想や安全裕度維持の確保などの決定論的なアプローチはリスク評価の活用の際には相互補完をするものとして位置づけられ、より高みを目指すための両輪として活用されるものとされている。

このとき、大型地震や津波等の低頻度でも発生すると大きな災害をもたらしうる外的事象によるリスク評価を行うことは重要ではあるが、低頻度事象であるがゆえに深層防護や安全裕度の確保等については一定の基準による線引きが必要となってくる。では、これらの安全設計上の基準を超えた領域では何が発生するのか、対策や代替措置として何を考慮すべきなのかについて検討するために、確率論などを活用した PRA 等による評価も加えていくことで現実的かつ有効な対応を進めていくことが可能となってくる。

2-2. 地震と津波の重畳事象

１F 事故は地震と津波による複合外部事象であり、地震とその後に設計を大きく超える津波が襲来したことによる影響が重畳した結果であった。これらの複合事象を評価するための地震・津波重畳リスク評価は低

頻度事象でも影響が大きいが、我が国に特徴的な外部事象リスクであるため国際的にも評価手法の先行例がない。このため、1F事故を経験した我が国の責務として地震・津波重畳事象に対する評価を実機適用できる技術をとして確立する必要があると考える。

ここで地震津波重畳事象とは、地震による作用（地震動、地盤傾斜等）及び津波による作用（没水・被水、波力、等）を合わせた重畳作用によって直接的に引き起こされる、あるいは先行した地震作用によって影響を受ける津波作用により引き起こされる事象をいう。この地震津波重畳事象におけるプラントの状態（過渡的な状態変化や人間行動によるものなども含む）や、その推移がどうなっていくのか、どのような起因事象を引き起こすのか（重畳シナリオ）を把握することで、現実的かつ体系的なリスク評価の実施を行っていく必要がある。

3. 地震津波重畳事象の事故シナリオ

3-1. 重畳事象の事故シナリオの検討

地震津波重畳事故シナリオを考える際には、対象とするサイトの地形や震源や発生しうる地震動や津波の状況などの特性が異なっているので、特徴を把握して重畳シナリオの検討に用いる前提条件などを明確に整理することが必要となる。

全く独立に発生した地震と津波が偶然に同時刻にプラントに影響を及ぼす複合外部事象のケースも考えうるが、現実的には同一の震源・波源からの地震波（本震）と津波がプラントに襲来する地震随伴津波を想定する。震源・波源は同じだが伝播速度の違いがあるため地震動後に時間差で津波が襲来し、海岸線沿いの防波堤・防潮堤、海水取水設備に到達する。このとき、津波高さが防潮堤高さを越流した場合が主に重畳シナリオの対象となり、敷地内浸水後に建屋の開口部（水密化されていない搬入口や空調ダクト等）から建屋内に浸水し、内部の設備に損傷を与えることで起因事象が発生する。加えて重畳シナリオでは、建屋の開口部については地震動による損傷での流入経路や流入量の変化、建屋内作業員の避難時に人的過誤により開放置される場合などの考慮も必要となる。さらに防潮堤高さより低い場合でも各種海水浸入ハッチの損傷、取水ピットからの浸水などの流路の発生があるのでプラントの特徴をよく把握することが必要となる。

図1に地震津波重畳事象における発生内容の時系列で整理したイメージを示す。

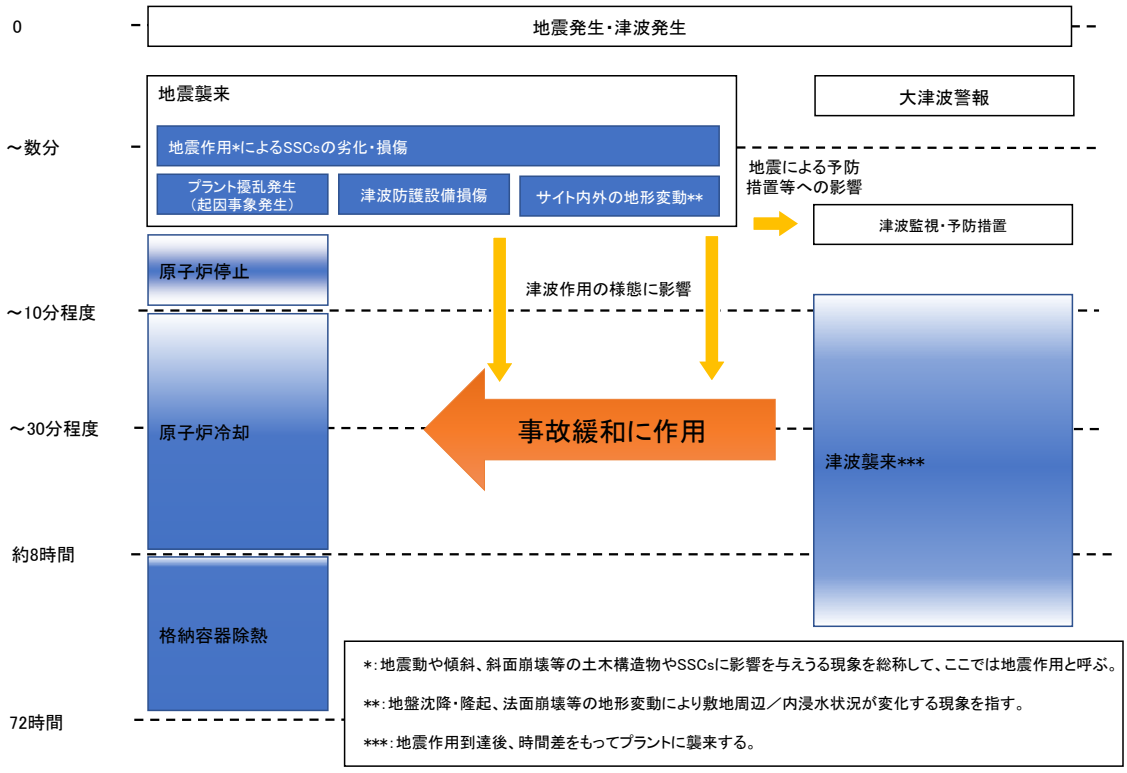


図1　地震・津波重畳事象における時系列の整理

なお、津波襲来後の大型余震のプラントへの影響は、対応するフラジリティ評価の技術などが十分ではないため、一般に地震及び津波はそれぞれ最大級の影響を与える1波を想定することで検討を行っている。

地震津波重畳事象における着眼点としては以下が挙げられる。

① プラントに先行して作用するハザードにより、後続のハザードの作用の様態の変化
✓ 重畳作用による津波防護設備の損傷に伴う（単独ハザードと異なる）津波浸水状況
✓ 地盤変動に伴う、（単独ハザードと異なる）津波浸水状況
② 重畳作用により、単独ハザードでは生起しないと想定されたシナリオの生起
✓ 重畳作用による（単独ハザードと異なる）SSCs の損傷（２次的影響を含む）
✓ 重畳作用による（単独ハザードと異なる）事故対応状況への影響
✓ 到達時間差による事故対応への影響
② ①及び②の組合せによって発生するシナリオ

一方で重畳シナリオのバリエーション（到達時間区分の追加や人的過誤やフラジリティと起因事象）による組み合わせについても考慮が必要となる。これは相互に排他的になる重畳シナリオ間で発生する事象が同一の事故シーケンス内に混在しないようにするための考慮と、バリエーションによる組み合わせが増えることによる計算量への対応としての考慮が必要である。後者の場合、津波単独のリスク評価ではフラジリティと津波高さの組み合わせは 20 程度で行っていたものが、到達時間区分や起因事象との組み合わせ、また地震動と津波高さの組み合わせ等も増えるため、簡単に数千のシナリオとなる。これらを評価のためのリソースの観点から複数の SSCs に影響する、他の事象発生に相関し影響がある等の重要なものに特定していくステップが必要となってくる。

更に事象間の関連性についても影響を受ける設備や対応を抽出し、それらの間での従属性あるいは相互影響を持つなどの相関性を把握して、対象とすべき重畳シナリオの特定をおこなう必要がある。

3-4. 一般的な地震津波重畳シナリオの例

以下に現在検討されている一般的な地震津波重畳シナリオについての例を表 1 に示す。これらの例は、地震動/津波のハザード評価やフラジリティ評価、確率論的リスク評価などの多分野の専門家による議論により整理したものであるが、これらに加えて評価対象プラントの設計や立地条件から想定される固有の重畳シナリオの検討がさらに必要である。

表 1　一般的な地震津波重畳シナリオの例

	重畳事象
1	地震作用による敷地周辺土木構造物の損傷（脆化）に伴う、津波の敷地到達経路の変動
2	敷地全面に渡る地盤変動（隆起／沈降）による敷地高さの変動に伴う津波影響の変動
3	地震動による岩盤斜面の崩落による津波防護施設の物理的損傷／機能喪失
4	地震作用（あるいは重畳作用）による敷地浸水防止あるいは排水のための津波防護設備の損傷による敷地浸水状況の変動
5	敷地内の地形変動（崩落岩塊等）による敷地内地形の変動に伴う津波伝播経路の変動
6	重畳作用による屋外 SSCs の損傷
7	地震作用による取水槽等におけるスロッシングによるインベントリ減少による津波水位低下時の取水障害
8	地震作用（あるいは重畳作用）により損傷した屋外 SSCs の漂流物化
9	地震作用（あるいは重畳作用）による津波浸水防護設備の損傷による建屋内への浸水、建屋間での津波の伝播
10	地震作用（あるいは重畳作用）による建屋内の溢水伝播防止設備等の損傷に伴う建屋内の津波伝播経

	路の変動
11	重畳作用による屋内 SSCs の損傷
12	地震作用（あるいは重畳作用）による貯槽・配管や格納容器等の損傷による系統内・格納容器内への津波の浸水、あるいは、機器の損傷により、浸水バイパスが生じることによる新たな浸水経路の生成
13	地震作用（あるいは重畳作用）による建屋構造躯体の損傷による津波の浸水
14	地震作用による津波防護対応・対策への影響
15	地震後の避難や地震・津波重畳発生後の避難対応・経路の変更
16	地震作用（あるいは重畳作用）による水位低下時の取水性確保のための設備の損傷
17	重畳ハザードの襲来により新たに生じたあるいは単独ハザード時より複雑化した作業現場・アクセスルート等の復旧作業
18	重畳ハザードの襲来による単独ハザード時と異なる事故緩和設備の操作
19	地震により発生した事故への対応中の津波襲来による事故対応の中断、稼働中緩和設備の損傷（地震・津波到達時間差）
20	地震影響への対応と津波影響の対応が重畳する際のリソース（設備、要員、時間余裕）不足

4. まとめ

原子力発電所の安全性の確保や弛まない安全性向上のために重要である IRIDM の活用について述べ、低頻度事象である外的事象、とりわけその中でも１F 事故により顕在化した我が国の特徴である地震津波の重畳事象のリスク評価においては、深層防護や安全裕度の確保等に加えてリスク情報も活用した総合的な取り組みが重要であることを述べた。

また、地震津波重畳事象においては何がプラントに起こるのかという事故のシナリオについて実機の固有情報を用いた現実的な内容で明らかにする事が重要であり、このための重畳シナリオの検討の際の留意点や、一般的な地震津波重畳シナリオの検討についての例を示した。

これらの検討が進むことで我が国の地震津波重畳に関する知見が広く各国での外部溢水事象の検討などにも活用され、原子力発電所の安全性と信頼性の向上に資することを期待する。

参考文献

[1] 日本原子力学会 標準委員会 外的事象安全分科会,“外的事象に対する原子力安全の基本的考え方:2021（AESJ-SC-TR018：2021）”日本原子力学会 技術レポート, 2021.12

[2] 日本原子力学会 標準委員会 統合的安全性向上分科会、PRA 品質確保分科会,「原子力発電所の継続的な安全性向上のためのリスク情報を活用した統合的意思決定に関する実施基準：2019(AESJ-SC-S012：2019)」, 2020.1

[3] USNRC, “Use of Probabilistic Risk Assessment Methods in Nuclear Regulatory Activities; Final Policy Statement”, 60 FR 42622, 1995.8

*Yukihiro Kirimoto[1]

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

2023年春の年会

リスク部会セッション

外的事象に対する原子力安全の基本的考え方の実効的な取り組み
Effective Initiatives to Upgrade Countermeasures on Basic Concept to Nuclear Safety for External Events

(4) 地震起因の内部溢水による事故シナリオ

(4) Accident Scenarios associated with Internal Flooding caused by Seismic Event

*白井 孝治[1]，内田 剛志[1]
[1]電力中央研究所　原子力リスク研究センター

1. はじめに

2011 年東北地方太平洋沖地震で発生した東京電力・福島第一原子力発電所の炉心損傷事故は、我が国のみならず、世界的にも衝撃を与え、原子力発電所を保有する規制当局や国際機関 [1]は、地震によって引き起こされる二次的な災害（または複合災害）を重視し、多くの国が原子力発電所の包括的な安全評価を見直している状況にある。たとえば、米国原子力規制委員会（NRC）の短期タスク フォース（NTTF）による勧告 [2]では、原子力発電所における潜在的な地震誘因火災や溢水の発生防止及び影響緩和機能を強化するための評価の実施に言及し、NRC は NTTF 勧告に対応するためのアプローチの特定を試みた。この NRC の試みと並行して、米国 EPRI は、NTTF 勧告に対処するための地震リスク評価に関する 3 種類のガイド（地震 PRA ガイド [3]、地震ウオークダウンガイド [4]、地震誘因火災・溢水 PRA ガイド [5]）を策定した。また、ASME PRA 標準 [6]のコードケースでは、地震の二次災害の評価も新たに規定し、地震誘因火災・溢水 PRA の評価手順を示している。さらに、外部ハザードの評価に関する WENRA 安全基準レベルの要件 TU3.1[7]においても、PRA における地震誘因火災・溢水事象を含むハザードの考慮を規定している。以上のように、世界的にも地震によって誘発される内部火災と内部溢水（地震誘因火災・溢水）の地震リスクへの影響評価は、近年大きな注目を集めている状況にあるが、実務レベルの地震誘因火災・溢水 PRA の事例は非常に乏しい状況にある。

本報では、地震誘因溢水事象に着目し、構築すべき当該 PRA の実施フローや関連する研究事例（欧州でのや評価事例や我が国おける地震データベース）を紹介するとともに、我が国に適用する際に考慮すべ課題について俯瞰する。

2. 地震誘因溢水 PRA の概要

地震誘因溢水 PRA は、地震 PRA を出発点とし、地震による溢水事象の発生を考慮する。最新の地震誘因溢水リスク PRA の実施ガイドに関しては米国 EPRI の手法 [5]があり、欧米で適用されつつある。そこで採用された地震誘因溢水 PRA の実施手順は、おおよそ図 1 に示すフローとなる。

手順 1 では、プラントの区画や機器・配管配置情報、止水記録、潜在的な溢水源、保守条件や扉開閉状態、ダクトやトレイなどの貫通部等のプラント情報を収集・整理する。特に、地震相互作用の影響を受ける潜在的な機器（例えば、未拘束又は支持の弱い配管やタンクなど）に着目した包括的なプラントウオークダウンの実施は重要であり、地震誘因溢水事象における潜在的な発生源の特定に有効となる。

手順 2 では、地震時の溢水源（地震による損傷に伴う溢水の可能性のある機器）と溢水発生のメカニズムを検討する。例えば、非常用系統の

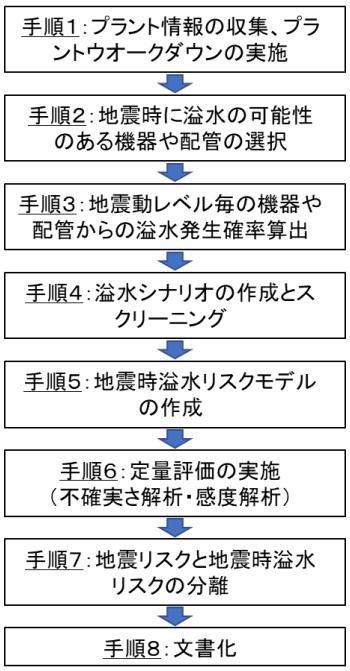


図 1 地震誘因溢水 PRA の手順例

*Koji Shirai and Tsuyoshi Uchida
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry, Nuclear Risk Research Center (NRRC)

配管及び支持構造物自体は堅固であっても、近傍に仮設された重量物（例：仮設梯子）が地震動で倒壊し、非常用系統に衝突することにより配管が破断する可能性がある。このようなシナリオを分析するうえで、手順 1 のプラントウオークダウンの結果を踏まえた検討が重要である。地震時の溢水源の同定事例については、スイス KKL が EPRI 手法に基づき実施した例[8]があり、3.1 節で紹介する。

手順 3 では、地震動レベル毎の機器や配管の破損による溢水発生確率を算出する。地震時の溢水発生頻度は、年超過確率単位で表される地震ハザードと、地震発生を条件とする条件付溢水発生確率（配管の破損確率）の積で表すことができる。地震ハザードは、地震動加速度の関数で表されることから、条件付溢水発生確率も地震動加速度の関数で表す方法が必要となる。この場合、地震動により引き起こされる配管損傷における限界耐力の算定が必要となるが、耐震 S クラス以外の配管については限界耐力が不明なことが多く、これら配管の損傷確率の算定が重要である。現時点では、各種フィールドデータが乏しく、ウオークダウンに基づく専門家判断に依存することになるが、最近では原子力発電所機器の地震経験データベースの整備が進められており、3.2 節で紹介する。

手順 4 では、地震動レベル毎の溢水シナリオを同定し、リスク上重要なシナリオの詳細評価を行う。すなわち、地震動レベル毎に溢水発生および建屋損傷を考慮した溢水進展の解析を行い、それぞれの状況において機能喪失する機器を同定する。

手順 5 では、地震動の影響と溢水の影響で引き起こされる起因事象を同定し、起因事象イベントツリーを構築する。ここで、地震により発生しうる炉心損傷直結事象（原子炉建屋破損、格納容器破損および原子炉容器破損等）は、起因事象の影響緩和機能を要求せず、地震誘因溢水 PRA の対象ではない（地震 PRA の対象）。地震により発生するが、影響緩和機能が溢水の影響を受ける可能性のある起因事象（大・中・小 LOCA、主蒸気管破断、主給水管破断、外部電源喪失、CCWS 機能喪失、PCS 機能喪失、一般過渡事象等）は地震誘因溢水事象 PRA の対象となる。地震により起因事象は発生しないが、地震に誘発される溢水が引起す起因事象や溢水による起因事象が要求する緩和機能が地震影響を受けうる事象も地震誘因溢水 PRA の対象である。また、地震誘因溢水条件下では地震影響の他、複数の溢水源への対応が必要となるなどにより要員のストレスレベルや葛藤が想定される。このため、地震誘因溢水事象では想定されるシナリオにおける人間行動形成因子やタイムウインドゥを的確に推定する人間信頼性解析が必要である。

手順 6 では、各地震動レベルで、溢水による機器・配管損傷の境界条件、地震時の物理的損傷条件やランダム故障を考慮したシステム信頼性解析を実施するステップである。

手順 7 では、地震リスクと地震溢水リスクが二重に評価されないように配慮するステップである。

手順 8 では、評価の妥当性が第 3 者によって検証可能となるように解析のプロセスを適切に記述するステップである。

3. 地震誘因溢水 PRA に関連する研究事例

3-1. スイスにおける地震誘因溢水 PRA の評価事例[8]

スイスのライプシュタット原子力発電所（KKL）は、スイス規制当局（ENSI）の規制要件に基づき、地震誘因火災・溢水 PRA を実施した。当該評価は、地震に対する決定論的手法と内部火災・溢水 PRA 手法を統合させつつ、地震誘因溢水 PRA に関する最新の EPRI 手法[5]を適用した、体系的かつ包括的な手法を適用している。図 2 に、KKL の地震誘因溢水リスクの検討フローを示す。

ステップ 1 では、既往の決定論的および確率論的な評価に基づき、26 建屋（700 区画以上）及び 62 溢水発生区画に存在する 50 以上の水を内包するシステムから、約 9,100 件の溢水源（径 25mm 以上の配管、タンク、開放型／閉鎖型消火システム用配管）を抽出した。その後、EPRI 手法に照らしたスク

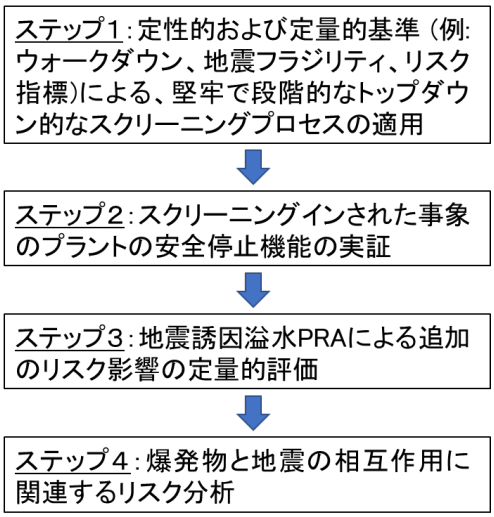


図 2 KKL の地震誘因溢水リスク検討フロー

リーニングプロセスを適用し、2 つの溢水源（地震によって引き起こされうる消火スプリンクラーの破裂による被水事象）以外がスクリーニングアウトされた。

ステップ 2 では、ステップ 1 で抽出された 2 つの溢水源に対するシナリオについて、スプリンクラー支持部の固定部の耐震計算に基づき、プラントの安全停止機能が影響を受けないことを決定論的に評価し、最終的に全ての溢水源がスクリーニングアウトされた。これにより、地震誘因溢水によるリスク増加の懸念はないと結論づけている。

3-2. 原子力発電所機器の地震経験データベース [10,11)]

湯山ら [10)]は、原子炉が緊急停止した地震を対象に、地震を経験した原子力発電所プラントにおける耐震 B/C クラスの機器・配管系を中心として、耐震 S クラス配管系や耐震クラスが設定されていない機器・配管系も含めた機器・配管系の不具合事例を収集した地震経験データベースの構築を進めている。当該データベースには、2003 年以降に発生した 6 地震のべ 34 プラントの不具合事例約 1,600 件が収録され、損傷レベル毎に分類されており、原子力発電所機器・配管系の地震被害に関する主な特徴として以下を示している。

・耐震 S クラス機器に関しては，機能低下・喪失レベルの損傷事例は発生していない.
・耐震 S クラス以外の機器に関しては、機能低下・喪失事例は，静的機能及び動的機能併せて約 270 件であり，設計地震力を超える地震に対して高い耐震信頼性を有する。
・機能低下・喪失事例は，多くが屋外設置で非岩着の基礎・建物に設置された機器・配管系であり，岩着された基礎・建物に設置された機器・配管系の損傷はわずかである。

さらに、機器損傷に起因する波及的な不具合事例として溢水・漏水に着目し、図 3 に示す事例件数例を示している。スロッシングやオーバーフロー等によるプール・サンプ・ピット等からの溢水・漏水事象に加え、地盤の不等沈下による消火系埋設配管の損傷により、屋外消火栓の消火水量不足や原子炉建屋を貫通するダクト部から建屋内への流入による他機器への波及的な影響も生じたことも報告されている。また、他機器への波及的な不具合情報はなかったが、弁からの漏水では電源喪失で弁が開状態となった事例があった。このように、国内原子力発電所において地震誘因溢水リスクに係る事例は発生しており、これらの事例を収集・分析することは、地震誘因溢水 PRA の実施に向けて有益である。

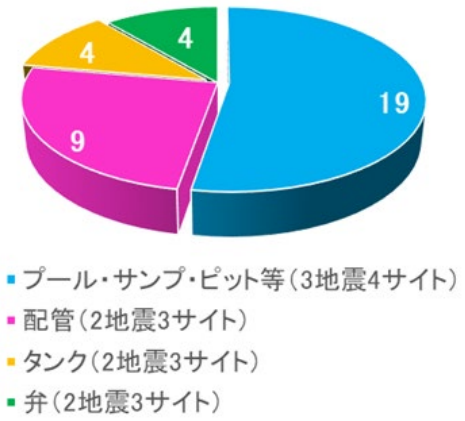


図 3 機器損傷に起因する波及的な不具合事例（溢水・漏水）

4. 我が国に適用する際に考慮すべ課題

① 国内水平展開に向けた優先順位付け：NRC は、NTTF 勧告 3（地震に起因する火災および溢水の評価）に対し、2015 年 10 月 29 日付 NRC スタッフ文書 SECY-15-0137 において、既存の NRC 要件に基づく原子力発電所の火災防護プログラムの堅牢性や内部溢水防止・影響軽減対策、ウオークダウンによる地震誘因火災・溢水に対する脆弱性の特定と是正を背景に、地震に起因する火災や溢水のリスクは、原子力発電所の数々の安全保護システムおよび一般的な耐震性を低下させるほどの地震の発生頻度が低いことに基づき、追加の安全性向上を図る理由になるほど大きくない。」との判断を下している。大規模な地震が想定される我が国において、NRC の結論がどの程度符合するか見極める必要があり、国内プラントにおいて地震リスクが地震誘因溢水により増加する程度を簡略に評価する方法を先ず開発し、その程度に応じて評価の詳細さや実施の要否を判断すべきである。

② 地震耐力の見直し：溢水源は一般に地震耐力の低い機器（例：耐震 B/C クラス）である。このため、耐震 B/C クラスの機器に期待しない我が国の地震 PRA では、高地震加速度時では地震により多くの機器が損傷するため、溢水による追加リスクは小さく評価されることが予想される。一方、3.2 節で述べたように、耐震 B/C クラスの機器においても、設計地震力を超える地震に対して高い耐震信頼性を有するデータが集ま

りつつあり、耐震 S クラス以下の機器の前提を見直す必要がある。

③ **機器の相関性**：溢水事象は局所的な事象であり、地震による機器損傷の相関性を考慮する必要がある。

④ **同時多発性の考慮**：EPRI の手法では、地震発生頻度又は地震フラジリティが比較的低いことによる溢水源の局所性・独立性を前提としており、溢水の同時多発性は考慮されていないと推測される。国内プラント立地条件において、この前提の適用性を十分に確認する必要がある。

⑤ **溢水伝播ツール**：山田ら[12]は、津波により建屋内に浸水した場合の建屋内の扉の損傷や防護対策水位の超過による伝播流量の急激な変化等を追跡可能な建屋内浸水伝播モデル（図 4）を開発している。地震誘因溢水事象においても、地震動レベルに応じた建屋損傷を考慮した建屋内溢水伝播モデルの開発が急務である。

⑥ **地震誘因溢水シナリオの拡充**：EPRI の手法では、地震誘因溢水モードが限定的であり、国内プラントにおける評価手法を開発するためには、これらモードの発生可能性や関連する溢水進展シナリオの重要度に応じて手法を拡充すべきある。

- 燃料プールスロッシングによる溢水
- 火災と溢水同時発生
- 高エネルギー配管（例：補助蒸気配管）の破損（HELB）と溢水の同時発生

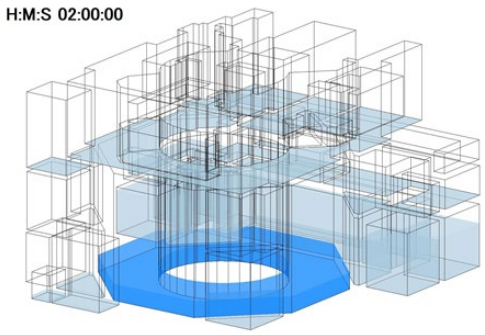


図 4 建屋内浸水解析の例 [12]

参考文献

1) Director General of IAEA, STI/PUB/1710, “The Fukushima Daiichi Accident”, International Atomic Energy Agency, 2015.
2) Charles Miller et.al, “Recommendations for Enhancing Reactor Safety in the 21st Century – The Near-Term Task Force Review of Insights from the Fukushima Daiichi Accident”, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2011.
3) EPRI 3002000709, “Seismic Probabilistic Risk Assessment Implementation Guide”, Final Report, December 2013.
4) EPRI 1025286, “Seismic Walkdown Guidance”, June 2012.
5) EPRI 3002012980, “Methodology for Seismically Induced Internal Fire and Flood Probabilistic Risk Assessment”, Electric Power Research Institute, June 2018.
6) Case for ASME/ANS RA-Sb–2013, “Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”, The American Society of Mechanical Engineers, 2017.
7) WENRA RHWG, “Guidance Document Issue TU: External Hazards Head Document”, Western European Nuclear Regulators’ Association, January 2020.
8) Albena Stoyanova, Seismically Induced Internal Fire and Flood (SIFF) Events Assessment at Leibstadt, Switzerland, AL239, PSAM16, Honolulu, USA, June 2022.
9) IAEA-SSG-64, “Protection against Internal Hazards in the Design of Nuclear Power Plants”, International Atomic Energy Agency, 2021.
10) 湯山 安由美 他，“原子力発電所における機器の地震経験に関する分析とその特徴”，[No.21-23] 日本機械学会 Dynamics and Design Conference 2021.220, 2021.9.
11) R. Morita, et al., “Development and Analysis of Seismic Experience Database of Structures, Systems and Components in Nuclear Power Plants based on Investigation Reports and Maintenance Records”, Nuclear Engineering and Design, Vol. 375 (2021), 111078.
12) US NRC, SECY-15-0137, PROPOSED PLANS FOR RESOLVING OPEN FUKUSHIMA TIER 2 AND 3 RECOMMENDATIONS, October 29, 2015.
13) 山田他，"津波 PRA に関する技術基盤の構築　その 10：建屋内浸水を考慮したフラジリティ評価手法の開発"，1L11,，日本原子力学会 2020 年秋の大会, 2020.9.

2023年春の年会

リスク部会セッション

外的事象に対する原子力安全の基本的考え方の実効的な取り組み

Effective Initiatives to Upgrade Countermeasures on Basic Concept to Nuclear Safety for External Events

(5) 原子力土木委員会との連携活動 (リスコミ、原子力地震複合防災)

(5) Cooperative Activities with the Nuclear Civil Engineering Committees

(Risk Communication and Disaster Prevention for Combined Nuclear and Seismic Accidents)

*蛯沢　勝三[1]

[1]土木学会原子力土木委員会

1. まえがき

土木学会原子力土木委員会（以下、原土委員会）と日本原子力学会リスク部会との連携は、リスクコミュニケーション（以下、RC）を対象として進められており、RC に関連して、原子力地震・津波防災に係る情報の共有も行われている。著者は、これら委員会と部会両方に所属しており、橋渡しの役割を担っている。両者の連携に当たっては、RC は両者だけに留まらずいろいろな委員会での重要テーマとして進められているので、連携成果を他委員会等へ反映することもスコープに入れ、連携の好例を目指して活動している。

原土委員会とリスク部会は、RC や原子力地震・津波防災に係る実践研究として、次のように活発な活動を行っている。土木学会全国大会令和 3 年度研究討論会「原子力安全に係わる分野横断の壁の現状と打開の方向性」（2021 年 9 月）**[1]**における自然科学と人文社会科学の壁（リスコミの壁）、令和 4 年度研究討論会「リスク情報を活用した原子力防災への取り組みに向けて」（2022 年 9 月）**[2]**、原子力学会 2021 年春の年会リスク部会セッション「自然災害のリスクに着目した原子力防災―学際的活動と人材育成―」（2021 年 3 月）**[3]**、リスク部会主催「リスクコミュニケーションシンポジウム」（2022 年 12 月）**[4]**。

一方、原子力学会標準委員会は、「外的事象に対する原子力安全の基本的考え方」（2021 年 12 月）**[5]**を発刊した。同報告書では、外的事象に対する原子力安全確保のためのフレームワークを示し、国内外の実状をまとめ、外的事象に対する原子力安全確保向上のための課題とそれらの解決の一助となる提言が記載されている。加えて、提言内容を実効的に進める観点として、学会内外学協会との連携の重要性も記述されている。

本シリーズ発表では、標準委員会報告書の学会内外との連携の意義を是とし、報告書内の提言内容を実効的に推進するために、次の項目を議論する。リスク部会での実施項目（安全目標・不確かさ・原子力地震・津波防災）、M9 級地震に係る喫緊の項目（地震・津波重畳・地震起因の内部溢水）、原土委員会との連携項目（RC・原子力地震複合防災）。議論の観点は提言内容を一歩でも二歩でも進めるための実効的な取り組みの考え方について具体的案を示すと共に、他の提言項目への拡張の考え方も示す。

本報では、シリーズ発表の 1 つとして、原土委員会とリスク部会との連携項目の RC と原子力地震複合防災について、実効的な取り組みの考え方と実践例について言及する。

2. 標準委員会報告書におけるリスクコミュニケーションと原子力地震複合防災に関する提言内容 [5]

2.1 広範で活発なコミュニケーション [5]

“外部ハザードは、関連する専門分野が広いこと、発電所内の対処に留まらず周辺の広範囲にわたり被害が及ぶ場合もあることから、各組織から情報・意見を発信することに加えて、社会から広く意見を聴くことを忘れないようにするべきである。関係組織内/組織間におけるコミュニケーションの重要さはリスクマネジメント及び IRIDM で明記されているところであり、さらに社会とのコミュニケーションを通じて結論を出していくことも、非常に重要なことである。学協会は積極的に場及び機会の提供などに取り組む必要がある。原子力学会には、原子力安全のための複数の技術部会があり、意見・情報交換の場に相応しい。また、その場に規制機関も参画し、規制基準の根拠及び背景などの提供を行い、原子力安全の向上のために関係者が総力を結集できる仕組みが必要である。”

---

*Katsumi Ebisawa[1]

[1] Nuclear Civil Engineering Committee, Japan Society of Civil Engineers

2.2 広範囲に被害が及ぶ外部ハザードによる緊急時連携のアプローチ（原子力災害との複合災害）[5]

“外部ハザードは、発電所敷地だけに影響を及ぼすばかりではない。規模の大きいものになると施設敷地周辺の広域において被害が及ぶ場合もある。原子力災害との複合災害になる場合には、発電所による緊急時のアプローチと周辺地域の被害状況の両方において、正確な事故情報の発信、周辺の被害状況の迅速な提供といった連携行動ができることが必要となる。原子力発電所の深層防護第 5 レベルでは、周辺住民が避難することに加え、外部からプラントへの緩和設備及び物資の搬入・人員の増援もあるので、立地自治体を中心とした関係組織による訓練の実施とともに、学協会においては避難等の防護措置の適用にかかる判断基準の検討も重要である。複合災害下における屋内退避や住民避難に係るリスクを地域で共有するリスクコミュニケーションを平時から実践することが肝要である。”

3. リスコミに係る実効的な取り組みの考え方と実践例

3.1 客観リスクと主観リスク間のパーセプションギャップと対応

2.1 の提言では、次を明記している。“社会から広く意見を聴くことを忘れないようにするべき”、“社会とのコミュニケーションを通じて結論を出していくことも、非常に重要“。以下に、社会との RC において留意すべき必須項目と実践例について述べる。

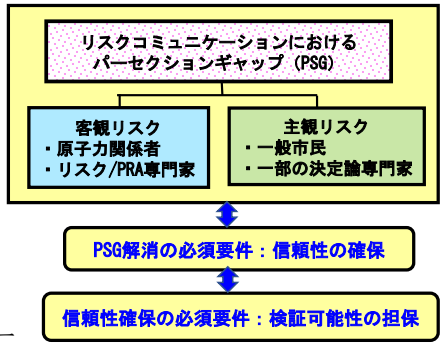


図 1 客観リスクと主観リスク間のパーセプションギャップと対応の考え方

放送大学教授奈良由美子先生は、リスク部会「リスクコミュニケーションシンポジウム」(2022 年 12 月)において、**図 1** に示す RC における客観リスクと主観リスク間のパーセプションギャップ(認知のずれ)の認識の重要性について強調された**[4]**。前者の定義は物理的なリスク、後者は人によって心理的に認知されたリスクである。前者の持ち主は例えば原子力関係者＆リスク/PRA(Probabilistic Risk Assessment)専門家が範疇に入り、後者は一般市民や一部の原子力関係者の決定論専門家に代表されると著者は認識している。また、パーセプションギャップ解消の必須要件は「信頼性の確保」であり、信頼性確保の必須要件は「検証の可能性の担保」であることも強調された。**図 2** に示す米国 NRC の RC ガイドライン**[6]** の表紙の模式図を用いて次を補足された。左上楕円は客観リスク(Probability×Consequences)、右上楕円は主観リスク(Hazard + Outrage（感情）) であり、両者を踏まえ RC が成り立ち、共通の認識を生み出す。“客観リスクを強調しすぎると逃げられるとの意見“の紹介もあった。客観リスクと主観リスクに係る理論・例示について、P. Slovic が二因子モデルとして発表した**[7]**。我が国での紹介文献を参照されたし**[8][9]**。

図２ 米国NRCリスコミガイドライン表紙の意味

原子力委員会元委員長岡芳明先生は、「リスクコミュニケーションと原子力安全に対する国民の信頼」と題して、原子力委員会メールマガジン（2019 年 7 月）**[10]**で次のように述べている。“RC の目的は信頼構築であること、安全の説明は心理的には危険の説明になること、「国民が理解する」とは「腑に落ちる」状態になることであり、意見を押し付け、強制してはこの状態にはならない。そのために、国民が知りたいと思って情報を探したら、根拠の情報まで辿れる状態になっている必要があるので、そのような情報体系を日本ではまず整備すべきである。” この内容は、上記奈良先生の「検証の可能性の担保」に相当すると著者は認識している。次も述べている。“地域とのコミュニケーションの経験のない原子力の専門家に、自分の理解しているリスク・安全性を、国民に発信すればよいと信じている方が多いのではないか。ボタンを掛け違えているのではないか。現時点の印象であるが、多くが、所謂広報に留まっているのではないか。コミュニケーションの実践を担う人材の育成と教育訓練も組織的になされていないのではないか。コミュニケーションの経験の共有も少ないのではないか。コミュニケーションはこうあるべきとの演繹型の考察よりも、実際の経験から教訓を得て、それらを共有しつつ、帰納的・実践的に考えるのが良いのではないか。”

IAEA・JNES 主催「国際リスクコミュニケーションワークショップ」(2012 年 11 月、新潟工科大)における東北大学名誉教授北村正晴先生の基調講演での次の思考（北村哲学）が極めて重要と著者は認識している**[3]**。

・「今は同意していないという状態であることに同意する（agree to disagree）」の認識が重要
・「不毛の対立を超えて意義のある不一致」の実現が重要

著者は、資源エネルギー庁地層処分技術 WG が策定した高レベル放射性廃棄物地層処分科学的特性マップの県庁所在地市民への対話型説明会のうち 7 会場(2016 年 9 月～2018 年 5 月)に WG 委員の一人として参加した。参加に当たって、自らへ 4 つの命題を課した。そのうちの 1 つが“説明者が信頼されるにはどうすればよいか”である**[11]**。30 数年来の地震・津波リスク研究者・実務者として、北村哲学を確信して、市民の方々と丁寧に対話し、信頼構築に係る確かな感触を得る機会を体験した。同体験を通して、RC において“演繹型の考察よりも、実際の経験から教訓を得て、それらを共有しつつ、帰納的・実践的に考えるのが良いのでは”との岡先生の思考が必須要件と認識する。著者は演繹型の客観リスクの思考を持ち続けているものの、主観リスクの現実を十分認識・自覚するに至り、次を認識・確信している。**“RC 活動では、主観リスクの方々に、客観リスクの情報の場を公開して、「腑に落ちる」状態になるように心掛け、原子力安全の向上に繋がる RC を帰納的・実践的に進めるべきである”**

3.2 デルファイ法の実践

2.1 の提言では、次を明記している。“関係組織内/組織間におけるコミュニケーションの重要さはリスクマネジメント及び IRIDM で明記されているところであり、非常に重要 “。以下に、関係組織内/組織間における RC の実践例について述べる。

原土委員会リスコミ小委員会（委員長：奈良由美子教授）は、原土委員会委員 41 名を対象として、RC の目標を導出するために、次のデルファイ法による調査（2020 年 12 月～2021 年 7 月）を行った**[1] [12]**。

- デルファイ法：専門的知識や経験を有する複数人にアンケート調査を行い、調査結果を互いに参照して回答を繰り返し、集団意見を収束させる方法
- 手順：3 回の調査。第 1 回：自由記述式、“原子力発電に関して、社会への情報発信や対話が必要な項目”について、7 項目以内で、選出理由とともに自由記述してもらう。
  第 2 回：優先順位の選択式、第 1 回調査から得られた全項目を提示し、優先度の高い 7 つを選択。
  第 3 回：結果確認のための選択式、第 2 回調査結果から項目別に合計得点を算出して順位順に提示し、第 7 位まで順位付け。

回収件数は、回収基準 50%以上を満たした。社会への情報発信が必要な項目の上位 3 位は次の通り。①地震等の自然ハザード、②原子力発電の必要性、③我が国のエネルギー政策における原子力エネルギーの位置づけ・役割。対話が必要な項目の上位 3 位は次の通り。①原子力安全のうちリスク評価と設計との関係、②原子力のリスクと便益に係る認識、③地震など自然ハザードに関して、もの造りにどのように科学的知見を取り込んでいるのか。

同リスコミ小委員会は、リスク部会委員へ同様のデルファイ法調査を進めている(2022 年 11 月～)。今後、市民の方々へ同様の調査を予定している。関係組織内/組織間・組織外への調査結果を整理して、原子力発電に関するデルファイ法調査結果を公表すると共に、RC 実践の有り方を深めていく計画である。

4. 原子力地震複合防災に係る実効的な取り組みの考え方と実践例

4.1 原子力地震複合防災における RC の役割

2.2 の提言では、次を明記している。“複合災害下における屋内退避や住民避難に係るリスクを地域で共有する RC を平時から実践することが肝要“。これらの提言に対する取組みの考え方と実践例について述べる。

原土委員会は、研究討論会「原子力安全に係わる分野横断の壁の現状と打開の方向性」（2021 年 9 月）において、次の 4 つの壁の現状と打開策について討論した。(1)自然科学における理学と工学の壁（地震ハザード認識論的不確実さ評価 SSHAC の取扱い）(2)工学における土木・建築・機械・電気・安全という関連技術間の壁 (3)プラント生涯における設計とリスク評価の壁 (4)自然科学と人文社会科学の壁（リスクコミュニケーションの観点）。(4)では、**3.2** デルファイ法の実践内容が紹介された**[1]**。討議に参加した京都大学名誉教授亀田弘行先生は、これら壁の打開策として、**“コンフォートゾーン(Comfort Zone)（居心地の良いと感じる心理領域）からの脱却”**の視点が極めて重要と指摘・強調された。

京都大学教授矢守克也先生は、日本地震学会「特別シンポジウム『等身大の地震学』をどう防災に役立てるのか？」（2022 年 12 月 24 日）において、「地震・津波ハザード情報とリスクコミュニケーション」と題して、次の津波避難訓練支援ツール「逃げトレ」とこれを用いた避難実践動画を紹介した**[13]**。「逃げトレ」は、スマートフォンさえ持っていれば、“いつでもどこでも、だれでも、だれとでも、すぐに津波避難訓練が可能。

最新の津波浸水想定からあなたは逃げ切れるか？”を明記している。「逃げトレ」の目標は次の 2 つ。目標 1：避難成功か失敗か、まずかったのか、「判定」・「診断」できない、従来の訓練を変えたい。目標 2：いつ、どこで、何処を通って、だれと逃げるか、当事者が決める。全て第三者（行政）が決めていた従来の訓練を変えたい。これまでの訓練・RC の課題として、これら目標 1 と 2 の浸透の重要性が強調された。

著者は、矢守先生の実践例がまさしく亀田先生指摘の**“コンフォートゾーンからの脱却”**の好例と認識している。目標 1･2 のように動機づけが明快であると、“自然科学・人文社会科学の壁”を乗り越えるエネルギーとなること、これは理学・工学等の自然科学の専門家への強いメッセージであると認識している。

4.2 原子力地震複合防災システムの現状と避難訓練の実践例

2.2 の提言では、次を明記している。“原子力災害との複合災害になる場合には、発電所による緊急時のアプローチと周辺地域の被害状況の両方において、正確な事故情報の発信、周辺の被害状況の迅速な提供といった連携行動ができることが必要”、“立地自治体を中心とした関係組織による訓練の実施とともに、学協会においては避難等の防護措置の適用にかかる判断基準の検討も重要“。以下に、これらの提言に対する取り組みの考え方と実践例について述べる。

原土委員会は、2022 年 5 月に規格情報小委員会 WG を設置して、“原子力防災の現状分析と土木分野の果たす役割の整理分析”を行うこととし、その一環として、研究討論会「リスク情報を活用した原子力防災への取り組みに向けて」（2022 年 9 月 12 日）を開催した。討論会では 4 人の専門家（蛯沢勝三、宗像雅広、臼田裕一郎、山田博幸各氏）からそれぞれの取り組みや実践例も含む最新の現状について紹介があった。柏崎刈羽 NPP 立地自治体の刈羽村品田宏夫村長が討論に参加した。

著者は、「自然災害に対する原子力防災に関するこれまでの取り組み」として、旧（独）原子力安全基盤機構(JNES)が福島第一NPP事故(2011年3月)前の2007年に開始したIAEA/津波特別拠出金事業TiPEEZ (Protection of NPPs against Tsunamis and Post Earthquake considerations in the External Zone/周辺地域含めた原子力発電所の津波・地震に対する防災システム)の概要と、インド/クダンクラムNPPへの活用（2010年 2月）について紹介した。また、鹿児島県が2022年4月に公表の原子力災害時住民避難支援･円滑化システムの概要も紹介した**[2]**。宗像氏（日本原子力研究開発機構）は、「原子力防災への実践的取り組み」として、原子力施設等における緊急事態に即時に対応できる体制や実践例を紹介した**[14]**。臼田氏（防災科学技術研究所）は、「自然災害に対する防災への取り組み～SIP4Dによる組織横断型災害対応～」として、SIP4Dの概要と内閣府との実践訓練の最新状況の紹介を行った**[15]**。対話型災害情報流通基盤防災チャットボット「SOCDA」による詳細な被害状況把握の紹介もあった。山田氏（新潟工科大学/電中研）は、「TiPEEZを用いた原子力防災の取り組み- 実践例と最新動向-」として、次の内容を紹介した**[16]**。TiPEEZの各種機能と柏崎市・刈羽村職員・新潟工科大学生・地域住民参加によるTiPEEZを用いた原子力地震・津波防災シミュレーションの実践例。参加住民の電話による声“TiPEEZシステムの御紹介があり、こんなに役に立つものがあるのかと非常に感激しました”。同大学佐藤栄一教授の次の活動も紹介された**[16]**。“佐藤先生は、(公財)柏崎原子力広報センター・アドバイザーとして、柏崎・刈羽地域住民に対する出前講座や、県市村等の行政職員・消防団員に対する防災研修等を実践している。これらを通して、原子力立地地元大学の地域防災への継続的な取り組みの重要性を認識している。”

品田村長は、原子力避難について、次を明言された。“村民には避難用のガソリンの準備と村内防災無線に注意してくれ、他は村が責任をもって対応すると常に言っている”。次の心構えの発言もあった。“避難判断において、揺れの大きさの判断を間違わないようにするため、村庁舎新築に当たって免震構造とせず、耐震構造として、自分で直接体感できるようにした”。

主な討論内容は次の通り。国・県の原子力防災訓練において、市民目線の観点が必ずしも十分でない。原子力防災における内的事象と地震・津波等外的事象の取り扱いの違いの明確化、原子力地震・津波防災と一般防災との類似点と違いについて。一般防災側として、原子力地震・津波防災との連携を進める上で、原子力特有の放射性物質下での避難等について、協働作業が必要。

著者は討論を通し次の認識を持った。原子力地震複合防災に係るシステムの機能は着実にアップデートされており、原子力地震防災避難に係る道具立ては整っている。原子力立地自治体首長や地元大学の心構え、地域住民の意識が明確である。今後原子力地震複合防災の協働において、**“総論賛成各論反対でもなく滞っている状態”**が想定されるが、打破策として前述の**“コンフォートゾーンからの脱却”**思考が必須要件である。

5. まとめと今後の方向性

「外的事象に対する原子力安全の基本的考え方」報告書には、各種提言と学会内関連委員会や学会外関連学協会との連携の重要性が記述されている。本シリーズ発表では、提言内容を一歩でも二歩でも進めるために、対象提言について、実効的な内容を明記すると共に、関連学協会との連携の例を示した。

本報では、原土委員会とリスク部会との連携項目の RC と原子力地震複合防災について、実効的な取り組みの考え方と実践例について言及した。また、同取り組みで取り上げた関連学協会・機関は次の通りであり、これらとの連携の 1 例を示した。学協会（原子力学会標準委員会・リスク部会/土木学会原子力土木委員会/日本地震学会)、大学（放送大学/東北大学/京都大学/新潟工科大学)、研究機関（日本原子力研究開発機構/防災科学技術研究所/電力中央研究所)、行政機関（原子力委員会/柏崎市・刈羽村/鹿児島県)。

これら組織の関連の方々は少なくとも同じベクトルを有する同志であり、これら同志との連携・協働の延長線上に、他の多くの関連機関の方々と連携するための**“道標”**があると認識・確信する。しかしながら、この“道標”に従って活動を進めるうちに、それらの方々との連携の道筋において、**“総論賛成各論反対でもなく滞っている状態”**に直面することが想定される。このような状態からの打破策として、亀田先生指摘の**“コンフォートゾーンからの脱却”**の思考が有効と確信する。

これらを踏まえて、原土委員会規格情報小委員会では、“原子力防災の現状分析と土木分野の果たす役割の整理分析”の活動を進めると共に、同活動を通し関連機関の方々との連携・協働の実践を行う計画である。

参考文献

[1] 堀口逸子・高田毅士：原子力安全に係わる分野横断の壁の現状と打開の方向性(4)自然科学と人文社会科学の壁−リスクコミュニケーションの観点−、令和 3 年度土木学会全国大会研究討論会、2021 年 9 月 6 日.
[2] 蛯沢勝三 : リスク情報を活用した原子力防災への取り組みに向け、自然災害に対する原子力防災に関するこれまでの取り組み、令和 4 年度土木学会全国大会の研究討論会、2022 年 9 月 12 日.
[3] 蛯沢勝三：自然災害のリスクに着目した原子力防災、-学際的活動と人材育成-、日本原子力学会 2021 年春の年会リスク部会セッション、2021 年 3 月 19 日.
[4] 奈良由美子：市民とのリスクコミュニケーション-リスク情報と意見の共有・共考をめざして-、リスク情報活用に関するリスクコミュニケーション、日本原子力学会リスク部会シンポジウム、2022 年 12 月 16 日.
[5] 日本原子力学会: 外的事象に対する原子力安全の基本的考え方, 標準委員会技術レポート, AESJ-SC-TR018:2021、2021 年 12 月.
[6] U.S.NRC.: Effective Risk Communication-The Nuclear Regulatory Commission’s Guidelines for External Risk Communication-, NUREG/BR-0308, January 2004.
[7] P. Slovic: Perception of risk, Science, 236, pp.280-285, 1987.
[8] 岡本浩一：リスク心理学入門、サイエンス社、1992 年 11 月 25 日.
[9] 中谷内一也：リスク心理学、ちくまプリマー新書、2021 年 7 月 10 日.
[10] 岡芳明：リスクコミュニケーションと原子力安全に対する国民の信頼、原子力委員会メールマガジン第 273 号、2019 年 7 月 26 日.
[11] 蛯沢勝三：高レベル放射性廃棄物地層処分科学的特性マップの対話型説明会に基づく知見の整理と活用の考え方 (1)概要、原子力学会2020年春の大会、2021年.
[12] 桑垣玲子・堀口逸子・奈良由美子：原子力安全設計における専門家・技術者とリスクコミュニケーション-原子力土木委員会を対象としたデルファイ調査-、日本リスク学会年次大会、2022 年 11 月 13 日.
[13] 矢守克也 : 地震・津波ハザード情報とリスクコミュニケーション、特別シンポジウム「等身大の地震学」をどう防災に役立てるのか？―確率論的地震ハザード評価とシナリオ型地震被害想定とその利活用― 、日本地震学会、2022 年 12 月 24 日.
[14] 宗像雅弘：リスク情報を活用した原子力防災への取り組みに向けて、原子力防災への実践的取り組み、令和 4 年度土木学会全国大会の研究討論会、2022 年 9 月 12 日.
[15] 臼田裕一郎：リスク情報を活用した原子力防災への取り組みに向けて、自然災害に対する防災への取り組み-SIP4D による組織的横断型災害対応-,令和 4 年度土木学会全国大会の研究討論会,2022 年 9 月 12 日.
[16] 山田博幸 : リスク情報を活用した原子力防災への取り組みに向けて、TiPEEZ を用いた原子力防災の取り組みー実践例と最新動向-、令和 4 年度土木学会全国大会の研究討論会、2022 年 9 月 12 日.

(Tue. Mar 14, 2023 1:00 PM - 2:30 PM Room C)

[2C_PL06] Discussion

Tatsuya Itoi[1], Yoshiyuki Narumiya[2], Akira Yamaguchi[3], Yukihiro Kirimoto[4], Koji Shirai[4], Katsumi Ebisawa[5]
（1. UTokyo, 2. JANSI, 3. NSRA, 4. CRIEPI, 5. JSCE）

リスク部会は、安全目標、南海トラフ等M9級の地震・津波による原子力防災、土木学会原子力土木委員会との連携によるリスクコミュニケーション・原子力地震複合防災等広範な活動を進めている。標準委員会報告書「外的事象に対する原子力安全の基本的考え方：2021」における各種提言内容を実効的に推進するためのひな型構築を目的として、次の項目について議論を行う。リスク部会での先行的実施項目（安全目標・不確かさ・原子力地震防災）、M9級地震・津波に係る喫緊の項目（地震・津波重畳・地震起因の内部溢水）、原子力土木委員会との連携項目（リスコミ・原子力地震複合防災）。

©Atomic Energy Society of Japan

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

[2C07-09] PRA Method

Chair:Hiroshi Ujita(AdvanceSoft)

Tue. Mar 14, 2023 2:45 PM - 3:35 PM Room C (11 Bildg.2F 1106)

[2C07] Embedding "society" into the nuclear safety goals

*Shin-etsu Sugawara[1] (1. Kansai Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

[2C08] Improvement of prediction accuracy of the fuel cladding tube fracture during LOCA using Bayesian update based on information criteria

*Shusuke Hamaguchi[1], Takafumi Narukawa[1], Takashi Takata[1] (1. UTokyo)

3:00 PM - 3:15 PM

[2C09] Study on Risk Assessment considering Time-Dependent Human Factors using the CMMC Method

*Yuki Morishita[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

安全目標における「社会」の位置付けに関する概念的検討

Embedding "society" into the nuclear safety goals

*菅原 慎悦[1]
[1]関西大学

被ばくによる健康影響を軸とした安全目標では、原子力災害による様々な社会的影響を捉えきれていない。本研究では、「社会」を安全目標体系にどのような形で位置付けられるかについて、3つの選択肢を考察する。
キーワード：安全目標，社会的影響，リスク

1. 緒言

原子力災害は、放射線被ばくによる直接的健康影響には回収されない広範な影響をもたらす。原子力規制委員会は、土地汚染防止を企図して大規模放出に係る追加的目標を提案したが、被ばくによる健康リスク抑制を掲げる上位目標とは整合的でない。上位目標に「社会的混乱の防止」を明示すべきとの提案もあるが[1]、議論は成熟していない。本研究は、安全目標体系に「社会」を整合的に位置づけるための概念的検討を行う。

2. 人の健康を守るために社会を守る

人の健康が多くの社会的要因から影響を受けているとの認識は、国際的に確立されつつある。福島事故でも、避難・環境汚染・産業停止といった事故影響が、社会の分断や伝統・文化の喪失、生活習慣の変化、さらには風評被害や教育の変化等様々な仲介因子を経て、健康被害に結びつくことが指摘されている[2]。そのため社会的混乱の防止・緩和を目指すことは、究極的には人の健康を守ることにつながる。最上位目標における「放射線の有害な影響から人と環境を防護する」の「放射線の有害な影響から」という限定を外し、間接的な健康影響をも広く包含する形とすれば、社会的混乱の防止を目標の射程に含めることが可能となろう。

3. 社会はそれ自体として守る価値がある

人は社会的存在であり、他者との関係性なしには生きられない[3]。そのため、個人の健康影響には還元できない重要かつ独自の価値を社会が帯びていると考えれば、社会はそれ自体として守る価値があることになる。これは、近年の放射線防護における「環境の防護」への関心の高まりに類似している。この立場からすると、最上位目標に「人」・「環境」と並んで「社会」を明示することも一案である。

4. リスク評価から零れ落ちるものとしての「社会的影響」

原子力災害の多様で広範な影響と、リスク評価において考慮可能なものとのギャップに目を向ける。既存のリスク評価では捉えきれない影響を「社会的影響」として概念化し、上位目標に位置づける。「社会的影響」はその定義上、下位目標への展開が困難である。高信頼性組織研究における“chronic unease”に倣い[4]、定量化困難なものへの「気持ち悪さ」を、リスク評価から零れ落ちるものへの継続的な意識づけとして活用する。

5. 結語

本研究からは、「社会」をどのようなものと見るかによって、目標体系における位置づけや意義が異なることが示唆される。いずれも概念的検討に留まっており、より具体的・実践的な考察が今後の課題である。

参考文献

[1] 山口彰・菅原慎悦・佐治悦郎，「安全目標」再考：我が国でのあり方を問う，日本原子力学会誌 62(3): 147-152, 2020.

[2] 越智小枝，原発事故による健康影響，その全体像，日本リスク研究学会誌 29(1): 27-31, 2019.

[3] Hilsen AI, And they shall be known by their deeds: Ethics and politics in action research, *Action Research* 4(1): 23-36, 2006.

[4] Fruhen LS et al., Chronic unease for safety in managers: a conceptualisation, *Journal of Risk Research* 17(8): 969-979, 2014.

*Shin-etsu Sugawara[1]
[1]Kansai Univ.

情報量規準に基づくベイズ更新による LOCA 時の燃料被覆管破断の予測精度向上

Improvement of prediction accuracy of the fuel cladding tube fracture during LOCA using Bayesian update based on information criteria

*濱口 修輔[1], 成川 隆文[1], 高田 孝[1]
[1] 東大

冷却材喪失事故（LOCA）時に原子炉の安全を確保するためには、燃料被覆管の LOCA 時の破断限界を精緻に評価する必要がある。情報量規準に基づき追加したデータをベイズ更新により破断予測に反映させることで、破断の予測精度を効果的に向上可能な方法を提案する。

キーワード：LOCA、燃料被覆管、破断限界、情報量規準、ベイズ更新

1. はじめに

燃料被覆管の LOCA 時の急冷破断限界をその不確かさを含めて評価するため、LOCA 模擬実験データに対するベイズ統計モデリングにより燃料被覆管破断確率評価モデルが開発されている[1]。このモデルの更なる予測精度向上には、新規にデータを取得し、認識論的不確かさを低減する必要があるが、高燃焼度燃料被覆管などの被覆管種類によっては供試材の入手が難しく、限られたデータから如何に効果的に不確かさを低減するかが課題である。本研究では、情報量規準に基づくベイズ更新により LOCA 時の燃料被覆管破断の予測精度を効果的に向上させる方法を提案し、数値実験によりその性能を評価した。

2. 情報量規準に基づくベイズ更新による破断予測精度向上の提案

ベイズモデルの予測精度の指標となる情報量規準として WAIC[2]が提案されている。個々の実験条件について計算した WAIC は各実験条件に関するモデルの予測精度を表し、この情報は新規に実験する価値の判断に利用できる。本研究では、WAIC が大きい、すなわち、モデルの予測精度が低い実験条件で優先的に実験を行い、得られた新規データをベイズ更新で破断確率評価モデルに反映することで、モデルの予測精度を向上させる方法を提案する。

3. 数値実験による提案手法の有効性評価

提案手法（WAIC 最大化）に基づき選択した LOCA 模擬実験条件にて真のモデルから新規にデータを生成し、生成したデータをベイズ更新により燃料被覆管破断確率評価モデルに反映する数値実験を行った。図 1 に新規に追加したデータの数と、モデルの予測精度を表すベイズ汎化損失（乱数シードを変えた 100 回の数値実験の平均と標準偏差）の関係を示す。同図には比較のため、WAIC の構成要素である汎関数分散及び経験損失の最大化による従来手法[3]の結果を併せて示す。WAIC 最大化の場合にベイズ汎化損失が平均的に最も小さく、破断の予測精度を効果的に向上可能であることを示している。これは、図 2 に示す通り、汎関数分散及び経験損失が特定の破断確率で極大値をとるため、これらを最大化する方法では類似する実験条件を選択する可能性が高い一方、汎関数分散及び経験損失の和として定義される WAIC では類似する実験条件を選択する可能性が低く、より価値の高い実験条件でデータを取得出来るためだと考えられる。

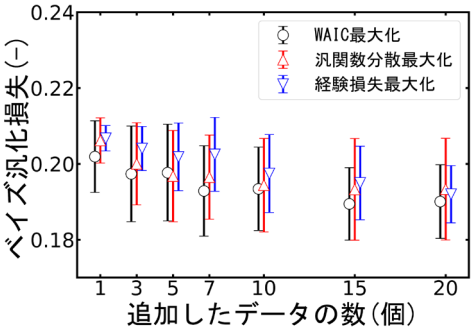


図 1 ベイズ汎化損失と追加したデータの数

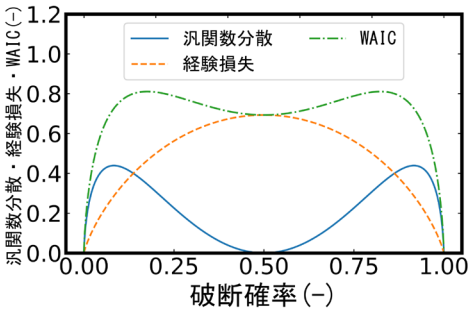


図 2 汎関数分散・経験損失・WAIC と破断確率の関係

参考文献
[1] Narukawa T. et al., NED, 331, 147–152 (2018).
[2] Watanabe S., JMLR,11, 3571–3594 (2010). [3] 成川, 博士論文, 東大 (2019).

*Shusuke Hamaguchi[1], Takafumi Narukawa[1] and Takashi Takata[1]
[1]UTokyo

CMMC 法を利用した時間依存性を持つ人的因子を考慮したリスク評価の検討

Study on Risk Assessment Considering Time-Dependent Human Factors using the CMMC Method

*森下 裕貴[1]，山本 章夫[1]，遠藤 知弘[1]
[1]名古屋大学

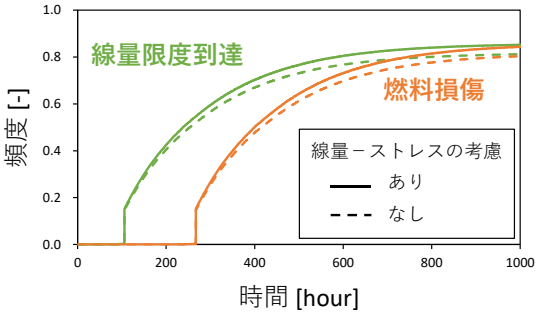
過酷事故に対するリスク評価を行うためには、様々な対応手順に対して、空間線量などその場の状況に応じた人的過誤確率を用いる必要がある。本検討では、時間依存性を容易に考慮することが可能である CMMC 法を用いて人的因子を考慮したリスク評価を行った。その結果、行動形成因子の一つであるストレスを詳細に扱うことができることを確認した。

キーワード：人的過誤事象，CMMC 法，人的因子，行動形成因子

1. 緒言　イベントツリーを用いたリスク評価手法は、時間依存性をもつ人的因子を考慮することが困難である。しかし、過酷事故を想定した詳細なリスク評価のためには、作業環境の変化などに起因する時間依存性をもつ人的因子を取り扱う必要がある。そこで本研究では、機器における起動や故障確率の時間依存性を容易に考慮することが可能である CMMC 法と行動形成因子(Performance Shaping Factor, PSF)のレベルから人的過誤確率を算出することが可能である SPAR-H (Standardized Plant Analysis Risk-Human Reliability Analysis)を組み合わせた手法について検討した。そして、使用済燃料プールを模擬した体系において、時間依存性を持つ人的因子を考慮した燃料損傷頻度のリスク評価を試行した。

2. 手法　CMMC 法では、タイムステップごとに機器の故障確率や起動確率と乱数を比較し、得られた機器の故障や起動状態を考慮して次ステップでの原子炉の温度や水位などのパラメータを計算する。これにより多岐にわたるシナリオを用意できる。また SPAR-H では、時間の余裕度やストレス度などを与えることで人的過誤確率を算出することができる。本検討では CMMC 法から得られる空間線量率と SPAR-H に含まれる PSF の一つであるストレスを関係づけることで、時間依存性のある人的過誤確率を求めた。

3. 適用結果　ヒートシンク喪失→消火系ポンプによる注水→故障→消防車による注水の事故シナリオを想定した。消火系ポンプが故障したあと、消防車による注水が実施されなければ燃料損傷に至る。本検討では、消防車の起動確率を(1 −人的過誤確率)とすることで、人的因子をモデル化した。また、消防車の起動に成功するまで何度も起動を試みると考えられることから、起動失敗から次の起動の試みの間にクールタイムを設けて解析を実施した。ただし、消防車の起動の試みは作業者の積算被ばく線量が 100 mSv 未満の時とした。クールタイムを 10 分としたときの単一の使用済燃料プールにおける解析結果を図に示す。ここで、消火系ポンプの故障率、消防車の起動確率は検証のための仮想的な値を与えた。消火系ポンプの故障率は 0.005 [1/hr]とした。また、デマンドあたりの消防車の起動失敗確率は空間線量率によるストレス度の変化を考慮しない場合には 0.9993 [-]、考慮する場合にはストレス度に応じて 0.9993~0.9999 [-]の範囲で変化させた。



図：単一の使用済燃料プールの解析結果

図から、空間線量率によるストレス度の変化を考慮することで、線量限度到達頻度と燃料損傷頻度が上昇することが見て取れる。このことから、CMMC 法から得られる空間線量率を考慮することによって、時間依存性を持つ人的因子を考慮した燃料損傷頻度のリスク評価が可能であることを確認できた。

*Yuki Morishita[1], Akio Yamamoto[1] and Tomohiro Endo[1]
[1]Nagoya Univ.

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

[2C10-14] PRA Improvement

Chair:Seung Jang(Hokkaido Univ.)

Tue. Mar 14, 2023 3:35 PM - 5:00 PM Room C (11 Bildg.2F 1106)

[2C10] Feasibility study for enhancing probabilistic risk assessment methodology by using AI technology

*Satoshi FUTAGAMI[1], Hidemasa Yamano[1], Kenichi Kurisaka[1], Hiroshi Ujita[2] (1. JAEA, 2. AdvanceSoft Corporation)

3:35 PM - 3:50 PM

[2C11] Implementation of Physics-of-Failure Modeling Techniques Toward More Realistic Dynamic PRA

*Xiaoyu Zheng[1], Hitoshi Tamaki[1], Yasuteru Sibamoto[1], Tsuyoshi Takada[1] (1. JAEA)

3:50 PM - 4:05 PM

[2C12] Research on Seismic Correlation for PRA

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

4:05 PM - 4:20 PM

[2C13] Evaluation of Seismic Diversity of SSC system in PRA

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

4:20 PM - 4:35 PM

[2C14] Efficient creation of fragility curves for in-building equipment using an equivalent linearization method that does not require iterative calculations

*Akinori Chatani[1], Yasuki Ohtori[1], Masato Nakajima[2] (1. TCU, 2. CRIEPI)

4:35 PM - 4:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

AI 技術を活用した確率論的リスク評価手法の高度化研究
（1）AI ツールの開発計画

Feasibility study for enhancing probabilistic risk assessment methodology by using AI technology
(1) Development plan of AI tools

*二神　敏[1]，山野　秀将[1]，栗坂 健一[1]，氏田　博士[2]
[1]JAEA，[2]アドバンスソフト株式会社

原子力発電所の PRA の効率的・効果的な社会実装を目指し、AI、デジタル化技術を活用して、運転時の PRA におけるフォルトツリー作成、及び信頼性データベース構築に着目して AI ツールを開発する。

キーワード：人工知能，AI，確率論的リスク評価，PRA

1. 緒言

原子力発電所の確率論的リスク評価(以下、PRA)は、解析作業が膨大であり、事業者の負担となっているとともに、国際的に検討されているリスク情報活用アプローチを国内に導入するに当たっての懸案となる可能性がある。この要因は、膨大な設計資料等の読み込みと理解、信頼性データや評価モデルの構築を習熟した技能者が経験に基づいて手作業で入力しなければならない状況にある。この課題を解消するため、AI、デジタル化技術を活用し、手作業であったところを自動化することによって、原子力発電所 PRA の省力化・等質化を目指して、運転時の PRA におけるフォルトツリー(以下、FT)作成、及び信頼性データベース構築に着目した AI ツールを 2022 年度からの 3 か年で開発し、PRA 手法の高度化を図る。

2. AI ツールの開発計画

2-1. フォルトツリー自動作成手法の開発

画像認識等の AI 技術を活用し系統図等の設計図書から FT 作成に必要な情報を抽出し、FT を自動的に作成する手法を開発する。CAD に限らず、紙も含めた設計図面、機器仕様図書から FT 作成に必要な機器等の個別情報、接続関係を抽出可能な手法について、2022 年度に AI ツールの方法論を構築し、試作する。2023 年度にフロントライン系、2024 年度にサポート系に段階的に機能を拡張する。図 1 に AI による設計図面の認識例を示す。

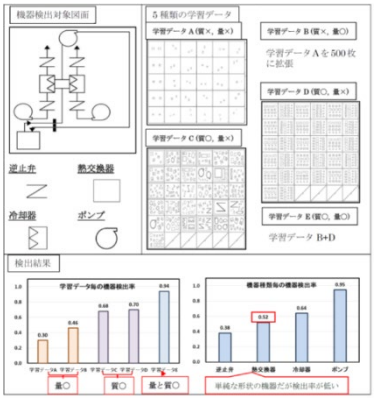


図 1 AI による設計図面の認識例

2-2. 信頼性データベース構築のための自動故障判定手法の開発

テキストマイニングや深層学習等の AI 技術を活用し、各原子力プラントの故障及びトラブル情報から、PRA に必要な故障を自動的に判定する手法を開発し、信頼性データベース構築に資する。2022 年度に NUCIA 等のデータベースから PRA 信頼性データベースに必要な情報として、故障機器、故障区分及び故障モード、原因等を AI 技術により抽出し、データベース化する AI ツールの方法論を構築し、試作する。2023 年度に、そのデータの事象や時間の相違を AI 技術により分析することにより、電力、プラント及び職種の相違判断、福島第一事故前後の相違判断等が可能な手法を試作する。2024 年度に、共通特性を AI 技術により分析することにより、共通機器、共通操作、共通組織特性等の共通要因を判断可能な手法を試作する。

3. 結論

AI、デジタル化技術を活用して、運転時の PRA におけるフォルトツリー作成、及び信頼性データベース構築に着目して AI ツールを 2022 年度からの 3 か年で開発し、PRA 手法の高度化を図る。

本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0222682583 の助成を受けたものです。

---

*Satoshi Futagami [1], Hidemasa Yamano[1], Kenichi Kurisaka[1] and Hiroshi Ujita[2]
[1]JAEA, [2]AdvanceSoft Corporation

より現実的な動的 PRA に向けた故障物理モデリング方法の導入

Implementation of Physics-of-Failure Modeling Techniques Toward More Realistic Dynamic PRA

*鄭　嘯宇[1]，玉置　等史[1]，柴本　泰照[1]，高田　毅士[1]

[1]日本原子力研究開発機構

JAEA では、決定論的事故解析と確率論的信頼性評価を統合した動的 PRA 手法及び計算ツール RAPID を開発している。機器の故障確率の推定を例に、PRA 評価において認識論的な不確かさが潜在する具体的事象を同定し、その不確かさを低減するために、機器作動の環境変化を考慮した確率論的故障物理及びシミュレーションコード間のカップリング方法を RAPID ツールへ導入した。

キーワード：動的 PRA，確率論的故障物理，統合シミュレーション，RAPID，MELCOR2.2

1. 緒言

確率論的リスク評価（PRA）は、プラントの運転データを基に機器の故障確率を推定し、リスク情報活用の需要に応じてリスク指標を算出するが、場合により必要な PRA のスコープと詳細度が異なる。簡素化されている静的 PRA では動的な事故進展に依存する故障確率を模擬できないため、その結果には認識論的な不確かさが含まれる。これらの認識論的な不確かさへの理解を深め、更にその低減方法を検討するために、機器故障状態とプラント運転状態の間の相互作用を定量的に評価できる動的 PRA 手法を開発する必要がある。

2. 統合した決定論的と確率論的シミュレーション

2-1. 確率論的故障物理

機器に潜在する故障は、一般に 3 種類の故障物理モデル（Stress-strength, Damage-endurance, Performance-requirement）のいずれかで模擬される[1]。Damage-endurance モデルは、繰返し負荷の条件で、突然起きる機器の機能喪失を模擬する。例えば、蒸気逃がし安全弁（SRV）の熱的開固着故障が挙げられ、その故障率は蒸気温度を変数としたアレニウス式で算出される [2]。

$$failure\ rate = e^{\frac{E_A}{k}\left(\frac{1}{T_{nominal}} - \frac{1}{T_{current}}\right)} \quad (1)$$

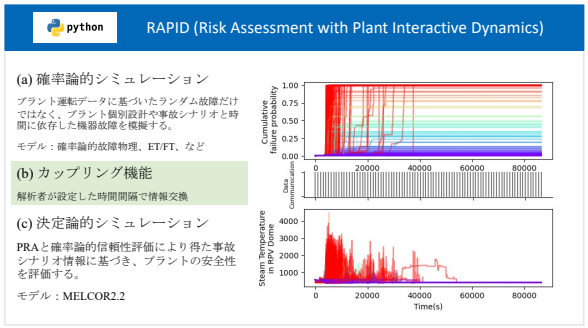


図 1RAPID を用いた統合シミュレーションの結果

2-2. RAPID の機能構築及び解析結果の例

RAPID [3]に、シミュレーションコード間のカップリング機能[4]を新たに構築した（図 1（b））。統合したコードは、確率論的シミュレーションである図 1（a）ランダム故障と従属故障の発生や事故シナリオの生成に係るモデル、及び決定論的シミュレーションである図 1（c）のシビアアクシデントの進展を評価する機構論的なコード（MELCOR2.2 [5]）である。式(1)を用い、原子炉圧力容器（RPV）の蒸気温度（プラント情報）と SRV 開固着の累積故障確率（機器信頼性評価情報）の依存性を模擬した。

図 1（右）に BWR の全交流電源喪失事故を対象とした 2000 ケースの解析例を示す。蒸気温度（c）に依存した SRV 開固着の累積確率（a）を定量的に推定し、SRV の作動状態と原子炉炉心温度変化の相互作用を模擬できることを示した。SRV が開固着し緩和措置が取られない場合、継続した蒸気流出により RPV 内の水量が低下し、炉心が露出し炉心損傷に至る。また、炉心温度が急に上昇するシーケンスでは、SRV を通過する蒸気の温度が高いため、開固着の累積確率の上昇傾向が見られた。プラント運転故障データを用いた従来の PRA では、開固着が発生するまでの SRV サイクル数を保守的に 0 や確率分布として仮定する。図 2 に示すヒストグラムは、従来の確率分布を青色で、本研究のカップリングで得られたサイクル数の分布を黄色で示した。黄色分布は二峰性があり、シビアアクシデントでは低サイクル数で開固着に至る可能性が高く、炉心損傷に至らないシーケンスでは発生確率が低い（高サイクル数にならないと発生しない）。これは、事故シーケンス特有の故障確率を有する機器の存在を示しており、従来 PRA の認識論的不確かさの一つであると考えられる。この不確かさ低減のため、事故の特徴に応じた故障確率を用いる必要がある。このように本動的 PRA 手法は、事故シーケンスで特有な故障確率を有する機器の同定や定量化に対し非常に有用であり、今後重大事故対策の有効性評価（実績データなし）への活用も期待できる。

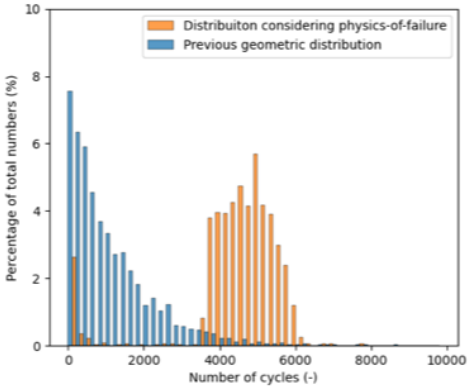


図 2 開固着まで SRV の開閉数の分布の比較

3. 結論

動的 PRA を用いた確率論的故障物理と決定論的事故解析を同時に模擬することにより、現実的な故障確率分布を得るとともにその分布の解釈が可能となり、従来の静的な PRA により導かれる結果に含まれる認識論的不確かさの具体的な解釈を与えられることを示した。

謝辞　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（動的レベル 1 確率論的リスク評価手法の改良及び活用方法の検討）事業」の成果の一部である。

参考文献　[1] M. Modarres, et al. Probabilistic Physics of Failure Approach to Reliability. Wiley-Scrivener (2017) [2] B. Youngblood, LWRS Newsletter, Issue 4 (2011) [3] X. Zheng, et al. Dynamic Probabilistic Risk Assessment of Nuclear Power Plants Using Multi-Fidelity Simulations. RESS Vol.223: 108503 (2022) [4] C.G. Cassandras and S. Lafortune. Introduction to Discrete Event Systems, Third Edition. Springer (2021) [5] L.L. Humphries, et al. MELCOR Computer Code Manuals Vol.1 (2018)

*Xiaoyu Zheng[1], Hitoshi Tamaki[1], Yasuteru Sibamoto[1] and Tsuyoshi Takada[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

地震 PRA における損傷相関に関する研究
その 3: 応答相関に与える建屋の非線形応答の影響

Research on Seismic Correlation for PRA

Part 3: Effect of nonlinear response of the building on response correlation

*小峰 諒[1]，大鳥 靖樹[1]，牟田 仁[1]，中島 正人[2]

[1]東京都市大学，[2](一財)電力中央研究所

建屋の損傷相関を考慮した地震 PRA を行うために，非線形を考慮した原子炉建屋モデルに対して複数地震動を入力した地震応答解析を実施し，建屋の非線形特性が応答相関に与える影響を確認した.

キーワード：地震 PRA，損傷相関，応答相関，共通原因故障，非線形

1. 緒言

地震 PRA においては機器の複数同時損傷が評価結果に影響を与えるため，応答の相関を考慮した検討は重要である．既往の研究において，応答相関に関する計算手法の提案及びその有効性の検討報告がなされているが，建屋の非線形性の影響を体系的に検討した事例はあまりないのが現状である．本報告では，建屋の非線形性が損傷相関に与える影響を明らかにする．

2. 検討の概要

本稿では，様々な地震動に対する建屋応答の相関関係を把握するために，気象庁(JMA)の強震観測記録(=計 107 波)を使用した．また，原子炉施設の PCCV を対象にせん断・曲げの非線形を考慮した 9 質点系の SR モデルを作成し，汎用 3 次元動解析プログラム TDAPIII を用いて時刻歴応答解析を実施している．

図 1, 2 は建屋各層の応答が線形および非線形域に位置している際の加速度を相関係数として試算し，それらをカラースケールで表示している．両図の比較より，建屋が非線形になった方が相関が低下している事がわかる．また，隣接階の応答相関は，強い正の相関関係を示すが，1 階/3 階や 1 階/4 階のようにフロアの差が大きくなるにつれて弱まる傾向にある．特に，非線形域ではその影響が大きい．1 つに，建屋コンクリート壁の塑性化が応答相関に影響を及ぼしているためと考えられるため，履歴曲線を確認したところ，1000gal で線形限界に至り，2500gal では建屋の下層および中層で塑性化が急激に進展していることがわかった．

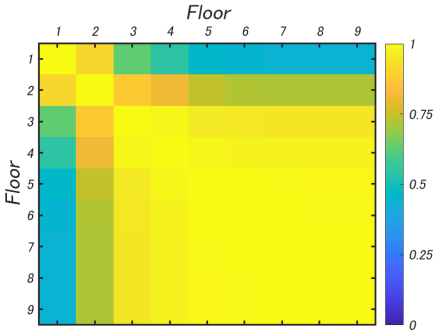


図 1： 線形域の応答相関(1Gal)

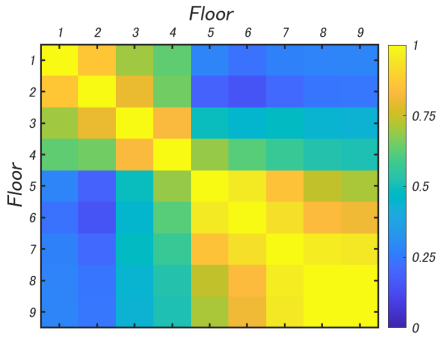


図 2： 非線形域の応答相関(2500gal)

3. 結論

本稿では，様々な地震動を考慮した地震応答解析を実施し，建屋の塑性化が応答相関に影響を検討した．今後は，建屋内機器の周期の影響や人工地震波に対する検討を行っていく予定である．

謝辞：本研究の遂行にあたり，気象庁の強震観測データを使用させて頂きました．ここに深謝致します．

参考文献

[1] 大鳥・牟田・村松，地震 PRA における損傷相関に関する研究 その 2，2021 年原子力学会 春の年会, 2021.

*Ryo Komine[1], Yasuki Ohtori[1], Hitoshi Muta[1] and Masato Nakajima[2]

[1]Tokyo City University, [2]Central Research Institute of Electric Power Industry

地震 PRA における耐震多様性の評価
その 4：応答曲面法を使った耐震多様性システムの効率的評価法

Evaluation of Seismic Diversity of SSC system in PRA / Part4 : An Efficient Procedure Using the Response Surface Method for Evaluating the Seismic Diversity of SSC System

*片山 吉史[1]，大鳥 靖樹[2]，牟田 仁[2]，酒井 俊朗[3]，中島 正人[3]
[1]中電技術コンサルタント，[2]東京都市大，[3]電中研

耐震多様性システムの地震リスク評価における計算負荷を軽減するために，応答曲面法を適用した効率的な手法について検討したので報告する。

キーワード：耐震多様性，地震 PRA，応答スペクトル，免震，応答曲面法

1. はじめに

原子力発電所の重大事故等の対処設備は，設置方向や免震などを含めた耐震多様性を図ることで共通の機能喪失リスクを低減させることが重要であることが指摘されている[1]。著者らは，免震の導入による耐震多様性を対象として，地震動の応答スペクトルの周期特性と周期間相関に着目して，耐震多様性を有するシステムのリスク評価手法を開発した[2]。また，同手法を国内 11 地点の実際の地震環境に適用して，耐震多様性の有効性を定量的に評価した[3]。一方で，同手法による評価は，地震動予測モデルのばらつきや周期間相関等を考慮した多数のモンテカルロシミュレーション(MCS)が必要となるため，計算時間が課題となっている。そこで，本検討では，計算負荷低減のために，応答曲面法を適用した効率的な手法について検討した。

2. 検討方法

本検討における応答曲面法は，X 軸を地震規模(M)，Y 軸を震源距離(R)，Z 軸を損傷確率(P)として，YX 平面上の格子点における P を曲面で近似し，任意の M 及び R における P を効率的に算定する。なお，本検討では固有周期が 0.3 秒の耐震機器と 3 秒の免震機器から構成される 2 基の並列システムが，一様ランダムな地震環境にあると仮定して解析を行った。また，各機器の耐力は年超過頻度 10^{-5}(年$^{-1}$)の一様ハザードスペクトル(UHS)に対して設計され，UHS を超過する地震が起こった時に各機器は損傷し，システム内の全ての機器が損傷するとシステム全体が損傷するとした。

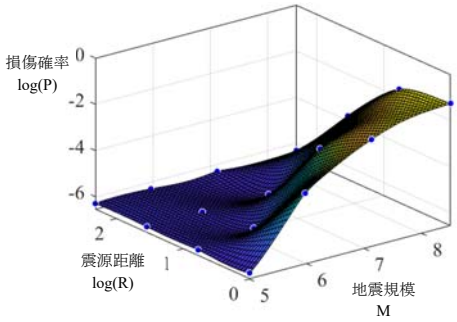


図 1　応答曲面(耐震+免震)

表 1　地震リスク評価結果

評価手法	損傷確率(年$^{-1}$)		
	① 耐震1基	② 耐震2基 (多重化)	③ 耐震+免震 (多様性)
応答曲面法	3.5×10^{-5}	1.1×10^{-5}	4.1×10^{-6}
直接法	3.7×10^{-5}	1.0×10^{-5}	1.6×10^{-6}

3. 検討結果

4×4 の格子点の損傷確率を使って設定した多様性システムの応答曲面を**図 1** に，地震リスクの算定結果を**表 1** に示す。多様性システムの損傷確率が応答曲面法で大きいのは，損傷確率の過小評価を避けるため，損傷確率ゼロの格子点に微小な値を与えているためである。これを除き，両手法で同様の結果となる。なお，直接法は MCS を 10^8 回，応答曲面法では曲面設定に MCS を $4\times4\times10^6$ 回，曲面使用を 10^7 回実施している。以上より，対象地震が約 40 万の実際の地震環境に適用した場合には計算負荷の大幅な軽減が期待される。

参考文献

[1] 原子力学会：原子力安全の基本的考え方について 第 I 編別冊 2 深層防護の実装の考え方，技術レポート, 2015
[2] 大鳥靖樹,牟田仁,中島正人,田村伊一郎,蔵増真志,酒井俊朗：地震 PRA における耐震多様性の評価，2019 年春の年会
[3] 片山吉史,大鳥靖樹,酒井俊朗,牟田仁,安中正：RI-PB に基づく新しい耐震設計体系のフレームワーク，その 5：原子力発電所の耐震多様性とロバストネスの評価，2020 年秋の年会

*Yoshifumi Katayama[1], Yasuki Ohtori[2], Hitoshi Muta[2], Toshiaki Sakai[3] and Masato Nakajima[3]
[1]Chuden Engineering Consultant., [2]TCU, [3]CRIEPI

繰り返し計算を必要としない等価線形化手法による建屋内機器のフラジリティ曲線の効率的作成法

Efficient creation of fragility curves for in-building equipment using an equivalent linearization method that does not require iterative calculations

*茶谷 彰紀[1]，大鳥 靖樹[1]，中島 正人[2]
[1]東京都市大学，[2]電力中央研究所

抄録　地震 PRA で用いられるフラジリティ曲線の評価を簡略化する新たな手法として、等価線形化手法を用いてフラジリティ曲線の中央値を繰返し計算なしで推定する手法を提案しその適応性について検討を行った。

キーワード：地震フラジリティ曲線，地震 PRA，等価線形化手法

1. 緒言

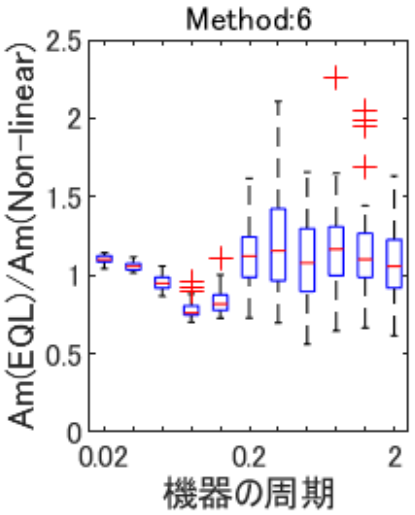
近年、確率論的地震リスク評価により原子力発電所の脆弱部を評価・補強する試みが進められている。しかし、発電所に多数存在する設備のフラジリティ曲線の評価には多大な労力と時間を要するため、評価の簡略化が望まれていた。本研究では、原子力発電所建屋内に設置された機器を対象に、地震フラジリティ曲線作成に等価線形化手法（ELM）を用いて、繰返し計算なしでフラジリティ曲線の中央値を推定する手法を提案し、その有効性を複数の ELM モデルに対する時刻歴非線形解析との比較により検討を行った。

2. 解析方法・解析条件

提案手法の手順は、①地震応答解析により機器が設置されている床面の応答評価、②今回の検討では、機器の終局変形量 Dc より、等価剛性と等価粘性減衰を算定、③地震応答解析により機器の応答変形量 D を評価、④Dc/D を入力地震動強度に掛けてフラジリティ曲線の中央値を推定、である。今回の検討では機器の固有周期や減衰定数などを変更した 12 ケースについて、6 つの等価線形化手法モデルで解析を行った。解析に使用した地震動は，気象庁強震記録に掲載されている地震波を使用した。

3. 解析結果とまとめ

検討の結果、機器の周期が建屋の周期より十分に小さく共振域に達しない場合において、選定した 6 つのモデルのうち、Jacobsen(1930)が定常応答を仮定して求めたモデル 1 と Liu et al. (2014)が広範なパラメータ解析の結果から免震用に作成されたモデル 5 と 6 を用いることで、提案手法によりフラジリティ曲線の中央値を精度よく推定できることが分かった。図に最も精度が良かったモデル 6（Liu et al.(2014)）の結果を示す。図の縦軸は、提案手法/非線形解析の平均値（-）であり、横軸は機器の固有周期を示す。平均値が 1 に近いほど精度よく推定できていることを示す。今後の展望としては床応答スペクトルを用いて更に簡略化した方法について検討を行う。



図．モデル 6（Liu et al.(2014)）の非線形解析との推定の比較

参考文献

[1] 茶谷　彰紀・　他、　日本機械学会「D&D2022」　214、2022
[2] 気象庁強震観測データ(https://www.data.jma.go.jp/svd/eqev/data/kyoshin/jishin/index.html) (2022/8/4:閲覧)

*Akinori Chatani[1], Yasuki Ohtori[1] and Masato Nakajima[2]
[1]Tokyocity Univ., [2]Central Research Institute of Electric Power Industry.

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

[2D01-07] Detector Development

Chair:Tadahiro Kin(Kyushu Univ.)

Tue. Mar 14, 2023 10:00 AM - 11:55 AM Room D (12 Bildg.2F 1222)

[2D01] Development of fast response detection system for non-destructive analysis using neutron

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

10:00 AM - 10:15 AM

[2D02] Development of omni-directional directional detectors (FRIE)

*Tatsuo Torii[1], Takeshi Sugita[2], Miyuki Sasaki[3], Yukihisa Sanada[3] （1. Fukushima Univ. , 2. SSL, 3. JAEA）

10:15 AM - 10:30 AM

[2D03] Development of omni-directional directional detectors (FRIE)

*Miyuki Sasaki[1], Ykihisa Sanada[1], Tatsuo Torii[2] （1. JAEA, 2. Fukushima Univ.）

10:30 AM - 10:45 AM

[2D04] Development of omni-directional directional detectors (FRIE)

*Yukihisa Sanada[1], MIyuki Sasaki[1], Nobuyuki Miyazaki[2], Tatsuo Torii[3] （1. JAEA, 2. Clear Pulse, 3. Fukushima Univ.）

10:45 AM - 11:00 AM

[2D05] Validation of a spectrometer for the Measurement of epithermal neutrons with a beam neutron source

*Yu Fujiwara[1], Shingo Tamaki[1], Sachie Kusaka[1], Fuminobu Sato[1], Isao Murata[1] （1. Graduate School of Osaka University）

11:00 AM - 11:15 AM

[2D06] Development Position-Sensitive Gaseous Radiation Detector Based on Glass Gas Electron Multiplier

*HAMDAN MOH[1], Yuki Mitsuya[1], Kenji Shimazoe[1], Hiroyuki Takahashi[1] （1. The University of Tokyo）

11:15 AM - 11:30 AM

[2D07] Development of activation detector for quantity of long-term D-T neutron irradiation

*Minwoo Han[1], Ryota Eguchi[1], Yoshihide Iwanaka[2], Fuminobu Sato[1], Isao Murata[1] （1. OSAKA Univ., 2. KYOTO Univ.）

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

中性子を用いた非破壊分析法のための高速応答中性子検出システムの開発

Development of fast response detection system for non-destructive analysis using neutron

*前田　亮[1]，藤　暢輔[1]
[1]原子力機構

中性子を用いた非破壊分析では、検出器の応答を高速化することで検出限界の向上など様々な恩恵が得られるため、シンチレータとゲート型デバイダ回路を用いた光電子増倍管で構成される高速応答中性子検出器の開発に取り組んでいる。本発表では、開発した試作検出器の概要と基礎性能試験の結果について報告する。

キーワード：中性子，非破壊分析，液体シンチレータ，ゲート型デバイダ回路

1. 緒言

中性子を利用した非破壊分析では、高速応答が可能で中性子とガンマ線の弁別ができる液体シンチレータが注目されている。特に、非破壊分析において検出器の高速化を達成すれば、検出限界の向上や測定時間の短縮などが期待できる。しかし、パルス中性子を利用する非破壊分析手法では、パルス発生直後の高線量下において液体シンチレータが窒息現象を起こしてしまうという課題があった。一例として高速中性子直接問いかけ(FNDI)法の適用結果を示す。FNDI 法ではパルス中性子(問いかけ中性子)を試料に照射し、発生する核分裂中性子を測定する事で試料中の核物質量を計測する(図 1)。核分裂中性子成分の減衰の傾きは試料材質に依存し、試料中に中性子吸収材が含まれると減衰が速く、核分裂中性子成分が問いかけ中性子成分に埋もれてしまい、核物質が計測できなくなる。問いかけ中性子成分は中性子検出システムの応答速度に依存するため、これを高速化することでシステムの検出限界を向上させることが可能である。図 2 は液体シンチレータを利用した FNDI 法の測定結果であり、パルス中性子発生後、中性子計数は 10 μs で最大となり、検出器の窒息のため 20 μs 付近で大きく減少している。このようにパルス中性子を利用する手法では検出器の窒息現象によって検出性能が制限されてしまうなどの問題がある。

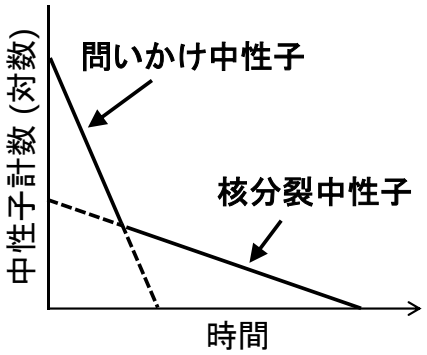


図 1 FNDI 法における中性子検出事象の時間分布

2. 高速応答中性子検出器の試作

シンチレータ検出器の窒息現象は、光電子増倍管(PMT)にゲート型デバイダ回路を適用することで抑制できる。PMT は、印加された高電圧により増幅し電気信号として出力するが、ゲート型デバイダ回路は、この高電圧を高速制御することでオン/オフを瞬時に切り替える仕組みを備えており、それにより窒息現象の発生を抑制する。しかしながら、ゲート型デバイダ回路は現在市販されていないため、試作回路を設計・製作して、基礎性能試験を実施した。本発表では、このゲート型デバイダ回路付き PMT の概要、及び試験結果などについて報告する。

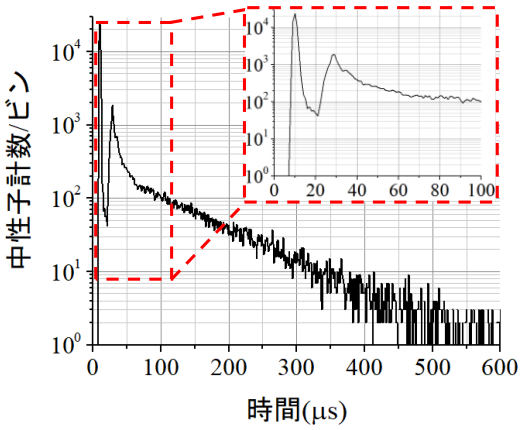


図 2　液体シンチレータを用いた FNDI 法による測定結果

*Makoto Maeda[1], Yosuke Toh[1]
[1]JAEA

全方位指向性検出器（FRIE）の開発
(1) 検出器の設計とその特性

Development of omni-directional directional detectors (FRIE)

(1) Detector design and its characteristics

*鳥居 建男[1]，杉田 武志[2]，佐々木 美雪[3]，眞田 幸尚[3]

[1]福島大，[2]科学システム研，[3]JAEA

フラクタル形状である Sierpinski の四面体型の放射線検出器 FRIE (Fractal Radiation Imaging Element) を開発した。この形状のフラクタル次元は 2 であることから全方位に対してほぼ同感度で効率的に計数し、個々のセンサーの計数率から放射線の入射方向の把握が可能となる。本シリーズ発表では、その特性と放射線分布の解析、福島県浜通りの帰還困難区域におけるフィールド測定試験について述べる。

キーワード：フラクタル形状、放射線イメージング、β・γ線測定

1. 緒言

放射線分布のイメージングは、放射線源の位置や強度の特定が必要な場で有用となる。特に、複数のβ・γ線源が３次元的に混在する場では、4π方向に検出できる測定器の開発が期待される。そこで、自己相似形である Sierpinski の四面体形状の放射線検出器を開発した。16 個の正四面体 GAGG シンチレータを放射線センサーとし、センサー間に 5 個の正八面体の重金属(鉛)を、また各シンチレータの下部に 3mm 角の Si-PM を配置している。

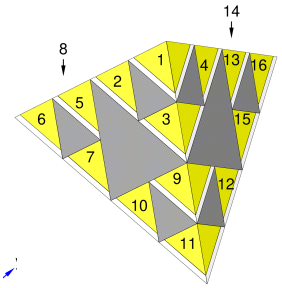


Fig.1 正四面体の 16 個の GAGG シンチレータを Sierpinski の四面体構造に配置し、間に鉛の遮蔽体を充填

2. 検出器の特性

本検出器は 1 辺が 12mm の正四面体の 16 個のセンサーを 3 次元的に組み上げ（Fig. 1）、各センサーの総計数率はどのような入射方向でもほぼ同感度であるが、センサー間に鉛が充填されているため、個々のセンサー感度は放射線の入射方向によって異なる。この特性を利用することで、あらゆる方向の入射放射線の強度が判別できる。まず、機器設計のため検出器の方向特性を Phits を用いて解析し、γ線源（^{137}Cs）とβ線源（^{90}Sr）を用いた照射試験により、実験的にもその感度を把握した。その結果、解析と照射試験の結果はよく一致した (Fig. 2)。また、βγ線に対する特性の違いから、それぞれの入射方向を同時に弁別し測定することが可能である。

3. 結論

本研究では、試作機について実験解析を行うとともに、放射線分布の逆解析、帰還困難区域において測定試験を実施した。また、2 号機の設計製作と特性試験を行なった。本発表では、シリーズ発表の 1 本目としてこれらの検出器の特性について報告する。

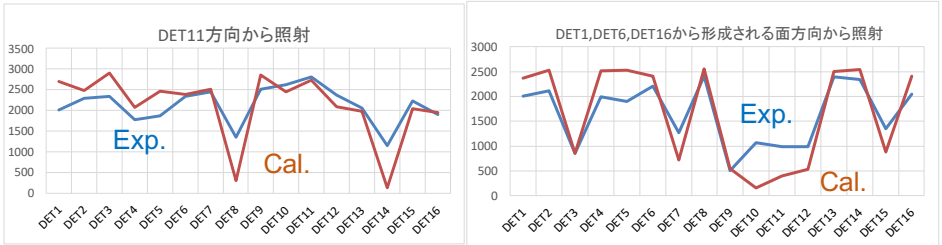


Fig.2 γ線源(^{137}Cs)を稜線方向から照射した場合（左）と面方向から照射した場合（右）の各センサー（DET1~16）の応答特性の計算値と実験値の比較。

＊本研究は、福島県「地域復興実用化等促進事業」（2021 年度）補助金「廃炉・除染を促進する小型かつ軽量な全方位放射線イメージングシステムの開発」の支援を得て実施している。

---

*Tatsuo Torii[1], Takeshi Sugita[2], Miyuki Sasaki[3], and Yukihisa Sanada[3]

[1]Fukushima Univ., [2]Science System Lab., [3]JAEA

全方位指向性検出器（FRIE）の開発
（2）逆問題解析を用いたイメージングアルゴリズム

Development of omni-directional directional detectors (FRIE)
(2) Imaging algorithms using inverse problem analysis.

*佐々木 美雪[1]，眞田 幸尚[1]，鳥居 建男[2]
[1]JAEA，[2]福島大学

本発表では、シリーズ発表の 2 番目として、1 辺が 12mm の正四面体形状の検出器 16 個で構築された FRIE 検出器を用いた放射線測定における、逆問題解析を用いたイメージングアルゴリズムについて紹介する。
キーワード：フラクタル形状、環境放射線、イメージング、逆問題解析

1. 緒言

FRIE 検出器は、あらゆる方向から入射する放射線に対して、同等の感度を有するとともに、個々の検出器の応答特性の違いから放射線の飛来方向を特定する放射線検出システムである。本発表では FRIE の特性を生かした、放射能分布イメージングを行うための新たな逆問題解析アルゴリズムを紹介する。逆問題アルゴリズムには Map-EM を応用した手法を採用し、各検出器の感度差から方向ベクトルをアルゴリズムに取り入れることにより高精度化を実現した。シリーズ発表の 2 番目として、FRIE の検出シミュレーションをもとにγ線イメージングを再構成した結果について報告する。

2. 解析方法

解析には Map-EM に各検出器の感度差から作成した方向ベクトルを加味した手法（DV-EM）を用いた。PHITS を用いたシミュレーションを用いて、DV-EM による放射能分布の推定精度を評価した。方向ベクトルを加味した DV-EM と、方向ベクトルを加味しない手法で解析を行い、各推定結果を比較評価した。

3. 結果と考察

Fig.1 は二つの点線源位置と放射能強度を、逆問題解析を使用して推定した結果である。Fig.1 に示すように、方向ベクトルを加味した解析（DV-EM）では、加味しなかった場合に比べて、二つの点線源をより弁別できるようになった。発表では、より定量的に推定結果を評価した結果を示す予定である。

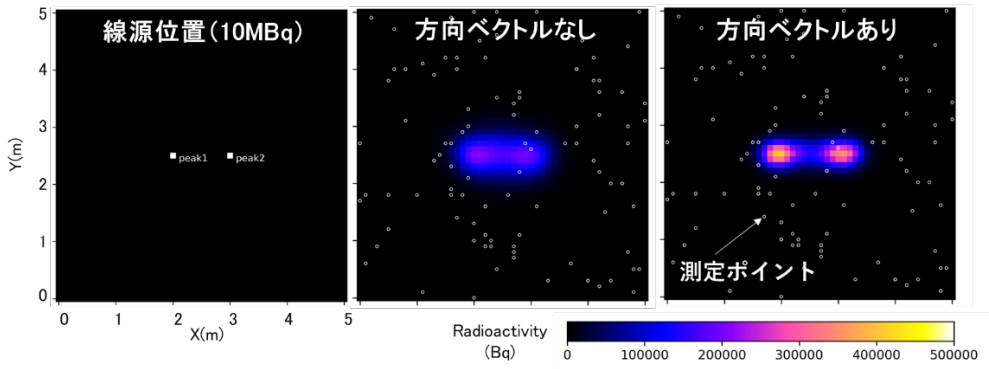


Fig.1 逆問題解析を用いて放射能分布を推定した結果

*本研究は、福島県「地域復興実用化等促進事業」（2021 年度）補助金「廃炉・除染を促進する小型かつ軽量な全方位放射線イメージングシステムの開発」の支援を得て実施している。

---

*Miyuki Sasaki[1], Yuhikisa Sanada[1] and Tatsuo Torii[2]
[1]JAEA, [2]Fukushima Univ.

全方位指向性検出器 (FRIE) の開発
(3) 環境中でのフィールド試験

Development of omni-directional directional detectors (FRIE)
(3) Field trials in the environment

*眞田 幸尚[1]，佐々木 美雪[1]，宮崎 信之[2]，鳥居 建男[3]
[1]JAEA，[2]クリアパルス，[3]福島大

本発表では、シリーズ発表の 3 番目として、1 辺が 12mm の正四面体 GAGG 検出器 16 台で構築した FRIE 検出器の試作機を用いて表面線量率が 10 μSv/h 以上ある環境中でのホットスポット周辺で放射線分布の測定データを取得し、再構成される画像の精度を比較した結果について報告する。
キーワード：フラクタル形状、環境放射線、イメージング、フィールド測定

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故以来、コンプトンカメラをはじめとする様々な放射線イメージングシステムの開発が行われている。既存のコンプトンカメラやピンホール型のカメラのような 2 次元の計測ではなく、360 度方向の測定を可能とする検出器としてフラクタル形状を用いた検出器 (FRIE) を開発した[1]。また、この検出器の特性に合わせて、逆問題解析手法を最適化することで、3 次元の放射線画像再構成を実現している[2]。ここでは、シリーズ発表の一環として、本検出器システムを用いた環境中でのフィールド試験結果について報告する。

2. データ取得方法と解析

フィールド試験場所として、1F 周辺の平均 1-2 μSv/h の駐車場跡地を選定した。本フィールドは森林に囲まれており、森林との境界には高さ 1m 地点での空間線量率が 10 μSv/h を超えるいわゆるホットスポットが存在する。本フィールドにおいて、FRIE 検出器の試作機を配置し、9 地点で 300 秒の測定を実施した。GAGG 検出器 16 台のスペクトルデータは、エネルギー校正を行い、Cs-137 の直接線に相当する ROI の計数率を記録した。放射線情報と共に、デプスカメラ (Intel 社製 RealSense) を用いて、地形や樹木の 3D データを構築した。この情報から検出器と線源の距離関係を算出し、独自に開発した Map-EM を応用した逆問題解析手法を用いて放射線分布を再構成した。

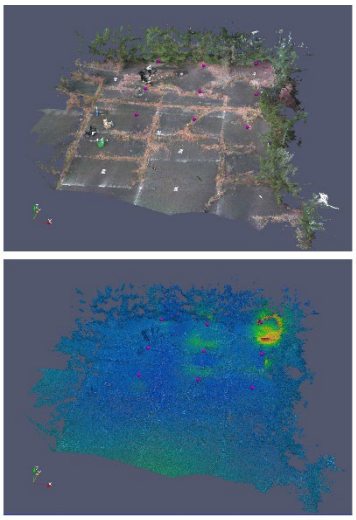


Fig.1 試験フィールドのフォトグラメトリによる 3D マップと FRIE による相対放射線強度マップ

3. 結果と考察

フィールド試験結果の例を Fig.1 に示す。図の着色は相対的な放射能の強度を示している。このように、3 次元の放射線分布を構築できた。サーベイメータで細かく測定し、特定したホットスポットの位置とよく一致した。発表では、表面の放射性セシウムの放射能の測定結果と定量的に比較した結果について示す予定である。

参考文献

[1] 鳥居建男ら，日本原子力学会 2022 年秋の大会, 2022
[2] M. Sasaki et al., 4th JSST 2022, 2022

---

*Yuhikisa Sanada[1], Miyuki Sasaki[1], Nobuyuki MIyazaki[2] and Tatsuo Torii[3]
[1]JAEA, [2]ClearPulse, [3]Fukushima Univ.

ビーム中性子源を用いた熱外中性子測定用スペクトロメータの妥当性検証

Validation of a spectrometer for the Measurement of epithermal neutrons with a beam neutron source

*藤原　悠，玉置　慎吾，日下　裕江,佐藤　文信，村田　勲[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

我々は、熱外中性子領域のエネルギースペクトルについて、^{3}He を導入した位置敏感型比例計数管を用いた新しい測定手法を開発している。この手法の検証のために必要なビーム中性子源の設計と製作を行った。
キーワード：中性子計測，ビーム整形アセンブリ，放射線治療，ホウ素中性子補足療法

1. 緒言

我々は熱外中性子領域のエネルギースペクトルについて、位置敏感型比例計数管を用いた新しいスペクトロメータの開発を進めている [1]。熱外中性子領域のエネルギースペクトルは、新しい放射線がん治療「ホウ素中性子捕捉療法」の治療効果測定、患者の線量把握に必要なものである。先行研究の結果から、スペクトロメータの検証のためにビーム状の中性子源を製作することが必要であることが明らかになった [2]。

2. ビーム状中性子源の設計

スペクトロメータの検証実験の体系を図1に示す。本研究では新たにプリコリメータを導入することで、ビーム状の中性子源を製作することを試みた。①プリコリメータの材料、②プリコリメータの幅、③プリコリメータの穴径、④熱外カラムとの距離の 4 つのパラメータについて検討を行った。

3. 結果

シミュレーション計算の結果をもとに製作したプリコリメータの立面図、平面図を図 2 に示した。なお、シミュレーションに基づく設計結果は表 1 に示した。

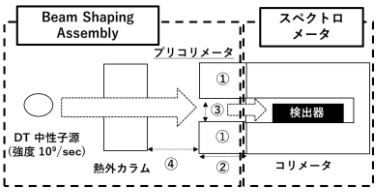


図1：検証実験の体系イメージ図

図2：プリコリメータの立面図、平面図

表1：プリコリメータを構成する4つのパラメータ

①材質	②幅	③穴径	④距離
ポリエチレン	70 cm	1.6 cm	3 m

参考文献

[1] I, Murata, H.Miyamaru: Low-energy neutron spectrometer using position sensitive proportional counter -Feasibility study based on numerical analysis Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A 589,445-454(2008)

[2] Y. Osawa, S. Imoto, S. Kusaka, F. Sato, M. Tanoshita, I. Murata: Development of An Epi-thermal Neutron Field for Fundamental Researches for BNCT with A DT Neutron Source (2017).

---

*Yu Fujiwara, Shingo Tamaki, Sachie Kusaka, Fuminobu Sato, Isao Murata[1]

[1]Osaka Univ., [2]Quantum reaction engi Lab.

Development Position-Sensitive Gaseous Radiation Detector Based on Glass Gas Electron Multiplier

*Moh Hamdan[1], Yuki Mitsuya[1], Kenji Shimazoe[1], Hiroyuki Takahashi[1]
[1]Department of Nuclear Engineering and Management, School of Engineering,
The University of Tokyo

Abstract

In many cases, Gas Electron Multipliers (GEMs)-based gas detectors are widely utilized for imaging purposes. In this work, an imaging detector is developed by integrating a Glass Gas Electron Multiplier (G-GEM) detector with a charge division readout system based on dynamic Time Over Threshold (dToT). Characterization results and imaging demonstrations using X-ray and Beta rays show that the detector is promising for application in radiation imaging systems.

Keywords: Glass Gas Electron Multiplier, Charge Division Readout, Dynamic Time Over Threshold

1. Introduction

Micro Pattern Gas Detectors (MPGDs)-based detectors that utilize Gas Electron Multipliers (GEMs) are widely utilized to obtain a large sensitive area. The implementation of individual readout has been widely applied as a readout anode. However, the complexity, power consumption, and construction cost will increase especially in the accompanying readout electronics for large are applications. In this work, the Photosensitive Etchable Glass (PEG3 or PEG3C) Glass Gas Electron Multiplier (G-GEM) was chosen in consideration of its capability to be developed as a large-area detector. In addition, the high gain without a cascade system provides its own advantages. Charge division readout utilizing 2D continuous resistive films was implemented mainly due to their simplicity for large sensitive areas in the future while maintaining their spatial resolution performance. The linearity of dynamic Time Over Threshold (dToT) is a special consideration to accurately resolve the interaction position in the implementation of the charge division scheme [1]. First, the gain and energy resolution of the detector will be characterized followed by a demonstration of imaging with X-ray and Beta ray. The test results show the promising potential of the detector as an imaging system.

2. Materials and Methods

The PEG3C GEM substrate has sensitive areas of 100 100 mm^2. The thickness, hole size, and hole pitch are 680 µm, 170 µm, and 280 µm respectively. The G-GEM was placed inside the chamber between the aluminized Kapton cathode and readout anode with gaps of 5 mm and 3 mm, respectively. The chamber window was made of Kapton foil. GEM was supplied with Ar/CH_4 (90/10) or Ar/CF_4 (90/10) gas in gas flow mode with a flow rate of 20 mL/min and a pressure of 0.1 MPa. The GEM is read by a 2D continue resistive film with a charge division scheme readout board connected to a charge-sensitive preamplifier, shaping amplifier, dynamic time over the threshold, and DAQ system for each output channel as shown in Fig. 1(a). The coincidence time window of 20 µs was scanned to optimally retrieve real events and separate false events that generally originate from discharge phenomena in G-GEM holes. The effective gain characteristics and radiation distribution of the collimated beta ray from the ^{90}Sr radiation source in the center of the window were evaluated as the preliminary result.

3. Results and Discussions

The first result was the effective gain of the G-GEM as a function of the voltage difference of the G-GEM electrodes (ΔVG-GEM) which is shown in Fig. 1(b). The effective gain reached a value of up to 1.7×10^4 before a severe spark. This value is much higher than the gain of the standard GEM and comparable to its triple cascade. The second result was the radiation distribution of the beta ray from the ^{90}Sr radiation source using a 3.5 mm Cu collimator that shows an almost centered circular distribution of radiation as shown in Fig. 1(c). However, the spreading of smaller events appears with a much lower count. This is due to the wide energy distribution of ^{90}Sr from low energy to its maximum value at around 2.2 MeV.

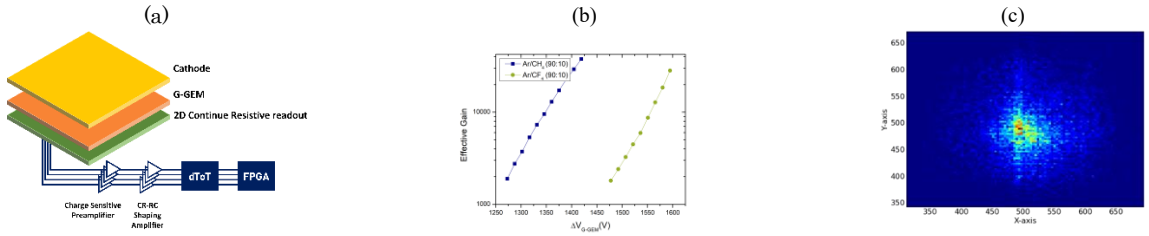


Fig. 1. (a) Imaging detector using PEG3C G-GEM; (b) Gain calibration using 5.9 keV of ^{55}Fe source; and (c) Beta ray distribution from collimated ^{90}Sr.

4. Conclusion

G-GEM-based imaging detector has been successfully developed by utilizing charge division readout and dToT-based signal processing. The gain characteristics of order 10^4 without cascade with 23% of energy resolution are very promising to be utilized for low-energy nuclear radiation imaging systems. The imaging demonstration using a beta ray from a ^{90}Sr radiation source also shows a reasonable result.

References:

[1] K. Shimazoe et al., *"Dynamic Time Over Threshold Method"*, IEEE trans. On Nuc. Sci, Vol59. No.6. pp3213-3217, 2012.

Development of activation detector for quantity of long-term D-T neutron irradiation

* Minwoo Han[1], Ryota Eguchi[1], Yoshihide Iwanaka[2], Fuminobu Sato[1] and Isao Murata[1]

[1]Osaka Univ., [2]Kyoto Univ.

Abstract

We are developing an activation detector to monitor the total irradiation amount for a long-term. In this study, we considered beta-ray and investigated optimal material for the detector in case of 1 year and 20 years of irradiation. As a result, ^{158}Tb with a half-life of 180 years was selected. In the conference, we will report the details of the selection process and the D-T beam irradiation experimental result of ^{158}Tb.

Keywords: Activation detector, 14MeV neutron, Activation foil method, Nuclear fusion

Introduction

Nuclear fusion is expected to serve as a major energy source in the future[1], and much research has been performed. Among these studies are neutron irradiation experiments for fusion reactors to develop materials for nuclear fusion reactors. In neutron irradiation experiments, it is necessary to measure the fluence of neutrons to evaluate the damage brought on to materials of the fusion reactor caused by neutrons[2].

For this purpose, the Activation foil method using Nb has been adopted. However, Nb has a short half-life of 10 days; hence, unsuitable for long-term irradiation measurements such as International Thermonuclear Experimental Reactor (ITER) research, which can take years.

Therefore, developing an activation detector for long-term irradiation has become necessary. The author's team is developing an activation detector to monitor the total irradiation amount in the long-term, and we searched for gamma-ray emissions nuclides in previous studies[3].

In this study, we assessed beta-ray to examine any improvements in detection efficiency and explored optimal materials for the detector in the case of 1 year and 20 years of irradiation, similar to previous studies.

Conclusion

As a result, ^{103}Rb was apt for 1-year irradiation and ^{158}Tb appeared suitable for irradiation longer than one year.

In the following experiment, we made a model of an activation detector using ^{158}Tb to confirm its measurability of beta-ray and effectiveness.

In conclusion, this study proved that developing a novel, more effective activation detector is feasible.

References

[1] 資源エネルギー庁 エネルギー白書第2部 エネルギー動向 第 2 章 国際エネルギー動向 http://www.enecho.meti.go.jp/about/whitepaper/2021/pdf/2_2.pdf, (2021)

[2] 日本原子力学会 核融合工学部会 連載講座 よくわかる核融合炉のしくみ 第７回 核 融合炉を成立させる最適な材料 —過酷な照射条件に耐える新材料の開発最前線 東北大学 長谷川 晃， 日本原子力研究所 土谷 邦彦，石塚悦男

[3] 江口遼太 「長期間 DT 中性子照射用放射化検出器の提案」

General Meeting

[2D_GM] The 68th General Meeting of International Nuclear Information Network

Tue. Mar 14, 2023 12:05 PM - 12:55 PM Room D (12 Bildg.2F 1222)

[2D_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Tue. Mar 14, 2023 12:05 PM - 12:55 PM Room D)

[2D_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

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

[2D_PL] Global Nuclear Power Trends in the Energy Crisis

Chair:Kenichi Ishikawa(UTokyo)

Tue. Mar 14, 2023 1:00 PM - 2:30 PM Room D (12 Bildg.2F 1222)

[2D_PL01] Global Nuclear Power Trends in the Energy Crisis

*Yuji Kuroda[1] （1. JEPIC）

©Atomic Energy Society of Japan

2023年春の年会

海外情報連絡会セッション

エネルギー危機による世界の原子力情勢の変化

Global Nuclear Power Trends in the Energy Crisis

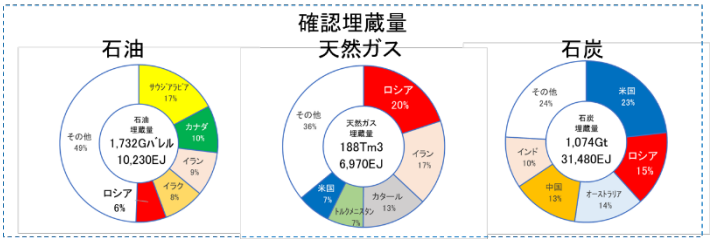
*黒田　雄二[1]

[1]（一社）海外電力調査会

1. はじめに

- 2022年2月に始まるロシアによるウクライナへの侵攻（以下、ウクライナ侵攻）は世界に大きな影響。
- ロシアは世界有数の資源国であるため、西側諸国は、ロシアからのエネルギー依存からの脱却に懸命。
- また、ロシアは原子力分野においても世界一の強国。このため、ロシアに依存する西側諸国は、そこからの脱却にも着手。
- 一方、ウクライナ侵攻は世界的にエネルギー安全保障の重要性を喚起し、原子力は気候変動に対する役割に加え、同観点からの期待が上昇。
- 本講演では、ウクライナ侵攻によるエネルギー危機の状況、および世界のエネルギーや原子力情勢の変化について説明。

2. ロシアによるエネルギー危機



2-1. エネルギー強国 ロシア

- ロシアは世界有数のエネルギー資源国。化石燃料（石油、天然ガス、石炭）を豊富に保有し、生産量も多い。
- 世界、特に欧州は、ロシア資源に依存している状況。

2-2. 原子力強国 ロシア

- ロシアは世界一の原子力強国でもある。
- ロシア型原子炉や原子燃料の輸出において大きな競争力。
- 先進的原子炉等の開発においても世界の先頭を走る。
- 海外進出も積極的。

2-3. ウクライナ侵攻による世界への影響

- 西側の経済制裁により、ロシアとの交易、特にエネルギー貿易に大きな影響。
- 欧州へのガス供給の制限などにより、世界の化石燃料価格、卸電力価格が急上昇。
- 各国はエネルギー安全保障の重要性を再認識し、ロシア資源への依存からの脱却、ロシアの影響の緩和策／代替策の実施へ。

ロシア型原子炉の海外輸出状況
（2022年1月現在）

地域	国名	発電所基数			
		運転	建設	計画	計
ロシア		34	3	11	48
CIS	ベラルーシ	1	1	0	2
	ｳｽﾞﾍﾞｷｽﾀﾝ	0	0	2	2
西欧	フィンランド	2	0	1	3
東欧	ウクライナ	15	2	0	17
	スロバキア	4	2	0	6
	アルメニア	1	0	0	1
	チェコ	6	0	0	6
	ブルガリア	2	0	0	2
	ハンガリー	4	0	2	6
アジア	中国	4	2	4	10
	ﾊﾞﾝｸﾞﾗﾃﾞｼｭ	0	2	0	2
	インド	2	4	0	6
中東	トルコ	0	3	1	4
	イラン	1	1	1	3
ｱﾌﾘｶ	エジプト	0	0	4	4
国外合計		42	17	15	74

出所：原産協会（2022年）

* Yuji Kuroda[1]

[1] Japan Electric Power Information Center, Inc.

3. 欧州等の危機への対応

3-1. エネルギー分野

- 欧州（EU27 カ国）はエネルギーの多くをロシアに依存。このため、ここからの脱却が喫緊の課題。2022 年 5 月に「REPowerEU Plan」を策定し、省エネ推進、エネルギー効率の向上、エネルギー調達の多様化、再生可能エネルギー（再エネ）の導入促進。
- ドイツは、ガス調達先の多様化、LNG 輸入ターミナル、浮体式 LNG 貯蔵・ガス化設備の新設。また、再エネ導入加速、クリーン水素の普及、ガス備蓄制度整備、石炭火力の延命、さらに、2022 年末に閉鎖予定だった原子炉 3 基の期限を 2023 年 4 月まで延期。
- 英国は、再エネ加速に加えて、原子力開発を強化。原子力発電比率を 16%から 25%へ。

3-2. 原子力分野

- 米国は、原子燃料供給、特に濃縮でロシアに依存。小型モジュール炉（SMR）開発に必要な高い濃縮度のウラン（HALEU）がロシアしか商業的に生産できないという大きな課題を抱える。
- このため、米国内での濃縮技術の開発を急ぐ。
- 欧州は、ロシア型原子炉が多く、原子燃料の依存度も高い。
- このため、EU 各国は当面禁輸措置を取らないままロシアからの依存脱却を図る。

欧州（EU）原子力におけるロシア依存（2021年）

		単位	EU内合計	ロシア依存度（CIS含）	
原子炉		基	103	18	17%
		万kW	10,490	1,133	11%
燃料	ウラン	tU	11,975	2,358	20%
				(5,273)	(44%)
	転換	tU	12,137	3,039	25%
	濃縮	tSWU	10,290	3,190	31%

出所：ESA(2022)、原産協会(2022)

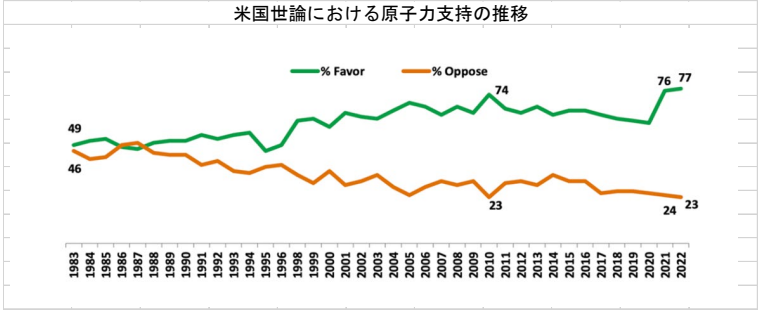
4 今後の展望

4-1. エネルギー情勢

- ロシアによる世界的なエネルギー危機は、S+3E のエネルギー安全保障の重要度を増す。
- 化石燃料からの脱却、再エネの拡大、原子力の活用という展望。
- 国際エネルギー機関（IEA）は 2022 年の World Energy Outlook(WEO)の 3 つのシナリオにおいて、クリーンエネルギーへの転換の加速を予測。
- エネルギー需要に占める化石燃料の割合は 2020 年代半ばから 2050 年にかけて減少。
- 太陽光発電、風力発電、電気自動車、蓄電池、水電解装置などが普及。
- NZE（2050 年ネットゼロ）シナリオでは、2050 年の原子力発電設備は現在の 2 倍以上に。

4-2. 原子力への回帰

- 世界の主要国は原子力の推進強化。脱原子力国、未導入国は、原子力を再評価する動き。
- IEA は 2022 年の特別報告書で、再エネ主体のエネルギーシステムへ確実に移行するために原子力が重要な役割を果たす、と期待。
- 世界各国の世論調査において、いずれの国も原子力への支持が向上。



4-3. 原子力の今後

- IEA は既設原子炉の長期運転を推奨。米国では 80 年運転に向けた許認可が進行中。
- 英国、フランスでは大型炉新設の動き。フランスは「減原子力政策」撤回し、6 基＋αの大型炉新設を検討。英国は今後 10 年程度で 3 プロジェクト（最大 8 基）の新設へ。
- さらに、米国、英国、カナダ等は、小型モジュール炉（SMR）を積極的に開発。
- ロシア、中国も開発しており、運転開始時期で先進国に先行。
- 日本は SMR の開発も必要だが、まずは既設原子炉の再稼働、運転期間の延長を確実にし、新規建設に向かうことが重要。

米国の運転期間延長（2021年8月現在）

運転期間更新なし（40年）	運転期間の更新			
	1回延長（60年）	2回延長（80年）		
		申請予定	審査中	認可済
8基				
70基				
5基				
4基				
6基				
		出所：NRC（2021）		

5. まとめ

- ロシアは化石燃料資源を豊富に保有し、原子力分野も含めて、世界有数のエネルギー強国。
- このため、2022 年 2 月からのロシアによるウクライナ侵攻は、世界のエネルギー情勢に大きな影響。
- ロシアに化石燃料資源を依存する欧州等はこの脱却に向け、取り組みを開始。
- また原子力分野においても、影響の恐れがあり、関係国は同様に脱却に向けた取り組みを開始。
- エネルギー危機により、世界各国はエネルギー安全保障の優先度を上げ、政策的に対応を促進。
- IEA は、この変化は気候変動対策上も良い効果を生むと予測し、原子力発電に、再エネを支える将来の重要な電源として期待。
- 日本は、原子炉再稼働、運転期間延長を確実に果たし、新規建設に向かうことが重要。

世界で先行するSMRプロジェクト

	推進者（代表）	原子炉名	サイト	建設スケジュール(2019～)
米国	UAMPS	VOYGR	アイダホ州INL	
	オクロ	Aurora	アイダホ州INL	＊2022.1.NRC申請却下
	テラパワー	Natrium	ワイオミング州	
	Xエナジー	Xe100	ワシントン州	
	ケイロス・パワー	Hermes	テネシー州	
英国	ロールスロイス	UK-SMR	未定	
	Urenco	U-Battery	未定	
カナダ	OPG、BP	BWRX-300	オンタリオ州（1基）	
	SKP		サスカチュワン州（～4基）	
	NBP	ARC-100	ニューブランズウィック州	
		SSR-W		
	OPG	MMR	オンタリオ州	
	BP	eVinci	未定	
ロシア	ロスアトム	KLT-40S	チュクチ自治管区	
		RITM-200M	チュクチ自治管区	
		RITM-200N	サハ共和国	
中国	華能集団	HTR-PM	山東省威海市	
	CNNC	ACP100	海南省昌江	
	CGN	ACPR50S	（渤海沿岸）	

出所：各種情報より、JEPIC作成

以上

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

[2D08-12] Radiation Analysis Technology

Chair:Kenichi Watanabe(Kyushu Univ.)

Tue. Mar 14, 2023 2:45 PM - 4:05 PM Room D (12 Bildg.2F 1222)

[2D08] Development of rapid and sensitive radionuclide analysis method by simultaneous analysis of β, γ, and X-rays

*Masumi Oshima[1], Jun Goto[2], Takehito Hayakawa[3], Hirofumi Shinohara[1], Katsuyuki Suzuki[1], Yuichi Sano[1], Haifeng Shen[1], Keito Kobayashi[1], Tadahiro Kin[4], Masato Asai[5] （1. Japan Chemical Analysis Ctr., 2. Niigata Univ., 3. QST, 4. Kyushu Univ., 5. JAEA）

2:45 PM - 3:00 PM

[2D09] Development of rapid and sensitive radionuclide analysis method by simultaneous analysis of β, γ, and X-rays

*Takehito Hayakawa[1], Masumi Oshima[2], Jun Goto[3], Katsuyuki Suzuki[2], Haifeng Shen[2], Yuichi Sano[2], Hirofumi Shinohara[2], Tadahiro Kin[4] （1. QST, 2. Japan Chemical Analysis Ctr., 3. Niigata Uni., 4. Kyushu Univ.）

3:00 PM - 3:15 PM

[2D10] Development of rapid and sensitive radionuclide analysis method by simultaneous analysis of β, γ, and X-rays

*Katsuyuki Suzuki[1], Jun Goto[2], Masumi Oshima[1], Haifeng Shen[1], Yuichi Sano[1], Hirofumi Shinohara[1] （1. Japan Chemical Analysis Ctr., 2. Niigata Univ.）

3:15 PM - 3:30 PM

[2D11] Development of rapid and sensitive radionuclide analysis method by simultaneous analysis of β, γ, and X-rays

*Tadahiro Kin[1], Ryohei Takahashi[1], Jun Goto[2], Masumi Oshima[3] （1. Kyushu Univ., 2. Niigata Univ., 3. JCAC）

3:30 PM - 3:45 PM

[2D12] Development of rapid and sensitive radionuclideanalysis method by simultaneous analysis of β, γ, and X-rays

*Keito Kobayashi[1], Yuichi Sano[1], Haifeng Shen[1], Katsuyuki Suzuki[1], Masumi Oshima[1], Hirofumi Shinohara[1] （1. Japan Chemical Analysis Ctr.）

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

β、γ、X 線同時解析による迅速・高感度放射性核種分析法の開発
(1)スペクトル定量法とその１F デブリ中 40 放射性核種分析への適用

Development of rapid and sensitive radionuclide analysis method by simultaneous analysis of β, γ, and X-rays
(1)Spectral determination method and its application to the analysis of 40 radionuclides in 1F debris

*大島真澄[1]，後藤 淳[2]，早川 岳人[3]，篠原宏文[1]，鈴木 勝行[1]，佐野 友一[1]，沈 海峰[1]，小林 慧人[1]，
金 政浩[4]，浅井 雅人[5]
[1]分析セ，[2]新潟大，[3]QST，[4]九州大，[5]JAEA

放射線スペクトルは、試料に含まれる放射性核種スペクトルの和で表されるという第 1 原理を用い、全スペクトルデータの解析から複数核種の同時放射能分析を可能にするスペクトル定量法を開発した。従来１F デブリ中の放射性核種分析は核種毎の峻別化学分離が必要であったが、この方法を用いることで、多核種同時分析が可能になり、化学分離ステップを大幅に簡略化できることを示した。

キーワード：液体シンチレーションスペクトル、γ線スペクトル、スペクトル定量法

1. 緒言

１F デブリ中の中重領域放射性核種はβ線、γ線のみを放出するβ、γ核種と、X 線を放出する EC 核種、これらを複数放出する核種に大別される。従来、液体シンチレーションカウンタ（LSC）により測定したβ、γ、X線スペクトルと、Ge 半導体検出器で測定したγ線スペクトルは、従来個別に解析してきた。我々は今回、これら２種類のスペクトルデータ（B,G データ）に加え 4 台の Ge 検出器を組み合わせた多重γ線検出装置による２次元マトリクス（GG データ）を、一括解析することで、その定量性評価を行った。

2. 実験と解析

実験は Perkin Elmer 社製 Tri-Carb 3110TR 型 LSC 装置を使用し、^{90}Sr, ^{137}Cs 等 16 核種の測定を行った。また、AMETEK 社製 GMX40P4 型相当の Ge 半導体検出器 4 台を用いて、γ核種 8 種のγ線シングルスおよび同時計数スペクトルデータを実測した。実測できなかった核種については、Geant4 放射線シミュレーション計算を行い、全 40 核種の LSC およびγ線標準スペクトルデータベースを作成した。これらの標準スペクトルから、B, G データと、それらを組み合わせた BG, BGGG データを解析し、結果を比較した。

3. 結果と結論

主成分が ^{137}Cs で、他の 39 核種が全て同じ 1%強度で含まれ、全放射能が 10^4 Bq である試料を 10^4 秒測定したことを想定したスペクトルに対する B, G, BG, BGGG の SDM 解析を行い、β核種、γ核種に有利な B,G 解析に対して、BG 解析、BGGG 解析の順に定量精度が優る結果が得られた。異種データを組み合わせる利点が確認された。定量誤差は数 10%以下で 40 核種の同時定量が可能であることがわかった。デブリ中の核種濃度は大きく異なると予想されるため、講演においては、化学分離を併用した解析結果を紹介する。

参考文献

[1] M. Oshima et al., J. Nucl. Sci. Tech. 59:4 (2022) pp. 472-483

本件は、JAEA 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業 JPJA20P20333366 の助成を受けたものです。

*Masumi Oshima[1], Jun Goto[2], Takehito Hayakawa[3], Hirofumi Shinohara[1], Katsuyuki Suzuki[1], Yuichi Sano[1], Haifeng Shen[1], Keito Kobayashi[1], Tadahiro Kin[4] and Masato Asai[4]
[1]Japan Chemical Analysis Ctr., [2]Niigata Univ., [3]QST , [4]Kyushu Univ., [5]JAEA

β、γ、X 線同時解析による迅速・高感度放射性核種分析法の開発
(2) SDM 解析の GAGG シンチレータへの適用性

Development of rapid and sensitive radionuclide analysis method by simultaneous analysis of β, γ, and X-rays
(2) Applicability of SDM method for GAGG scintillator

*早川 岳人[1]，大島真澄[2]，後藤 淳[3]，鈴木 勝行[2]，沈 海峰[2]，佐野 友一[2]，篠原宏文[2]，金 政浩[4]，
[1]QST，[2]分析セ，[3]新潟大，[4]九州大

放射線スペクトルは、試料に含まれる放射性核種スペクトルの和で表されるという第 1 原理を用い、全スペクトルデータの解析から複数核種の同時放射能分析を可能にするスペクトル定量法(SDM 法)を開発した。$Gd_3(Ga,Al)_5O_{12}(Ce)$(GAGG)シンチレータ検出器に、SDM 法を適用して解析を行った。

キーワード：放射性同位体、γ線スペクトル

1. 緒言

検出器内におけるコンプトン散乱のスペクトル部分も含めた全スペクトルを用いる SDM 法が開発された。分析感度・精度は統計に大きく依存するため相対的に分解能が悪くても単位体積あたりのコストパフォーマンスが良いシンチレーション検出器は有力である。そこで、近年開発されている GAGG への SDM 法の適応性について試験を行った。

2. 実験と解析

大きさΦ25.6mm×26.5mm の GAGG 結晶に光電子増倍管（Hamamatsu　R6249）を接続しプレアンプにはテクノ AP 社製の AGP1500 を、波高増幅器には Ortec　572A を用いている。標準試料（セシウム汚染米、JSAC0731）を分析試料として用いた。^{134}Cs、^{137}Cs、バックグランドを計測した。

3. 結果と結論

図 1 に示すように SDM 法を用いて実験スペクトルを良く再現できることが分かった。^{134}Cs、^{137}Cs を定量的に評価でき、SDM 法が有効であることが判明した。

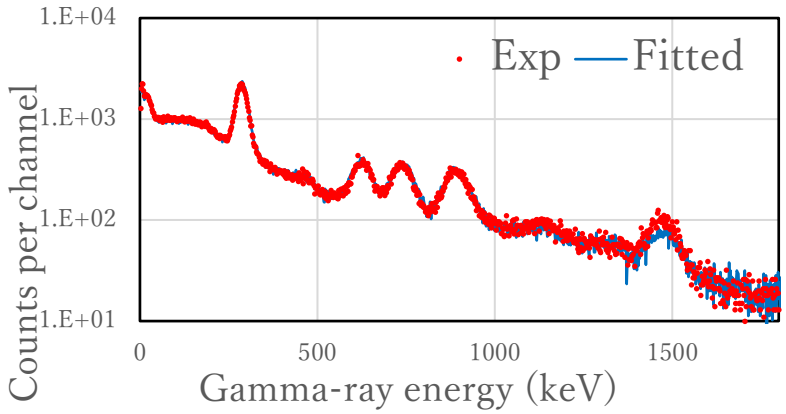


図 1　GAGG のスペクトル

参考文献

[1] M. Oshima et al., J. Nucl. Sci. Tech. 59:4 (2022) pp. 472-483

本件は、JAEA 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業 JPJA20P20333366 の助成を受けたものです。

*Takehito Hayakawa[1], Masumi Oshima[2], Jun Goto[3], Katsuyuki Suzuki[2], Haifeng Shen[2], Yuichi Sano[2], Hirofumi Shinohara[2], and Tadahiro Kin[4]
[1]QST , [2]Japan Chemical Analysis Ctr., [3]Niigata Univ., [4]Kyushu Univ.

β、γ、X 線同時解析による迅速・高感度放射性核種分析法の開発
（3）Convolution 法による LSC 標準スペクトルデータベースの作成

Development of rapid and sensitive radionuclide analysis method by simultaneous analysis of β, γ, and X-rays
(3) Creation of LSC standard spectrum database using simulation data and the convolution method

*鈴木 勝行[1]，後藤 淳[2]，大島 真澄[1]，沈 海峰[1]，佐野 友一[1]，篠原 宏文[1]
[1]分析セ，[2]新潟大

我々はこれまでに、放射線測定スペクトルが複数の核種スペクトルの線形和で表せるという第 1 原理を用いたスペクトル定量法（SDM 法）[1]を開発し、その有効性を実証した。今回、Geant4 による放射線シミュレーション計算とコンボリューション法を組み合わせ、この SDM 法に用いる液体シンチレーションカウンタ（LSC）における標準スペクトルを作成する方法を開発したので、その結果を報告する。

キーワード：スペクトル定量法、液体シンチレーションスペクトル、Convolution 法

1. 緒言

SDM 法の解析には基準となる単核種の標準スペクトルが必要となるが、標準線源が整備されていない核種もあり、全ての核種について実測から標準スペクトルを得ることは困難である。そこで、実測が困難な核種の標準スペクトルを得るため、放射線シミュレーション計算とコンボリューション法を組み合わせ、SDM 法に用いる LSC 標準スペクトルを作成する方法を開発した。

2. 方法

まず、LSC で複数の核種について標準線源の測定を実施し、得られた測定スペクトルに対してクエンチングレベルを指標にそれぞれゲイン変換を行った。なお、LSC 測定は Perkin Elmer 社製 Tri-Carb 3110TR 型 LSC 装置を用いた。次に、放射線シミュレーション計算により求めた測定バイアル中での Energy Deposit スペクトルを畳み込み積分することで、LSC から得られた測定スペクトルを再現する関数（コンボリューションファンクション）を求めた。

3. 結果と考察

標準線源の LSC 測定スペクトル、シミュレーションによるスペクトル及びコンボリューション法で処理したスペクトルを比較したものを図 1 に示す。今回、開発した手法により実測スペクトルを概ね再現できることを確認した。これにより実測が困難な核種（24 核種）の LSC 標準スペクトルを得ることができ、標準線源の実測 16 核種と合わせて 40 核種の LSC 標準スペクトルデータベースを作成した。

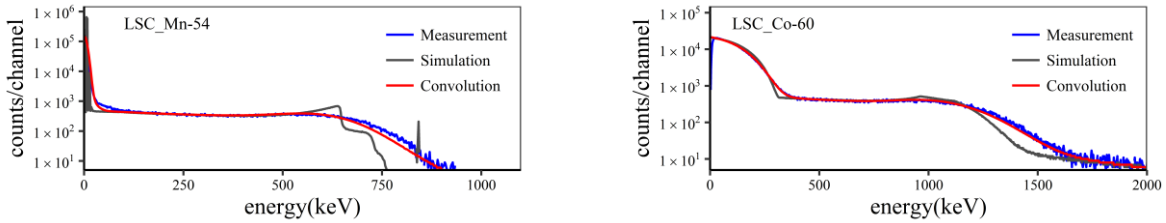


図 1　LSC 測定スペクトル、Energy Deposit スペクトル及びコンボリューション法の比較

参考文献

[1] M. Oshima et al., J. Nucl. Sci. Tech. 59:4 (2022) pp. 472-483

本件は、JAEA 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業 JPJA20P20333366 の助成を受けたものです。

*Katsuyuki Suzuki[1], Jun Goto[2], Masumi Oshima[1], Haifeng Shen[1], Yuichi Sano[1] and Hirofumi Shinohara[1]
[1]Japan Chemical Analysis Ctr, [2]Niigata Univ.

β、γ、X 線同時解析による迅速・高感度放射性核種分析法の開発
（4）機械学習を用いた試料中ガンマ線放出核種の迅速識別

Development of rapid and sensitive radionuclide analysis method by simultaneous analysis of β, γ, and X-rays
(4) Rapid gamma-ray emitter identification by machine learning approach

*金　政浩[1]，高橋　龍平[1]，後藤　淳[2]，大島 真澄[3]
[1]九州大学，[2]新潟大学，[3]分析セ

複数のガンマ線放出核を含む試料に含まれている核種を機械学習モデルの活用で迅速に識別する技術を開発した。識別した核種の情報は、英知事業にて開発した SDM 法の適用時に含まれうる核種として活用することで分析精度を上げることが期待されている。

キーワード：ガンマ線分析，機械学習，核種識別

1. 背景

放射性物質による汚染が疑われるときはゲルマニウム検出器やNaI(Tl)シンチレータによって得られたガンマ線スペクトル上の光電ピークを解析することで、核種の有無をスクリーニングする技術は広く用いられている。本研究では、機械学習モデルによって光電ピーク以外の領域も含むスペクトル全体を解析することで、より迅速にスクリーニングを行える手法の開発を目的とした。

2. 用いた機械学習モデル

開発したモデルの入力データは、Ge 検出器で得られたガンマ線スペクトルそのものである。スクリーニングを行うためには信頼区間解析が必要となるため、放射能$\hat{y}$と同時にその不確かさ$\hat{\sigma}_i$ まで推定可能な以下の Gaussian negative log likelihood loss (GNL loss)を目的関数に採用している。

$$\mathrm{E}_{GNL} = \frac{1}{N}\sum_{i=1}^{N}\frac{(\hat{y}-y_i)^2}{\hat{\sigma}_i^2} + \ln\hat{\sigma}_i^2$$

ただし、Nは学習データ数、y_iは学習データの正解値である。ガンマ線スペクトルの光電ピークやコンプトン端などのスペクトル形状を特徴量として用いることができる畳み込みニューラルネットワーク(CNN)を採用した。

3. 結果・考察

各ガンマ線放出核の放射能について正確度と標準偏差を求めた。どの核種も推定放射能の平均値は正解値と広い放射能範囲でほぼ一致しており、その標準偏差はコベル法による放射能導出の統計的不確かさよりも小さく、迅速に推定できていることがわかった。また GNL loss の不確かさ推定は、不確かさがガウス分布に従うと仮定しているため、正確に推定できているかどうかは信頼区間解析を行うことによって判断した。その結果、核種によってはガウス分布とは一致しないものがあるものの、大きな乖離はなくスクリーニングの指標として推定した不確かさを用いることができる可能性が明らかとなった。

本件は、JAEA 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業 JPJA20P20333366 の助成を受けたものです。

*Tadahiro Kin[1], Ryouhei Takahashi[1], Jun Goto[2] and Masumi Oshima[3]
[1]Kyushu Univ., [2]Niigata University, [3]Japan Chemical Analysis Center

β、γ、X 線同時解析による迅速・高感度放射性核種分析法の開発
(5) SDM 法の精度向上に資する化学分離スキームの検討

Development of rapid and sensitive radionuclide analysis method by simultaneous analysis of β, γ, and X-rays
(5) Investigation of chemical separation scheme for improving accuracy of SDM

*小林 慧人[1]，佐野 友一[1]，沈 海峰[1]，鈴木 勝行[1]，大島 真澄[1]，篠原 宏文[1]
[1]日本分析センター

我々はこれまでに、放射線測定スペクトルが複数の核種スペクトルの線形和で表せるという原理を用いたスペクトル定量法（SDM 法）[1]を開発したが、測定試料中の核種間の濃度レベルの差が大きい場合、低濃度核種の定量精度が悪くなることが有効性の検証の中で分かっている。本発表では、SDM 法の精度向上に資する化学分離スキームの検討結果について報告する。

キーワード：スペクトル定量法、化学分離、核種分析

1. 緒言

放射能分析における化学分離では、基本的に測定の妨害となる核種を取り除き、目的の核種を単離することが求められるが、SDM 法による測定では共存する核種の濃度差が 100 倍以内であれば、10 種程度の核種において±20%以内の定量精度を実現できることが分かっている。一方で、対象とする燃料デブリ中の中重領域放射性核種 (40 核種) は放射能比として最大で 10^8 の開きが想定されることから、目的元素の単離ではなく、濃度差が近い元素ごとにフラクションに分けるという、これまでとは全く異なった化学分離のアプローチが必要である。

2. 実験と解析

SDM 解析の対象となる 28 元素 (40 核種) のうち、H-3, Kr-85, Pm-147, Pm-146, Tc-99 を除く入手可能な 24 元素について、10 種類の分離法〈リンモリブデン酸アンモニウムへの吸着、炭酸塩沈殿、水酸化物沈殿 (NaOH, NH_3)、Sr レジン、Ni レジン、硫化物沈殿 (酸性、塩基性条件)、RE レジン、MetaSEP Analig TE-05 〉における回収率を測定した。実験で求めた回収率 (入手困難な核種については文献値) をもとに SDM 法の精度向上に資する最適な化学分離スキームを検討した。β線及びγ線のエネルギーが近い核種同士はお互いに干渉するため、可能な限り別のフラクションに存在するようにした。

3. 結果と結論

SDM 解析の対象となる 40 核種について、7 つの分離法を経由し 10 フラクションへ分離することで、ほぼ全ての核種について濃度差 100 倍以内を達成し、10%オーダーの定量精度が期待できることがわかった。複数核種を同時定量することにより、経由する分離法及びフラクション数を大幅に削減し、作業を簡略化できることがわかった。

参考文献

[1] M. Oshima et al., J. Nucl. Sci. Tech. 59:4 (2022) pp. 472-483

本件は、JAEA 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業 JPJA20P20333366 の助成を受けたものです。

*Keito Kobayashi[1], Yuichi Sano[1], Haifeng Shen[1], Katsuyuki Suzuki[1], Masumi Oshima[1] and Hirofumi Shinohara[1]
[1]Japan Chemical Analysis Center

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

[2D13-16] New Instruments/New Technology

Chair:Yoshiharu Kitayama(JAEA)

Tue. Mar 14, 2023 4:05 PM - 5:10 PM Room D (12 Bildg.2F 1222)

[2D13] Dynamic Range Estimation of a Low-noise Current Sensitive Preamplifier VIEC

*Ikuo Kanno[1], Junichiro Nishikawa[1], Hideaki Onabe[2] (1. Kyoto Univ., 2. Raytech Corp.)

4:05 PM - 4:20 PM

[2D14] Building a simple analog MCA function on SoC (2)

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

4:20 PM - 4:35 PM

[2D15] Radiation source direction estimation based on self-shielding profile of 3-D multi-pixel detectors

*Atsushi Mukai[1], Hidetake Ebi[1], Minato Kanda[1], Hideki Tomita[1] (1. Nagoya Univ.)

4:35 PM - 4:50 PM

[2D16] Evaluation of crystalline quality of TlBr semiconductor

*Kenichi Watanabe[1], Mitsuhiro Nogami[2], Keitaro Hitomi[2] (1. Kyushu Univ., 2. Tohoku Univ.)

4:50 PM - 5:05 PM

©Atomic Energy Society of Japan

低雑音電流敏感型プリアンプ VIEC のダイナミックレンジ評価

Dynamic Range Estimation of a Low-noise Current Sensitive Preamplifier VIEC

*神野　郁夫[1]，西川　潤一郎[1]，尾鍋　秀明[2]

[1]京都大学，[2]レイテック

低雑音電流敏感型プリアンプ VIEC とそれに補助回路を付加した場合，および従来型の IPA-6 のダイナミックレンジを測定した．また，補助回路付き VIEC を用いて減弱が大きい被検体の CT 撮影を行った．

キーワード：X 線，電流測定，電流敏感型プリアンプ，低雑音，コンピュータ断層撮影．

1. 緒言　コンピュータ断層撮影(CT)の低被ばく化のために，低雑音電流敏感型プリアンプ(電流プリアンプ)VIEC を開発した[1]. VIEC は帰還抵抗を除去した電荷プリアンプの帰還容量電圧変化を電流値とする．帰還容量に替えて図 1 に示す補助回路を用いることでダイナミックレンジを広げることが可能である．補助回路無し/有り VIEC と従来型電流プリアンプ IPA-6 のダイナミックレンジを測定, 比較した. また, 補助回路付き VIEC を用いて CT 測定を行ったので報告する．

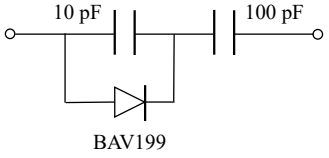


図 1.補助回路.

2. 実験　2-1. ダイナミックレンジ　用いた PIN 型 Si 検出器の寸法は 5×5×0.5 mm である．X 線線量率を電離箱型線量計でモニタした．IPA-6 を読みだす電圧-周波数変換器の最小設定時間 0.1 秒に合わせて，VIEC の測定はデジタルストレージオシロ(DSO)の 0.5 秒画面の中の 0.1 秒, 100 サンプリング点を用いた．測定可能最小電流値は，IPA-6，VIEC ともに暗電流を 10 回測定した標準偏差の 3 倍の値とした．測定可能最大電流値は, IPA-6 では X 線管電流値の関数として測定値が飽和を示す値，VIEC では DSO の電圧変化スロープに測定点が 10 点以上ある中の最大値とした．**2-2. CT 測定**　被検体は直径 3 cm の鉄棒を入れた直径 10 cm のアクリルである．X 線軸に垂直方向に 1 mm ピッチでスキャンし，データを 35 回繰り返し，36 方向測定の CT データとした．

表 1　各前置増幅器のダイナミックレンジ.

前置増幅器	最大値	最小値	ダイナミックレンジ
IPA-6	150 kV, 5 mA 1.14 Gy/min	20 kV, 0.1 mA 2.20 mGy/min	5.2×10^2
VIEC	60 kV, 2 mA 4.06 mGy/min	20 kV, 0.4 mA 0.48 μGy/min	8.5×10^3
VIEC+ 補助回路	60 kV, 15 mA 31.8 mGy/min	20 kV, 0.8 mA 1.01 μGy/min	3.1×10^4

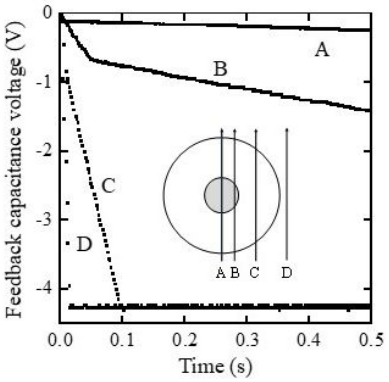


図 2．X 線入射位置と電圧変化.

3．解析　3-1. ダイナミックレンジ　IPA-6，補助回路無し/有り VIEC の最大/最小測定可能電流値の X 線管条件, その時の線量率およびダイナミックレンジを表 1 に示す．補助回路無し VIEC は IPA-6 の 16 倍のダイナミックレンジであり，補助回路有り VIEC は補助回路無し VIEC のそれの約 3 倍であった．3 素子からなる補助回路はリーク電流が高く，測定可能最小電流値が大きくなり，予測した 10 倍よりも小さくなった．**3-2. CT 測定**　X 線が被検体を通過した位置とその場合の DSO で測定した電圧変化を図 2 に示す. B で, ダイオードの順方向電圧約 0.7 V を超えて, 10 pF がバイパスされたことが分かる．B を用いて，A と C および D の電流値を整合的に評価できる．

4. 結論　IPA-6 のダイナミックレンジは 500 程度であり，人体を想定した 30 cm の水の測定に必要な値，約 800 よりも小さい．このため病院の CT ではボウタイフィルタを用い，空気層を通過する X 線を厚いアルミで減弱している．VIEC を使用することでボウタイフィルタが不要となり，人体の体側方向位置に関わらず同じスペクトルの X 線で測定できる．これにより，CT 値を Hounsfield 単位ではなく線減弱係数で表現できる．

[1] I. Kanno, H. Onabe, J. Nucl. Sci. Technol., **58**, 100 (2021).

*Ikuo Kanno[1], Junichiro Nishikawa[1] and Hideaki Onabe[2]

[1]Kyoto Univ., [2]Raytech Corp.

SoC による簡素なアナログ MCA 機能の構築（２）

－試作と評価－

Building a simple analog MCA function on SoC (2)

– Prototyping and evaluation–

*前川　立行

TM RAMS Consulting

プログラマブル SoC を用いたアナログ MCA の機能実装を進めてきた。今回基本 MCA システムを試作し、ADC 性能改善手法を組み込む事で機能・性能面共に実用性を示した。今後更なる機能拡張を進める。

キーワード：放射線計測、システムオンチップ、SoC、多重波高分析装置

1. 基本設計に基づき、実装・試作を実施

プログラマブル SoC（System on Chip）上でアナログ MCA の基本機能を実装する開発を進めている[1)]。前回は、SAR ADC の高速変換特性を活かし、微分値のゼロクロスタイミングでの AD 変換法を提案すると共に、測定とデータ読み出し・制御との競合を回避するための割り込みと DMA を使ったファームウェア構想を報告した。今回この基本設計を元に MCA 機能を実装すると共に、スペクトルのモニタ・制御用として、Python3.8.5/tkinter で Windows10 と Linux(Raspberry Pi OS)の両方で動作する GUI ソフトを作成した。これらにより、スペクトルを常時見ながらプリセット LIVE TIME での PHA 測定ができる機能を実装した。

２．ファームウェア構造の妥当性、測定制御機能・拡張性を確認

MCA については、PC とコマンド・データ送受信を行いながら、ハードウェア割り込みによる測定が同時並行で成立する事の確認により、ファームウェア基本構造の妥当性を検証した。また、PC 側では GUI による測定制御・スペクトルモニタ、LIVE TIME ベースでのプリセット測定など一連の測定制御機能を確認した。更に、測定現場に設置した MCA/RasPi を、VNC 経由で他の端末でモニタ・操作ができる拡張性も確認した。

３．DNL・INL の確認と、AD 変換値のランダマイズビット減算手法により DNL 精度を改良

最も重要な指標である ADC の微分(DNL)・積分(INL)非直線性を評価するために、歪を極力抑えた三角波を入力として DNL を測定した（図 1）。当初設計の 12bitAD 変換+2bit シフトで求めた 10bit DNL は最大値±0.7LSB、標準偏差±0.15LSB となり、ミッシングコードは無いが、チャネル幅の大小が交互に現れる様な特性となった。逐次比較型 ADC としてはごく一般的な性能ではあるが、放射線計測の立場からはできる限り改善しておく事が望ましい。このため、DNL の大小が交互に現れる特徴を利用した新たな平準化手法を検討した。12 ビットから bit シフト＋ランダマイズビット減算を 2 回繰り返す処理を組み込む事で、図中黒線で示す様に最大 0.09LSB、標準偏差 0.04LSB と大幅に改善する事ができた。INL については、DNL 値を逐次積分する事で求められ、フルスケール（1K）に対してずれの最大は 0.3LSB（0.03%FS）と極めて良好な値が得られる事を確認した。

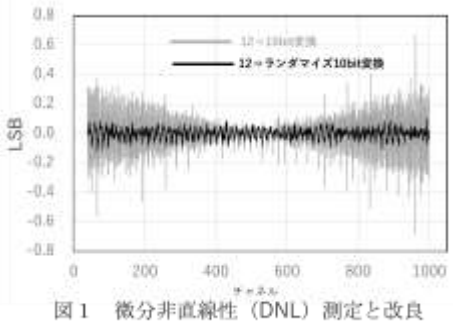


図１　微分非直線性（DNL）測定と改良

３．まとめ

簡素な構成で MCA の基本機能を実現すると共に、VNC 接続による応用の可能性も示した。また、新たな DNL 改善手法により SAR ADC の性能面での改良も実現した。今後更なる拡張についての検討を進める。

参考文献

[1] 前川, [2M20] SoC による簡素なアナログ MCA 機能の構築～基本構想と設計～日本原子力学会秋の大会 (2022)

*Tatsuyuki Maekawa, TM RMAS Consulting.

三次元マルチピクセル型検出器の自己遮蔽プロファイルを用いた線源方向推定法の開発

Development of a method for source direction estimation based on self-shielding profile in 3-D multi-pixel array detectors

*向 篤志[1], 海老 英虎[1], 神田 皆人[1], 富田 英生[1]
[1]名古屋大学

放射性物質を用いた犯罪行為やテロへの対策のため、ガンマ線源探知システムの開発を行っている。本研究では、畳み込みニューラルネットワークを用いて検出器の全計数を使用した線源方向推定手法を構築し、その角度分解能を評価した。

キーワード：線源方向推定, ディープラーニング, 畳み込みニューラルネットワーク

1. はじめに 放射性物質を用いたテロや放射性物質の盗難、紛失への対策のため、ガンマ線源位置・強度を推定するシステムの開発が求められている。これまでに本グループにて開発を行ってきたシステム[1]では、ガンマ線が三次元マルチピクセル型検出器内でコンプトン散乱を起こしたのちに光電吸収される事象に着目した全方向コンプトンイメージングを用いるが、より低い計数で線源情報の取得できれば迅速な線源推定が実現できる。そこで、本研究では、三次元マルチピクセル型検出器の各ピクセルの計数分布に基づく線源方向推定手法を開発し、検証を行った。

2. 検出器の自己遮蔽プロファイルに基づく線源方向推定

三次元マルチピクセル型検出器から離れた位置の点線源より放出されたガンマ線が検出器に入射したとき、各ピクセルの計数はそのピクセルよりも線源方向に近い位置の検出器媒質によって遮蔽されるため、Fig. 1のような特徴的な計数の空間分布（これを自己遮蔽プロファイルと呼ぶ）を生じる。そこで、畳み込みニューラルネットワークを用いて、このプロファイルの形状よりγ線入射方向を推定するモデルを構築した[2]。検出器の各ピクセルの計数分布を入力とし、4π方向の各位置から検出器に入射したガンマ線による計数の割合（線源方向）およびバックグラウンド起因の計数の割合を出力させた。

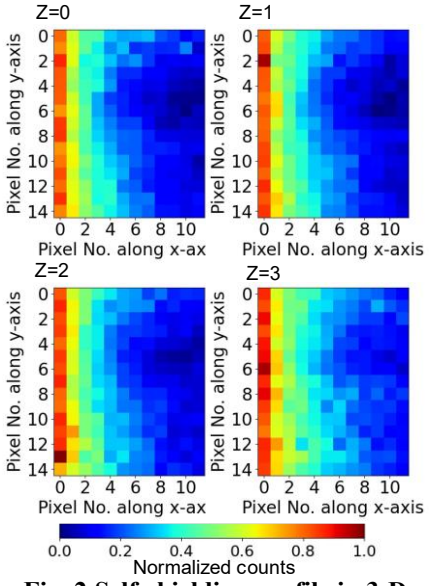


Fig. 2 Self-shielding profile in 3-D multi-pixel array detectors for a ^{137}Cs point source at x,y,z=1000, 0, 0 in mm

3. ガンマ線入射方向推定モデルによる線源方向推定

構築したモデルの検証のため、線源方向推定実験を行った。検出器に対する^{137}Cs点線源（1.8 MBq）の方向を変化させ、各方向で10分間の測定を5回ずつ行い、得られた計数分布を入力としてガンマ線入射方向の推定を行った。線源方向$(\theta, \varphi) = (0.0°,\ 11.3°)$の場合の線源方向推定結果をFig. 2に示す。真の線源方向に対する推定方向の角度差は84.4%が10度以内となると評価された。これにより、本提案手法によるγ線入射方向の推定が実証された。

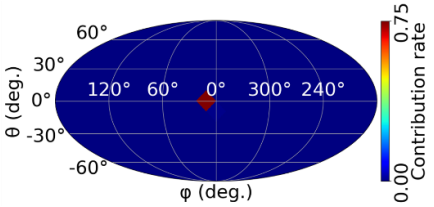


Fig. 1 Source direction estimation for source at $(\theta, \varphi) = (0.0°,\ 11.3°)$

参考文献 [1] H. Tomita *et al.*, 2020 IEEE/SICE International Symposium on System Integration (SII), 18-21.
[2] 向ら, 放射線, *submitted*.

謝辞 本研究の一部は JSPS 科研費 19H00881 の助成を受けたものです。

* Atsushi Mukai[1], Hidetake Ebi[1], Minato Kanda[1], Hideki Tomita[1]
[1] Nagoya Univ.

TlBr 半導体の結晶性の評価

Evaluation of crystalline quality of TlBr semiconductor

*渡辺 賢一[1]，野上 光博[2]，人見 啓太朗[2]

[1]九州大学，[2]東北大学

放射線検出器材料として期待されている TlBr 半導体の結晶性を中性子回折法の一つである中性子ブラッグディップイメージングおよび電子線後方散乱回折法 EBSD を用いて評価した。

キーワード：半導体検出器、TlBr、中性子回折、電子線回折

1. 緒言

TlBr は高い原子番号・密度、ワイドバンドギャップを有する化合物半導体で、室温動作可能かつ高い検出効率を示すガンマ線検出器材料として期待され、開発が進められている。これまで、原料である TlBr の純化プロセスの改良により結晶の質は大きく改善され、CdTe 半導体検出器を凌ぐキャリア移動度 - 寿命積を示すことが報告されている [1]。その結果として 662 keV のガンマ線に対して 1%という高い分解能を示すに至っている。現在乗り越えるべき課題は、デバイス作製における歩留まりの向上であり、安定的に高品質なデバイスを製作可能なプロセスの確立が求められている。結晶育成プロセスは、良質な検出器を製作する上で、最も重要なプロセスの一つであり、結晶がどのように育成されていくかを理解することは非常に重要である。我々の研究グループでは、これまでに、バルク結晶内部の結晶学的情報を取得可能な中性子ブラッグディップイメージング、および試料表面の結晶学的情報を詳細に取得可能な電子線後方散乱回折（EBSD）を用いて、TlBr 結晶の結晶方位分布の観察を進めいる。今回は、両者の比較を通し、結晶育成法と結晶性の関連性について検討する。

2. 実験

観察試料としては、結晶核の成長を促す目的で、先端に細径管部を追加したガラス管を用いて育成した TlBr 結晶を用いた。育成後、厚さ 3mm の円板状試料を切り出した。この試料に対し、EBSD と中性子ブラッグディップイメージングにより結晶方位像を取得した。

3. 結果と考察

Fig. 1 に EBSD および中性子ブラッグディップイメージングにより取得した結晶方位像を示す。両者はそれぞれ表面および結晶内部の情報を示しているが、育成方向に 3 mm 程度であれば良い相関が見て取れることがわかる。今回、試行した結晶育成方法では、一部、多結晶化している部位はあるものの、比較的、広範囲にわたり均一な方位を示す良質な結晶が得られることが示唆された。

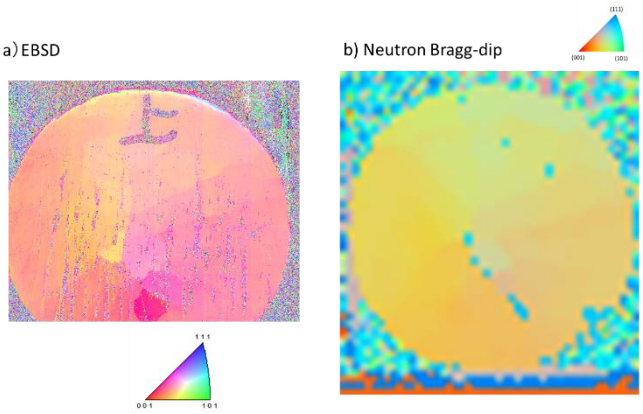


Fig. 1 a) Electron backscatter diffraction and b) neutron Bragg-dip images of a TlBr crystal orientation.

参考文献

[1] K. Hitomi, *et al.*, Nucl. Instrum. Methods Phys. Res. A, **579** (2007) 153-156

*Kenichi Watanabe[1], Mitsuhiro Nogami[2] and Keitaro Hitomi[2]

[1]Kyushu Univ., [2]Tohoku Univ.

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

[2E01-04] Accerelator, Synchrotron Radiation, Laser

Chair:Naoto Hagura(TCU)

Tue. Mar 14, 2023 9:45 AM - 10:50 AM Room E (12 Bildg.2F 1225)

[2E01] Development of remote monitoring systems and human resource for particle accelerators with EPICS

*Noriyosu Hayashizaki[1], Ryo Inoue[1], Daisuke Nagae[1], Takashi Obina[2], Shinya Sasaki[2], Masanori Satoh[2] （1. Tokyo Tech, 2. KEK）

9:45 AM - 10:00 AM

[2E02] Demonstration of UV spectrometer for observation of coherent harmonics

*Fumito Sakamoto[1], Kanta Minamino[1], Heishun Zen[2] （1. NIT Akita College, 2. Kyoto Univ.）

10:00 AM - 10:15 AM

[2E03] GENERATION OF FLAT-LASER COMPTON SCATTERING GAMMA-RAY BEAM IN UVSOR: Experimental Study

*Hideaki Ohgaki[1], Heishun Zen[1], Toshiteru Kii[1], Takehito Hayakawa[2], Toshiyuki Shizuma[2], Yoshitaka Taira[3], Masaki Fujimoto[4], Ali Khaled[1,5] （1. Kyoto University, 2. National Institutes for Quantum Science and Technology, 3. Institute for Molecular Science, National Institutes of Natural Sciences, 4. Aichi Synchrotron Radiation Center, 5. South Valley University）

10:15 AM - 10:30 AM

[2E04] Laser Decontamination and Decontamination Factor Estimation Using Natural Radioisotope Agent

*Eisuke John Minehara[1], Atsushi Kosuge[2] （1. LDD Corporation, 2. JAEA）

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

EPICS を用いた加速器の遠隔監視システム開発と人材育成

Development of remote monitoring systems and human resource for particle accelerators with EPICS

*林﨑 規託[1]，井上 遼[1]，長江 大輔[1]，帯名 崇[2]，佐々木 信哉[2]，佐藤 政則[2]
[1]東工大，[2]KEK

大型加速器施設と異なり，一時的な現場制御で完結してしまう場合も多い大学での，加速器の遠隔制御やEPICS などの制御アプリケーション開発フレームワークに関する人材育成として取り組んだ「大学におけるEPICS を用いた加速器遠隔監視システムの開発」と「EPICS 入門講習会」について報告する。

キーワード：EPICS，加速器，人材育成

1. 緒言

加速器制御は，各機器がもっている性能を十分に引き出して連携させることで，その安定運転や高品質なビーム加速を実現するとともに，人や機器の保護も含む安全管理においても重要な役割を担っている。したがって，加速器システムの大小に関わらず，ハードウェアと制御は不可分な関係にあるが，逆にハードウェアに左右される部分もあることから，大型加速器施設と異なり，一時的な現場制御で完結してしまう場合も多い大学では，加速器の遠隔制御や EPICS（Experimental Physics and Industrial Control System）などの制御アプリケーション開発フレームワークに関わる機会が少ないことから，東工大と KEK が協力して「大学における EPICS を用いた加速器遠隔監視システムの開発」と「EPICS 入門講習会」の取り組みをおこなった。

2. 大学における EPICS を用いた加速器遠隔監視システムの開発

大型加速器施設では多くの機器や装置を遠隔制御しているが，依然として現場での目視が必要なアナログ計器が残っているなど，ディジタル化が遅れている部分もある。すでに商品化されている自動監視システムもあるが，その導入には既存設備のリプレイスや多額の費用が必要な場合も多い。EPICS は様々な機器類をコンピュータで制御できる汎用性を備えているため，既存設備をリプレイスすることなく，遠隔での制御と監視をシステム的に統合できる可能性がある。そこで，大学での加速器遠隔制御や EPICS に関する人材育成の取り組みとして，東工大の大学院生が，東工大や KEK の教職員による指導のもと，既存の汎用制御基板（Raspberry Pi）と市販の Web カメラを組み合わせた「EPICS を用いた加速器遠隔監視システムの開発」をおこなった。具体的には，Web カメラで撮影した既存のアナログ計器の画像から，EPICS を用いて画像処理により自動定量化するシステムを構築した。

3. EPICS 入門講習会

EPICS 入門講習会は KEK 主催で過去に複数開催されているが，2019 年度以降は開催されていなかった。そこで，KEK 加速器科学総合育成事業の支援のもと，全国の大学院生や若手研究者を対象に参加者を募り，新型コロナウイルスの拡大防止対策にも留意しながら，今年 3 月に EPICS 入門講習会を KEK で開催した。EPICS の基礎の講義・実習に加えて，加速器の具体的な遠隔制御も取り上げることで，参加者には加速器の仕組みについても同時に学んでもらうことも狙いながら，2 日間のプログラムで実施した。

本報告の一部には高エネルギー加速器研究機構加速器科学総合育成事業による成果を含みます。

---

*Noriyosu Hayashizaki[1], Ryo Inoue[1], Daisuke Nagae[1], Takashi Obina[2], Shinya Sasaki[2], Masanori Satoh[2]
[1]Tokyo Tech, [2]KEK

コヒーレント高調波の観測に向けた小型高分解紫外分光器の構築

Design of UV spectrometer for observation of coherent harmonics from optical klystron

*坂本　文人[1]，南野　冠汰[1]，全　炳俊[2]
[1]秋田高専，[2]京大エネ研

光クライストロン中を通過する電子ビームと時空間において重なるよう外部からレーザを注入することで，高い時間コヒーレンスを持った高調波を発生する手法があり，この高調波の時間・周波数構造は外部レーザが持つ周波数の位相構造を直接反映している．本研究では 267 nm 近傍の高調波スペクトルを測定するための分光器の検討をおこなった．本発表では測定原理とオフライン試験および性能評価の結果について報告する．

キーワード：アンジュレータ放射光，コヒーレント高調波発生，分光器

1. 緒言

原子分子物理学実験に有用な大きい尖頭光子強度と時間コヒーレンスを持つ高輝度極端紫外（EUV）光を発生させるためには， 2 台のアンジュレータと電子エネルギー分散電磁石で構成される光クライストロンへ電子ビームに重なるよう外部からレーザ光を入射させるコヒーレント高調波発生(CHG)が有力である．この CHG の時間および周波数の構造は外部レーザが持つ周波数の位相構造を直接反映しており, 条件を合わせ込むことによっては極短間隔での 2 色短パルスの発生が可能にもなる. 分子科学研究所電子蓄積リング UVSOR において，チタン・サファイアレーザ（800 nm）と電子ビーム（E = 600 MeV）を用いた紫外域の CHG 発生を計画しており，実験の初段階として 3 次高調波（267 nm）のスペクトル観測を目的とした分光器の構築をおこなった.

2. 分光器の構成と性能評価

UVSOR における電子ビームは 5.6 MHz の周期で蓄積リング内を周回しているのに対し，注入するレーザ光の運転繰り返しは電子ビームに同期した 1 kHz の動作となっている．そのため一般的な CCD 素子を用いた分光器を使用すると，レーザと相互作用していない自発放射光成分が CHG シグナルに比べ大きくなることから，CHG シグナルの観測が困難となることが予想される．そこで，基本構成はツェルニ・ターナ型の分光系を採用しつつ，光検出部にレーザ信号に同期した高速ゲートをかけることが可能な ICCD カメラを設置した体系を構築した．基本構成の概要を図 1 に示す．水銀ランプ光源による波長校正を実施したところ，約 1 nm の分解能が得られることを確認した.

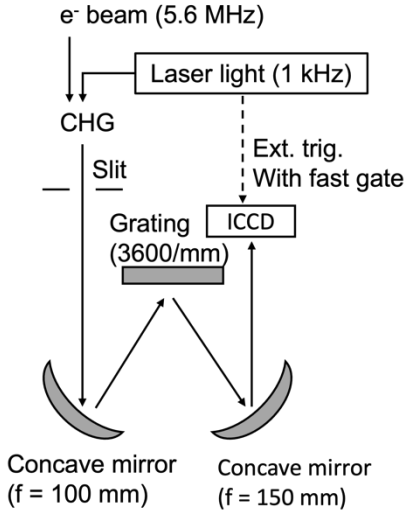


図 1: 分光システムの構成図

3. まとめ

UVSORにおいてCHG発生とその特性評価試験を計画しており，そのための分光器についての検討をおこなった．本発表ではCHG発生原理にも触れ，今後の計画についても報告する.

本研究はJSPS 科研費JP21K12540, JP20H00164 および分子科学研究所協力研究の助成を受けて実施している.

---

*Fumito Sakamoto[1], Kanata Minamino[1] and Heishun Zen[2]
[1]Natinal Institute of Technology, Akita College, [2]Kyoto University

UVSOR における F-LCS ガンマ線ビーム発生に関する研究：実験

GENERATION OF FLAT-LASER COMPTON SCATTERING GAMMA-RAY BEAM IN UVSOR: Experimental Study

*大垣　英明[1], Khaled Ali[1,4], 紀井　俊輝[1], 全　炳俊[1], 早川　岳人[2], 静間　俊行[2], 平　義孝[3], 藤本　將輝[5],

[1]京都大学, [2]量子科学技術研究開発機構, [3]分子科学研究所, [4]サウスバレイ大学, [5]あいちシンクロトロン光センター

UVSOR の BL1U において、小径のコリメータでエネルギー幅を拡大した f-LCS ガンマ線ビームを開発している。UVSOR にて行った f-LCS ビーム発生実験の結果をシミュレーションと比較して報告する。

Keywords：Laser Compton Scattering Gamma-ray Beam, UVSOR, EGS5

1. 緒言

我々は核共鳴蛍光散乱(NRF)と UVSOR の BL1U からのレーザーコンプトン（LCS）ガンマ線を用いて、同位体分布の CT イメージを取得する手法（NRF-CT）を開発し、^{208}Pb の 3 次元 NRF-CT イメージの取得に世界で初めて成功した[1]。現在複数の同位体の同時検出と定量評価を目指し、電子ビームを円偏光アンジュレータ磁場により旋回させることで、小径のコリメータでもエネルギー幅を拡大させるとともに、エネルギー分布の空間依存性を無くす f-LCS ガンマ線の発生（図１）について研究を進めている。

2. f-LCS ガンマ線発生原理

図２のように原理実証実験を UVSOR の BL1U にて行った。測定はコリメータ後に大型の Ge 検出器を置いて測定した。図３に円偏光アンジュレータの K 値を変えて測定した f-LCS のエネルギースペクトルを示す。これから、K 値を大きくするとガンマ線のエネルギー広がりが大きくなり、また、波高値のピークが低エネルギー側にシフトしている事が確かめられた。図４には EGS5 にて検出器応答を取り入れたシミュレーション結果を示す。

3. 結論

f-LCS ガンマ線の発生実験を行い、エネルギースペクトルを測定し、シミュレーション結果と良い一致を得た。これより f-LCS ガンマ線の発生が可能であることが確かめられた。

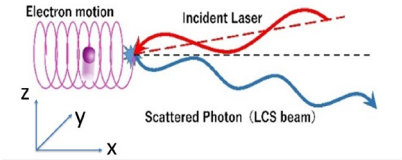


図１　f-LCS ガンマ線発生スキーム

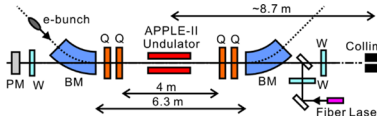


図２　UVSOR での f-LCS 発生配置

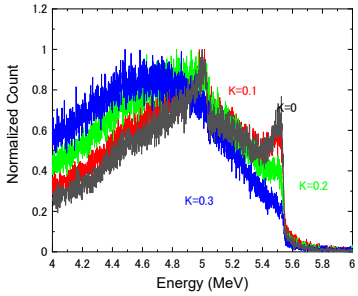


図３ f-LCS のエネルギースペクトルの実測値

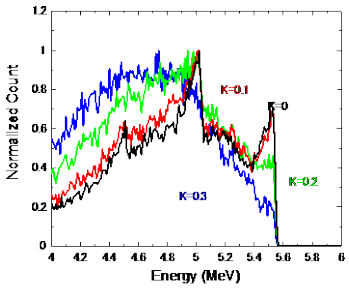


図４　f-LCS のエネルギースペクトル（EGS5 シミュレーション）

参考文献

[1] K. Ali et al., Appl. Sci. 2021, 11, 3415.

*Hideaki Ohgaki[1], Khaled Ali[1,4], Toshiteru Kii[1], Heishun Zen[1], Takehito Hayakawa[2], Toshiyuki Shizuma[2], Yoshitaka Taira[3] and Masaki Fujimoto[5]

[1]Kyoto Univ., [2]QST, [3]UVSOR, [4]South Vally Univ., [5]AichiSR

高出力密度高速掃引レーザー除染と模擬汚染剤による除染係数評価

Laser Decontamination and Decontamination Factor Estimation Using Natural Radioisotope Agent

*峰原英介[1]，小菅淳[2]

[1]LDD，[2]原子力機構

抄録： 高出力密度高速掃引 CW シングルモードファイバーレーザー除染及び従来の除染方法の優劣と得失を明確にするために天然の放射性同位元素等を含む高性能模擬汚染剤による除染係数評価を行う装置を製作した。これを用いて多種多様な除染方法の優劣並びに模擬汚染物と実汚染物との比較評価を行った。

キーワード：ファイバーレーザー、レーザー除染、汚染模擬剤、除染係数評価装置

1. 緒言

LDD 製の高出力密度高速掃引 CW シングルモードファイバーレーザー除染剥離機は、レーザー照射可能な汚染対象物に対しては検出限界まで清浄にする 100%完全除染、或いは極めて高い除染係数を得ることが確認されている。今まで実汚染物を用いて最も感度が高い放射性同位元素をトレーサーとして高分解能 Ge 放射線検出器で検知して完全除染を確認してきた。もっと簡便に LDD のレーザー除染と他の従来の除染方法との優劣得失や除染前に除染後の清浄度を汚染模擬材を用いて比較確認できる安価な高感度 CsI シンチレーター検出器の除染係数評価装置は、除染の作業や除染メカニズムの研究開発にとって特に有用である。

2.高出力密度高速掃引レーザー除染機による汚染模擬剤、除染係数評価装置

図 1 は、製作した除染係数評価装置の放射線検出器である。表面に塗布する放射性天然アルカリ金属など汚染模擬剤は、以前から多種類且つ多量に今まで使用されてきている。使用したカリウムはセシウムの同族元素で性質はよく似ている。除染係数評価装置の放射線検出器は CsI のシンチレーターで８-10%程度のエネルギー分解能であまり高い分解能ではないが、CsI の容積が約 240 cc と比較的大きく、また NaI シンチレーターと比べて Z が大きいために高感度である。ステンレス板に塗布したサンプルの除染前と除染後の KCl の 1.46MeV のガンマ線を計測したスペクトラムが図２である。

図１，使用した CsI 検出器。

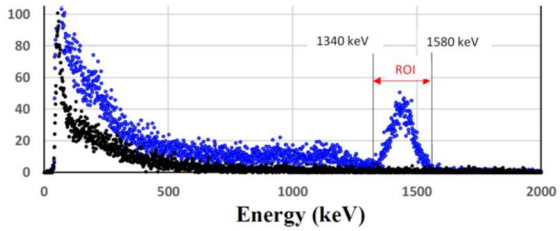


図２、除染前青点と除染後黒点の KCl の 1.46MeV のガンマ線スペクトラム。

3.結論

高出力密度高速掃引 CW シングルモードファイバーレーザー除染剥離機は、原子炉 1 次冷却水系ステンレス鋼の応力腐食割れに浸透した Co60 を 100%除染することが確認されている。このレーザー除染機と除染係数評価装置を用いて Cs 汚染の模擬が可能な K 模擬汚染剤や視認性が良い蛍光塗料など簡便な模擬汚染物を組み合わせて、除染作業前に具体的な除染係数の予測や除染計画を立てることが可能であることが分かった。また、低出力密度低速掃引のレーザーでは、汚染が残ることが、この除染係数評価装置でも明確となった。

参考文献

[1] E. J. Minehara, Japanese Patent No.5610356, 2014, US Patent, US9174304B2, 2015., EU Patent No.2772922, 2017.

*Eisuke J. Minehara[1] and Atsushi Kosuge[2], [1]LDD Corporation., [2]JAEA.

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

[2E05-08] Beam Application and Measurement

Chair:Fumito Sakamoto(NIT Akita College)

Tue. Mar 14, 2023 10:50 AM - 12:00 PM Room E (12 Bildg.2F 1225)

[2E05] Measurement of neutron and X-ray beam profiles by using imaging plates at an accelerator source

*Ryuji Uemoto[1], Hiroyuki Uno[1], Koichi Nittoh[2], Mikio Uematsu[2], Takashi Kamiyama[3], Hirotaka Sato[3], Yoshiaki Kiyanagi[3] (1. SHI-ATEX Co.,Ltd., 2. Toshiba Technical Services International , 3. Hokkaido Univ.)

10:50 AM - 11:05 AM

[2E06] Study of the influence of the uncertainty of the proton beam obtained by PIGE analysis on the quantitative evaluation of PIXE analysis

*Ryoga Kamata[1], Naoto Hagura[1], Isamu Sato[1], Kunihisa Nakajima[2], Jun Kawarabayashi[1] (1. Tokyo City University, 2. Japan Atomic Energy Agency)

11:05 AM - 11:20 AM

[2E07] Study on installation of In-Air PIXE beamline on TCU-tandem

*Takaaki Matsui[1], Naoto Hagura[1], Jun Kawarabayashi[1] (1. Tokyo City University)

11:20 AM - 11:35 AM

[2E08] Estimation of the provenance of Natural Mineral Pigments by Ion Beam induced luminescence analysis

*Yuma Chikamatsu[1], Naoto Hagura[1], Jun Kawarabayashi[1], Sou Watanabe[2] (1. Tokyo City University, 2. Japan Atomic Energy Agency)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

加速器線源の中性子・X 線ビームプロファイルの IP を用いた計測

Measurement of neutron and X-ray beam profiles by using imaging plates at an accelerator source

*上本 龍二[1]，鵜野 浩行[1]，日塔 光一[2]，上松 幹夫[2]，加美山 隆[3]，佐藤 博隆[3]，鬼柳 善明[4]
[1]住重アテックス，[2]東芝テクニカルサービスインターナショナル，
[3]北海道大学，[4]北海道大学名誉教授

加速粒子によるターゲットとの反応で放出される高速中性子線のプロファイルを、放射化コンバータ箔を介して計測する方法を開発している。これまで陽子サイクロトロン加速器を利用した場合の高速中性子線のプロファイルについて報告してきた。高速中性子線の閾反応により放射性核種を生成する複数種の金属製コンバータを用いて中性子のエネルギー別によるプロファイルの広がりを計測した。このプロファイル計測ユニットを電子線形加速器中性子源にも応用し、電子線のターゲット入射により発生する制動 X 線のプロファイルと、その制動 X 線による光核反応で発生する中性子のプロファイルの広がりを比較した。

キーワード：中性子ビームプロファイル、中性子イメージング、閾反応、光核反応、放射化法、転写法、イメージングプレート

1. 緒言

中性子と物質との相互作用は中性子のエネルギーによって異なるため、物質に照射する中性子のエネルギー毎の空間分布を正しく把握することは、相互作用の各位置での影響を評価する上で重要である。陽子線のターゲット入射で発生する中性子はエネルギーによって放出角度分布が異なる。閾反応のエネルギーが異なる Zn、Al、Mo コンバータを用いて、閾エネルギー以上の中性子の放出プロファイルを求めた。

一方、電子線のターゲット入射の場合は生成する制動 X 線による光核反応：(γ,n)や(γ,p)反応が生じる。陽子線実験の時と同じ金属コンバータで、異なる放出プロファイルとなることを確認したので、その結果を報告する。

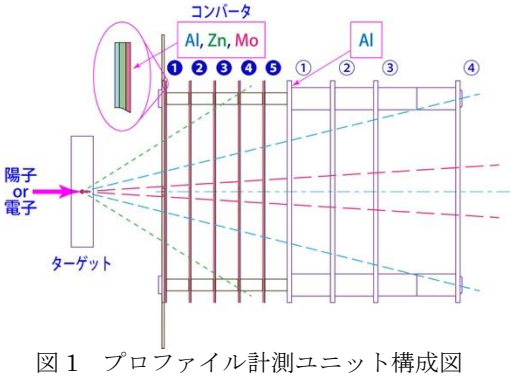


図 1　プロファイル計測ユニット構成図

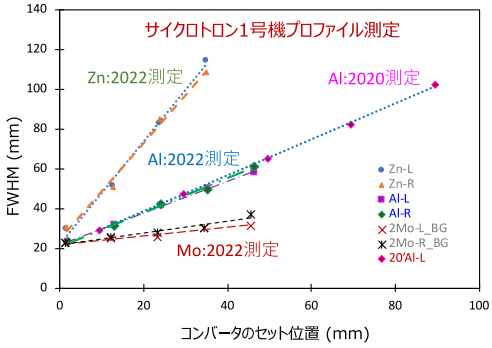


図 2　エネルギー別の中性子ビーム広がり

2. ビーム放出プロファイルの計測方法

プロファイル計測ユニットは、Al (E_{th}=3.2 MeV), Zn (E_{th}=0.9 MeV), Mo (E_{th}=8.4 MeV)板などを重ねたもの 5 組(❶～❺)を 10 mm 間隔で並べ、更に Al 板 4 枚(①～④)を組み合わせてセットした(図 1)。ターゲットから放出される中性子または制動 X 線でコンバータを放射化し、照射後それらを並べて IP に転写した。IP で 2 次元分布を読み取り、その FWHM とコンバータのセット位置から放出ビームの空間的な広がりを求めた。

3. 測定結果

図 2 に陽子サイクロトロン加速器中性子源で測定した一例を示す。今回の結果(2022)は前回の結果(2020)を良く再現しており、閾エネルギーの異なるコンバータを複数組み合わせて使用することで、エネルギー別に中性子ビーム広がりの違いを計測可能である事を確認した。一方、電子線形加速器中性子源では、コンバータにおける光核反応が中性子核反応よりも大きく、Zn や Mo のコンバータでは制動 X 線によるプロファイルが計測された。Zn や Mo で観測された制動 X 線の広がりは、中性子より狭くなっていた。

*Ryuji Uemoto[1], Hiroyuki Uno[1], Koichi Nittoh[2], Mikio Uematsu[2], Takashi Kamiyama[3], Hirotaka Sato[3] and Yoshiaki Kiyanagi[4]
[1]SHI-ATEX Co.,Ltd., [2]Toshiba Technical Services International Corp., [3]Hokkaido Univ. and [4]Professor Emeritus of Hokkaido Univ.

PIGE 分析により得られた陽子ビームの不確かさが PIXE 分析の定量評価に与える影響の研究

Study of the influence of the uncertainty of the proton beam obtained by PIGE analysis on the quantitative evaluation of PIXE analysis

*鎌田　凌河[1]，羽倉　尚人[1]，佐藤　勇[1]，中島　邦久[2]，河原林　順[1]
[1]東京都市大学，[2]日本原子力研究開発機構

東京都市大学にあるペレトロン・タンデム加速器の陽子ビームを、$^{27}Al(p,p'\gamma)^{27}Al$ 核反応の共鳴を用いて較正を行った。その結果、約 100 keV の不確かさがあることが分かった。本発表は、陽子ビームのエネルギーに ±5 %の不確かさがあった場合、定量値への影響がどの程度であるか検討した結果を報告する。

キーワード：PIXE 分析, PIGE 分析, スペクトル解析ソフト GUPIX, イオン化断面積, 都市大タンデム加速器

1. 背景・目的

東京都市大学のペレトロン・タンデム加速器は、MeV 級のイオンビームを生成することができ、主に荷電粒子励起 X 線放出（PIXE）に利用されている。特徴は、高感度かつ同時に多元素の分析を可能とし、あらゆる分野での元素分析に利用できる方法として知られている。また、PIXE 分析の結果から定量値を算出するために、世界的に広く利用されているスペクトル解析ソフト GUPIX を使用した。しかし、加速器で生成される陽子ビームのエネルギーに不確かさがある場合、原子番号が大きい程、イオン化断面積 [1]（X 線の生成確率）に影響を与え、発生する X 線の強度の不確かさに直結する。本研究は、荷電粒子励起 γ 線放出（Particle Induced Gamma-ray Emission : PIGE）における手法から陽子ビームのエネルギー較正を検討し、エネルギー不確かさが定量値にどの程度影響があるか検討することを目的とした。

2. 実験方法

PIGE 分析の実験体系は、ガラス真空管の中にある Ta バッキング材に Al 箔（厚さ 0.8μm）を固定し、ビームに対して 90°方向に HPGe 半導体検出器を設置し、γ 線を検出した。また、PIXE 分析を行う試料として、岩石標準試料 JLk-1 を使用した。測定条件は、陽子エネルギー ：2.0 MeV、ビーム電流 ：1.3 nA で測定した。

3. 結果・考察

エネルギー較正の結果、実際の陽子エネルギーが GVM 装置で読み取ったエネルギーよりも約 100 keV 高いことが分かった。図 1 は、陽子エネルギー2.0 MeV に対して±5 %のエネルギー不確かさがある場合の定量値の増減比率である。陽子エネルギー2.0 MeV に対する定量値のばらつきの範囲は、Na ~ S で約 ± 2.0 ~ ± 5.0 %, K ~ Fe で約 ± 7.6 ~ ± 19.6 %であった。その結果、PIXE 分析から定量評価する際、原子番号が大きい程、エネルギーの不確かさが定量値に影響を与えることが分かった。それは、エネルギーの不確かさがある場合、原子番号が大きい程、イオン化断面積の値の変化が大きくなるからである。今後は、1F 事故炉において汚染されたコンクリート構造物への Cs 浸透挙動を解明するため、PIXE 分析法を用いて微量な Cs の定量評価を進めていく必要がある。

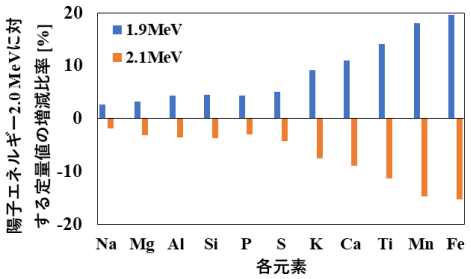


図 1：陽子エネルギー2.0 MeV に対する定量値の増減比率

参考文献

[1] D. D. Cohen and M. Harrigan, Atomic Data and Nuclear Data Tables 33, 255-343 (1985).

*Ryoga Kamata[1], Naoto Hagura[1], Isamu Sato[1], Kunihisa Nakajima[2] and Jun Kawarabayashi[1]
[1]Tokyo City University., [2]Japan Atomic Energy Agency.

都市大タンデムにおける大気 PIXE ビームラインに関する基礎研究

Study on installation of In-Air PIXE beamline on TCU-tandem

*松井 隆祥[1]，羽倉 尚人[1]，河原林 順[1]
[1]東京都市大学

東京都市大学 1.7MV ペレトロン・タンデム加速器(都市大タンデム)を用いた PIXE 分析法を今後行っていく上で、大型試料や液体試料、生体試料の分析を行うために大気中に陽子を放出し、測定を行う大気 PIXE ビームラインを構築している。本研究では窓材の検討と大気中でのエネルギーロスを評価し、ビームラインにおける電流を測定した。

キーワード：都市大タンデム, PHITS ,PIXE, 大気 PIXE

1. 背景･目的

東京都市大学原子力研究所の加速器室に 1.7MV ペレトロン・タンデム加速器が設置されており、タンデム加速器を用いた一般的な分析手法である PIXE（Particle Induced X-ray Emission）分析などが行われている[1]。現状の体系では、真空チャンバ内で分析を行っているため、大型試料や生体試料、液体試料の非破壊分析を行うためには大気中にビームを引き出し、測定を行う必要がある。本実験ではビームライン上で電流を測定し大気 PIXE 分析が行えることを確かめた。

2．実験方法

ビームラインを構築し、スリット、ファラデーカップを設置し、加速管出口の偏向電磁石の電流値を変化させ、最適な電磁石電流とビームの電流値を測定した。測定条件はビームエネルギー2.0MeV、加速管入射電流 0.30～0.38 μA、ビームラインの真空度は 6.0×10^{-3}Pa で行った。

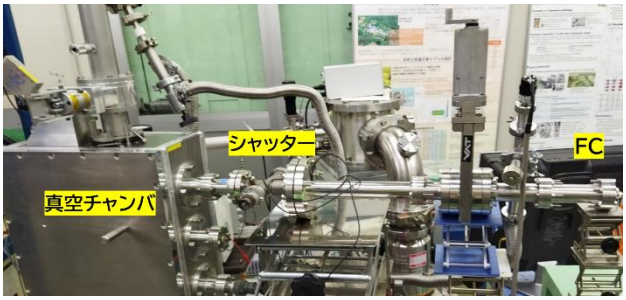


図 1 実験体系

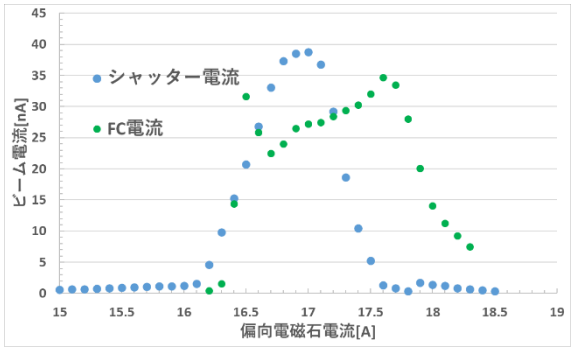


図 2 偏向電磁石に対するビーム電流値

3．結果・考察

既存の真空チャンバの後方にビームラインを延長し、電流測定を行った結果が図 2 である。シャッター電流、FC 電流共に加速管入射電流値に対して 1/10 程度の電流値を得る事ができた。この値は真空チャンバ内での PIXE 測定と同程度であることから、今回構築した実験体系で大気 PIXE 分析を行える見通しが立った。今後は実際に大気中に陽子ビームを放出し、分析を行う予定である。

参考文献

[1] N Hagura et, al. 2018 Transactions of the Atomic Energy Society of Japan 17 111

*Takaaki Matsui[1], Naoto Hagura[1] and Jun Kawarabayashi[1]
[1]Tokyo City Univ.

荷電粒子誘起発光分析法による岩絵具の産地推定

Estimation of the provenance of Natural Mineral Pigments by Ion Beam induced luminescence analysis

*近松 優真[1]，羽倉 尚人[1]，河原林 順[1]，渡部 創[2]

[1]東京都市大学，[2]日本原子力研究開発機構

岩絵具の分析は原料の産地や年代の推定、日本画の修復の際の顔料の選定や真贋判定に繋がる。本研究では荷電粒子誘起発光を用いた分析法によって岩絵具の一種である天然白翠末の原料が、産地によって異なるスペクトルを示す事を明らかにした。この結果は天然白翠末の産地推定に繋がると考えられる。

キーワード：荷電粒子誘起発光，PIXE 分析法，岩絵具

1. 背景･目的

岩絵具は古来より日本画に用いられており、これらを分析することは原料の産地や年代の推定、日本画の修復の際の顔料の選定や真贋判定に繋がる。本研究では荷電粒子誘起発光(IBIL)分析を用いて天然白翠末と呼ばれる岩絵具の分析を行った。IBIL 分析とはイオンビームによって分析対象の外殻電子を励起し、その緩和過程で発生する数 eV の電磁波(荷電粒子誘起発光)を検出し、分析する手法である。この分析法を用いて天然白翠末の原料であるアマゾナイトの代表的な産地 4 カ国の試料で実験を行い産地推定に繋がる情報を取得することを目的とした。

2. 実験方法

試料はアマゾナイトの代表的な産出国としてロシア、ブラジル、モザンビーク、ペルー産を選定した。荷電粒子誘起発光を集光するコリメータレンズは真空チャンバー内に試料との距離 6.8cm で設置し、光ファイバーを用いてチャンバー外の分光器へ送る。コリメータレンズの集光範囲は試料全体となるように調整した。測定条件は陽子エネルギー：2.0 MeV、ビーム電流：23 nA、露光時間：6500 mS である。

3. 実験結果

4 カ国のアマゾナイトと天然白翠末の IBIL 分析の結果を図 1 に示す。この結果から、445nm のピークと 730nm のピークの大小関係が産地によって異なる事が明らかとなった。また、280nm の Pb^{2+}に由来するピークの高さが不純物として含まれる Pb の添加量に比例して大きくなることが明らかになった。

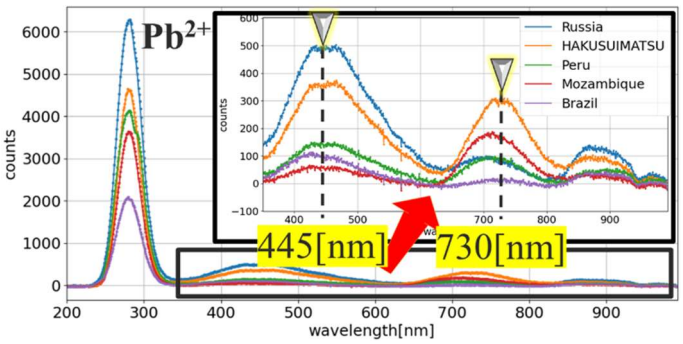


図 1：4 カ国のアマゾナイトと天然白翠末の IBIL 分析

4. 結論

アマゾナイトは産出国によって不純物である Pb の量に差違が生まれる。よって Pb の添加量を知ることはアマゾナイトの産地推定に役立つと考えられる。また 445nm のピークと 730nm のピークはアマゾナイトも属する長石グループの鉱石に由来すると考えられ、これらのピークを構成する鉱石を特定することは固溶体鉱物である長石の産地情報を紐解いていくことに繋がるため、今後種々の長石の IBIL 分析を検討している。

参考文献

[1] J.R. Huddle, et al., Ion beam-induced luminescence, Nucl. Instr. Methods B 261 (1–2) (2007) 475–476.

---

*Yuma Chikamatsu[1], Naoto Hagura[1], Jun Kawarabayashi[1] and Sou Watanabe[2]

[1]Tokyo City University., [2]Japan Atomic Energy Agency.

General Meeting

[2E_GM] The 48th General Meeting of Subcommittee on Particle Accelerator and Beam Science

Tue. Mar 14, 2023 12:05 PM - 12:55 PM Room E (12 Bildg.2F 1225)

[2E_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Tue. Mar 14, 2023 12:05 PM - 12:55 PM Room E)

[2E_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network | Subcommittee on Particle Accelerator and Beam Science

[2E_PL] Current status of the plan of new research reactor at the Monju site

Chair:Hideaki Mineo(JAEA)

Tue. Mar 14, 2023 1:00 PM - 2:30 PM Room E (12 Bildg.2F 1225)

[2E_PL01] Conceptual design study of new research reactor at the Monju Site

*Kazufumi Tsujimoto [1] (1. JAEA)

[2E_PL02] Broad utilization management for new research reactor

*Masahiro Hino[1] (1. Kyoto Univ.)

[2E_PL03] Construction of cooperation system with the locals for utilization of new research reactor.

*Masayoshi Uno[1] (1. Univ. of Fukui)

©Atomic Energy Society of Japan

2023年春の年会

加速器・ビーム科学部会セッション

もんじゅサイトに設置する新たな試験研究炉計画の現状
Current status of the plan of new research test reactor at the Monju site

（1）新試験研究炉の概念検討

(1) Conceptual design study of new research reactor at the Monju Site

*辻本　和文
日本原子力研究開発機構

1. はじめに

平成 28 年 12 月の原子力関係閣僚会議において、「もんじゅ」を廃止措置する旨の政府方針を決定した際、将来的に「もんじゅ」サイトを活用し新たな試験研究炉（以下、「新試験研究炉」とする）を設置することとされた。これを受けて、文部科学省は平成 29 年度から令和元年度において、多様なステークホルダーからなる外部有識者委員会を設置し、新試験研究炉に関する調査を行い、令和 2 年 5 月に炉型候補を複数選定した。具体的には、①中出力炉（熱出力 10MW 未満程度。中性子ビーム利用研究を主目的とし、汎用性が高い）、②低出力炉（熱出力 500kW 程度。原子炉工学実験を主目的とする。）、③臨界実験装置（熱出力数 kW 程度。原子力の基礎的研究と人材育成を主目的とする。）が、既存炉をベースに最新技術を盛り込み建設可能と考えられる炉型として選定された。その後、福井県・敦賀市の意見の聴取、文部科学省科学技術・学術審議会研究計画・評価分科会原子力科学技術委員会原子力研究開発・基盤・人材作業部会での議論を経て、令和 2 年 9 月、西日本における原子力の研究開発・人材育成の中核的拠点としてふさわしい機能を実現するとともに地元振興への貢献の２つの観点から、最も適切な炉型として中性子ビーム利用を主目的とする中出力炉(10MW 未満)に絞り込まれた。また、今後の検討の進め方として、「試験研究炉の着実な設計・設置・運転」、「幅広い関係機関が利用出来るような試験研究炉の運営」、「地元関係機関との連携構築」の３つの観点において知見・経験・能力を有する少数の研究機関・大学が、適切な役割分担のもと連携した体制を構築し、これを中核的機関として位置付け、概念設計及び運営の在り方検討を実施することが適切とされた。その上で、本試験研究炉を用いて原子力に関する人材育成・研究開発を実施する大学等や、他分野・産業界を含め、本試験研究炉の利用ニーズを有する機関等からなるコンソーシアムを構築し、中核的機関がコンソーシアムにおける意見を集約しながら、概念設計及び運営の在り方検討を実施することとされた。

以上のような観点から新試験研究炉の概念設計及び運営の在り方検討を効果的に実施するため、文部科学省は公募（「もんじゅサイトに設置する新たな試験研究炉の概念設計及び運営の在り方検討」）を行い、日本原子力研究開発機構、京都大学、及び福井大学（以下、原子力機構、京大及び福井大とする）を中核的機関として選定した（令和 2 年 11 月）。その際には三者は

・原子力機構：「試験研究炉の設計・設置・運転」
・京都大学：「幅広い利用運営」
・福井大学：「地元関係機関との連携構築」

を主担当の業務とすることとなった。ここでは、原子力機構が中心として実施してきた炉心概念検討の状況について報告する。

2. 炉心概念検討

2-1. 設計目標の設定

新試験研究炉の概念検討にあたっては、我が国において建設、運転管理についての知見と経験を有する原子力機構の JRR-3 や京都大学の KUR 等の軽水減速冷却プール型原子炉の知見を参考とすることが可能であることから、これらの炉型をベースにこれまでの知見と経験を活かした上で、中性子ビーム利用を主目的にする中出力炉として最大限の性能を得ることを目指すこととした。

基本方針として、①優れた安全性、②安定性（高稼働率）の確保、③経済性に優れた設計及び④利便性と将来性を掲げた。図 1 に、基本方針と炉心概念検討を実施するにあたり具体的に考慮すべき代表的な項目との関係を示す。中出力炉としての新試験研究炉の炉心構成を具体化するために、達成すべき暫定的な設計目標として反射体中の最大熱中性子束と運転持続日数を以下のように設定した。

・最大熱中性子束：10^{14} n/cm^2/s 以上（参考：JRR-3、1.0～2.0×10^{14} n/cm^2/s）
・運転持続可能日数：400 日以上（参考：JRR-3、約 370 日）

中性子ビーム利用を主目的とする新試験研究炉では、できるだけ高い熱中性子束を達成することが望まれる。また、運転持続可能日数は、試験研究炉の稼働率に直結するため、できるだけ長期間、燃料交換無しに運転を持続できることが望まれる。これらの設計目標については、原子力機構で稼働中の JRR-3（熱出力 20MW)の性能を参考に設定し､JRR-3 の半分の出力 10MW で JRR-3 と同等程度の熱中性子束を得ることを目指した。なお、ここで設定した運転持続日数は、燃焼解析で実行増倍率が 1 を下回るまでの日数であり、実際の運転日数とは異なる。

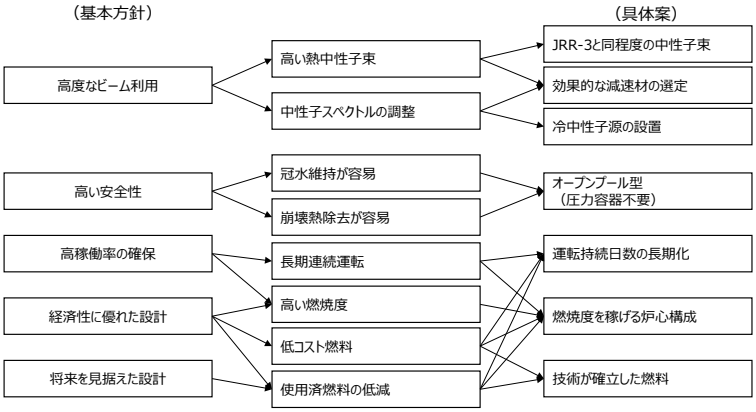


図 1 炉心概念検討の基本方針と具体的検討項目との関係

2-2. 炉心構成の検討

炉心検討においては、様々な燃料要素数・配置の炉心形状を想定し、それぞれの中性子束と燃焼特性の解析を行った。炉心形状の設定では、炉心外形は同一にし、炉心を構成する燃料要素数を調整して、燃料要素数の影響のみを考慮できるようにした。なお、燃料要素の冷却材領域は軽水で満たされていることとし、炉心の外側は十分な厚さの重水で囲われていると仮定した。燃料要素には研究炉で一般的な MTR 型燃料要素である JRR-3 燃料を用いることとして計算を行った。炉心構成については、図 2 に示す様な燃料本数・燃料配置組を想定し、それぞれの場合の中性子束と燃焼特性の解析を行った。炉心形状の設定においては、単に燃料本数のみをパラメータとするだけでなく、x16、x17、Ce20 のように炉心外形は同一にし、炉心を構成する燃料本数を調整して、燃料本数の影響のみを考慮できるような設定を行った。

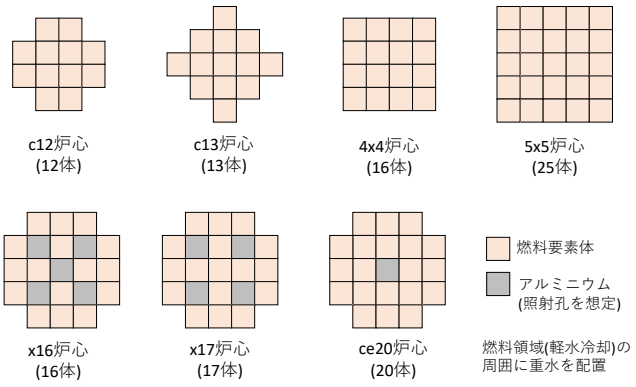


図 2 炉心概念検討で解析を行った燃料要素配置

それぞれの炉心構成に対する炉心外側の重水タンク中での熱中性子束および燃焼に伴う実効増倍率の変化をそれぞれ図 3、4 に示す。解析には、連続エネルギーモンテカルロ計算コード MVP 及び MVP-BURN を使用し、核データには JENDL-4.0 を使用した。燃料要素数が大きくなると炉心が大きくなることから最大熱中性子束は小さくなったが、いずれの炉心形状も、炉心端から約 10cm 程度のところで熱中性子束が最大となり、目標として設定した 10^{14} n/cm^2/s 以上であることが分かった。一方、燃焼特性については、燃料要素の数が増え炉心が大きくなると実効増倍率が 1 を下回る期間が延び、運転可能日数が長くなり ^{235}U の燃焼率も上がり、燃料を効率良く使用できることも分かった。設定した炉心の中では、目標とした 400 日の運転持続可能日数を満たすのは、5×5 炉心（燃料要素 25 体、運転持続可能日数 588 日、燃焼度 61%）と、ce20 炉心（燃料要素 20 体、運転持続可能日数 416 日、燃焼度 55%）であった。

以上の結果から、炉心概念検討では、図 2 で示す、炉心中央及び炉心の四隅で照射試験を実施可能で、5×5 炉心よりも多様なニーズに対応できる可能性がある ce20 炉心をベースとして検討を進めることとした。

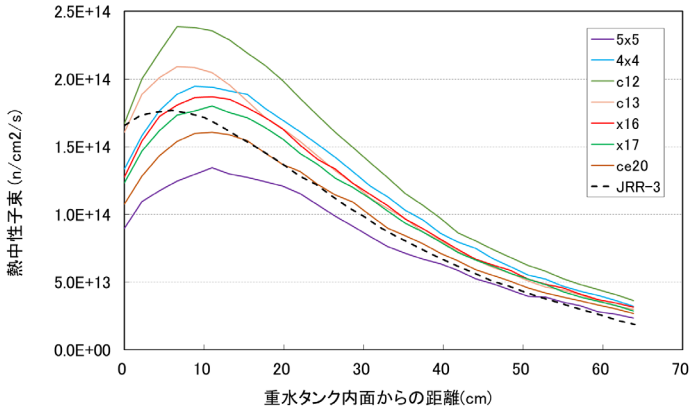


図 3 重水タンク内の中性子束の計算結果の比較

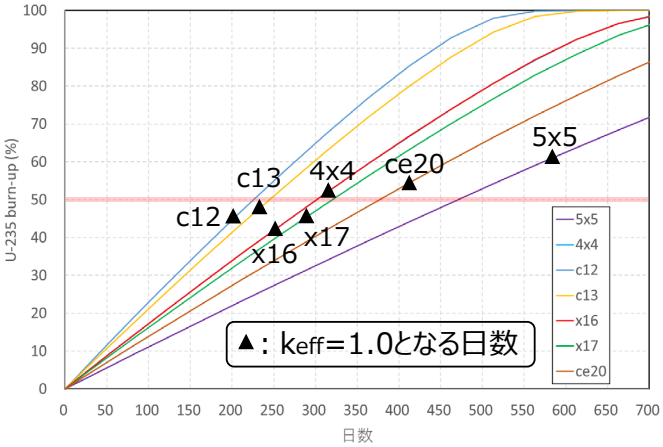


図 4 (a)燃焼に伴う実効増倍率(keff)の変化

3. 今後の進め方

炉心概念検討においては、達成すべき設計目標として反射体中の最大熱中性子束と運転持続日数を設定し、それぞれの目標を達成可能な炉心構成を得た。これらの結果を基に、燃料要素、制御要素、反射体の具体化を進めて、詳細設計を進めるための基本的な仕様を決定していく。

なお、原子力機構は、令和 4 年 12 月 23 日に、文部科学省より、「もんじゅ」サイトの新試験研究炉計画の詳細設計段階以降における実施主体に選定された。今後も、引き続き京都大学、福井大学の協力を得て、関係機関等から幅広い意見を集約しつつ立地地域等の理解を得ながら着実に計画を進めていく。

*Kazufumi Tsujimoto
Japan Atomic Energy Agency

2023年春の年会

加速器・ビーム科学部会セッション

「もんじゅ」サイトに設置する新たな試験研究炉計画の現状
Current status of the plan of new research reactor at the Monju site

（2）新試験研究炉の幅広い利用運営

（2）Broad utilization management for new research reactor

*日野正裕
京都大学

1. 幅広い利用運営に向けて

文科省の受託事業「もんじゅサイトに設置する新たな試験研究炉の概念設計及び運営の在り方検討」において、京都大学の主担当は、「幅広い利用運営」である。ここでは、中性子ビーム利用を主目的として性能を最大限引き出した中出力炉において、持続可能性が期待できる幅広い利用運営のあり方を検討している。中性子ビーム利用を主目的としつつも、多目的利用を旨とする研究炉において、特長を出すことに注意し、汎用性・先端性・多様性とバランス良く実験装置群を検討し、運営体制案（指針）構築につなげることを目指している。

京都大学複合原子力科学研究所（以下　京大複合研）は、萌芽的・基礎的な実験研究に重点を置き、研究用原子炉や加速器等の施設を主とする共同利用・共同研究を推進している。その中でも研究用原子炉（KUR）は最大 5MW の熱出力を持ち、多くの共同利用を通して、西日本での原子力分野の研究開発・人材育成の中心的な役割を有してきたが、2026 年 5 月に運転を終了する。しかし原子力科学の健全な発展のためには多様性が重要であり、大学が担う役割は大きい。また中性子の利用は近年益々増加しており、原子力分野のみならず材料・ライフサイエンス等の幅広い分野で学術界のみならず産業界からも期待されている。京大複合研では新試験研究炉計画において、中長期的な視点で世界に伍する研究教育活動を発展的に展開するためにも、2021 年 5 月に新型研究炉開発・利用センターを立ち上げ、センターと一体になりながら広く関連学協会等コミュニティの意見を伺いながら、持続可能性の高い幅広い利用運営のあり方検討を進めている。

中性子ビーム利用が主目的であっても、研究炉利用において中性子照射は必須である。国際公共財となるべき熱出力 10MW の試験研究炉の特長を活かし、将来においても汎用性・先端性・多様性とバランス良く備えた実験装置群の設置を行うことで、新たな科学的なブレイクスルー、産業利用展開、そして未来の大型炉計画にもつながる萌芽的な研究の実現等、将来に花開いていく視点が重要である。まず汎用性や利用頻度が高い装置について最優先で設置し、新試験研究炉の存在意義をアピールすること重要と考え、新試験研究炉に求められる実験装置群の検討方針として、

(1) 高い性能を持つ冷中性子源（CNS）
(2) 学術研究及び産業利用における多様なニーズに応えるビーム実験装置群
(3) 使い勝手の良い照射設備や照射後試料を扱うためのホットラボ

の 3 つを軸に、持続可能な運営の在り方を目指して検討を行っている。ここで持続可能な運営の在り方とは様々な観点があるが、ここで最も重要な点として、研究者を中心に広く人が集まる魅力的な施設のあり方を重視した。

(1)の CNS に関しては、世界の潮流を調査し、予備的検討として PHITS(Ver3.23)による簡易モデルを用いた計算機シミュレーションを行い、冷減速材として液体重水素が優れていることを確認した[1]。

(2)のビーム実験装置群に関しては、最低限設置すべき限定整備案として、

①中性子小角散乱装置、②中性子イメージング装置、③中性子回折装置、④中性子反射率測定装置

の 4 装置を挙げるとともに、これに加えて新試験研究炉の設置目的にかなう充実した装置の整備を目指す標準整備案として 11 個の実験装置を例示した[2]。
（3）の照射設備およびホットラボに関しては、最低限設置すべき照射実験装置として中性子放射化分析装置を挙げ、それに必要な照射設備として、気送照射設備、水力照射設備、直接移送照射設備の 3 つの設備を挙げた。また、新試験研究炉の設置目的にかなう充実した装置の整備を目指す標準整備案として、①研究用 RI 製造装置、②材料照射装置、③陽電子ビーム発生装置、④生物照射装置の 4 つを例示した[1]。

これらは、関連する複数の学術コミュニティとニーズについて合同研究会を開催して議論することで、大きな方向で十分合致していることを確認している。ただその過程でも①研究用 RI 製造装置における医薬品に必須な RI の量産について、非常に強いニーズ、特に診断と治療を兼ね備えるセラノスティックスという概念に対応できる RI の重要性が示された[2]。そのためセラノスティックスに対応する RI として、2021 年に RI 医薬品として国内承認された ^{177}Lu 等に対して、適切な照射時間で、原子炉の運転に支障が無く取り出せる機能を持つ照射場整備の重要性を強く認識している。ただ RI 医薬品には、新試験研究炉だけでは成り立たず、RI 販売事業者、製薬会社、行政が協力し、役割分担を当初から明確にして取り組む必要がある。さらに安定供給の観点からも新試験研究炉単独では非常に困難であり、複数の研究炉ネットワークが必須であり、その実現性等の具体的検討はこれからである。これらのことを認識しつつ、照射実験装置で使用した放射化試料を取り扱うためのホットラボに関して必要とされる要件を整理するとともに、照射実験装置との関連において必要とされるホットラボの仕様について検討を進めている。なお施設側が検討する装置だけではなく、意欲のある研究者や企業が自らの資金で独自の装置を開発・設置し、それを継続的に利用するためのビームラインや実験スペースを事前に確保しておくことも重要である。そのため CNS 等の炉心周辺の利用設備の概要を整理するとともに、出来るだけ広く実験スペースが取れることが非常に重要となる。この点は「試験研究炉の設計・設置・運転」を主担当としている日本原子力研究開発機構と連携を取りながら進めている。

2. 今後の進め方

令和 2 年度より始まった概念設計事業は本年度に終了し、詳細設計が本格的に始まろうとしている。日本原子力研究開発機構が、新試験研究炉計画の詳細設計段階以降における実施主体に選定されている[3]。京大複合研としても福井大学と共にこの詳細設計に向けて中核的機関の一角として協力し、幅広い利用運営の実現を目指すための活動を継続する予定である。特に新試験研究炉の本格稼働時に、地元の産業利用にも配慮しつつ、最先端の利用にどう繋いでいくのか、中核的機関を中心に、広く関連コミュニティと協力して盛り上げて、持続可能性が期待できる幅広い利用運営のあり方を具体的な形にまとめつつ、より良い利用運営を実現する活動につなげて行く。

参考文献

[1] 第 3 回コンソーシアム委員会資料:https://www.jaea.go.jp/news/newsbox/2022/032401/s01.pdf
[2] 第 4 回コンソーシアム委員会資料:https://www.jaea.go.jp/news/newsbox/2022/111501/s01.pdf
[3] https://www.jaea.go.jp/news/newsbox/2022/122302/

*Masahiro Hino
[1]Kyoto University

2023年春の年会

加速器・ビーム科学部会セッション

「もんじゅ」サイトに設置する新たな試験研究炉計画の現状

Current status of the plan of new research reactor at the Monju site

（3）新試験研究炉利用に向けた地元関係機関との連携構築

（3）Construction of cooperation system with the locals for utilization of new research reactor

*宇埜正美

福井大学

1. 福井大学の現状と今後の計画

文科省の受託事業「もんじゅサイトに設置する新たな試験研究炉の概念設計及び運営の在り方検討」において、福井大学では福井県とも連携して地元企業へのニーズ調査等を通じて試験研究炉の産業利用を促進する伴走型連携の構築と、そのための人材育成を行ってきている。

伴走型連携では、ニーズの調査以外に情報発信の方法や J-PARC における茨城県・茨城大学の連携の調査・検討、さらにはメールインなど中性子利用の代行サービスやトライアルユースを行う際の支援方法の検討も行っている。地元企業へのニーズ調査では、中間素材メーカーの多い福井県では多岐に渡る利用可能性があり、それら企業との対話の結果、大学と連携した新規技術の導入や社外エキスパートによる指導などの技術的支援、ビーム利用申請時期や利用タイムの柔軟性さらにはメールイン等への期待があることがわかった。また同業企業の共同プロジェクトや地元経済界での議論の活発化など企業・地域間の連携を希望していること、トライアルユースのサポートなどの要望も出されている。

また人材育成では、学内の試験研究炉の利用や中性子科学に興味を示している教員と連携して医学利用と材料分析に関して年２回のセミナーを実施してきている。また本年度は福井大学の学部を超えた研究拠点形成のための研究ファームにおいて中性子科学のパイロットファームを立ちあげ、学内における中性子利用の促進に向けたコミュニティーを形成した。今後学内セミナーを継続するとともに、産業利用の促進のしくみについて関連機関等と意見交換し、認識の共有化を図りながら要求事項を整理し、そのイメージ案をまとめる予定である。

福井県が主体となって行っている活動としては、昨年度は福井県内の企業に対してアンケート調査を行ったが、今年度は石川県および富山県の企業に対してアンケート調査を行った。その結果、懸念事項として地元企業からは「技術支援」や「利用費用」があげられていたが、石川県や富山県の企業からは加えて「アクセス」や「原子炉の安全性」の回答があった。また、企業向けに 2 回の講習会と施設見学バスツアーを行っている。昨年度の施設見学は KUR を、本年度は近大炉を見学した。

福井県の活動に福井大学等の中核機関が協力して行っている活動としては、昨年度は福井大学以外の福井工業大学や福井県立大学でセミナーを行った。今年度はそれらに加え、福井大学の教育学部や医学部の学生に向けたセミナーを実施した。さらに本年度は初めての試みとして、高校生向けの資料を作成し、福井大学におけるオープンキャンパス等で高校生向けセミナーを行った。

2. 今後の進め方

令和 2 年度より始まった概念設計事業は本年度に終了し、次年度から詳細設計が本格的に始まろうとしている。前報の JAEA、京都大学同様、福井大学もこの詳細設計に向けて、地元との連携構築に向けての活動を継続する予定である。その次年度以降の活動にむけて、本年度中に建設計画に対応させ産業利用を促進する体制と役割分担、必要人材育成等についての具体的プランを関係機関と連携して策定する。また学内で中性子科学の研究および教育を担う部門の設置や人材の配置、学外との協力体制についての検討を加速していく。

*Masayoshi Uno

[1]Univ. of Fukui

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

[2E09-12] Nuclear Data Measurement and Experimental Database

Chair:Atsushi Kimura(JAEA)

Tue. Mar 14, 2023 2:45 PM - 3:50 PM Room E (12 Bildg.2F 1225)

[2E09] Isotope separation by using crown ether

*Pantiwa Kumsut[1], Ryuta Hazama[1], Takaaki Yoshimoto[1], Chonlada Pitakchaianan[1], Kanyanan Kosinarkaranun[1], Anawat Rittirong[2] (1. Osaka Sangyo Univ., 2. Osaka Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

[2E10] The comparison of nuclear data, theoretical calculations, and experimental results for photoneutron spectra on Ta, W, and Bi targets for 17 MeV photons

*Thuong Thi Hong Nguyen[1], Toshiya Sanami[2,1], Hirohito Yamazaki[2,1], Yasuhito Sakaki[2,1], Toshiro Itoga[3], Yoichi Kirihara[4], Kenta Sugihara[2,1], Shuji Miyamoto[5], Satoshi Hashimoto[6], Yoshihiro Asano[2,5] (1. SOKENDAI, 2. KEK, 3. JASRI, 4. JAEA, 5. Osaka Univ., 6. Hyogo Univ./LASTI)

3:00 PM - 3:15 PM

[2E11] Measurement of reaction rates of Bi foil with the spallation neutrons emitted at 180 degree by means of activation technique

*Kenta SUGIHARA[1], Shin-ichiro Meigo[2], Hiroki Iwamoto[2], Fujito Maekawa[2] (1. KEK, 2. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

[2E12] The Challenge of the Effective Implementation of FAIR Principles for the Experimental Nuclear Reaction Database: EXFOR

*Shin Okumura[1], Georg Schnabel[1], Arjan Koning[1] (1. IAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Isotope separation by using crown ether

* Pantiwa Kumsut[1], Ryuta Hazama[1], Takaaki Yoshimoto [1], Kanyanan Kosinarkaranun[1], Chonlada Pitakchaianan[1], Anawat Rittirong[2], Tadafumi Kishimoto[2], Toshiyuki Fujii[3], Yoichi Sakuma[4], Satoshi Fukutani[5], Yuji Shibahara[5], Ayaki Sunaga[5]

[1] Graduate School of Human Environment, Osaka Sangyo University, [2] Research Center for Nuclear Physics, Osaka University, [3]Graduate School of Engineering, Osaka University, [4]Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology, [5]Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University

Abstract

Isotope separation of Ca-48 and Li-7 was examined via chemical exchange processes using multi-stage liquid-liquid extraction (LLE) using crown-ether, including DC18C6 and B15C5. As a multi-stage on 30% w/w LiCl (12 M HCl) and 0.07 M B15C5, an isotope effect is 1.010 ± 0.007. This result shows a good trend for development in the future.

Keywords: Isotope Separation, Enrichment, Crown-ether, Calcium, Lithium, Liquid-Liquid Extraction, Multi-stage iteration

Introduction

Ca-48 is a double beta nuclide with a high decay energy of 4.27 MeV. The measurement of double beta decay of Ca-48 gives important information for nuclear physics. It was used to study the neutrinoless double beta decay ($0\nu\beta\beta$) by CANDLES (CALcium fluoride for studies of Neutrino and Dark matters by Low Energy Spectrometer) project. CANDLES project aimed to demonstrate the mysterious neutrinos. In addition, Ca-48 has a natural abundance of only about 0.187% [1]. Thus, the enrichment of Ca-48 has been anticipated to study in this research.

In the future, lithium isotopes will be required for nuclear research and industries, especially Li-7. Isotopically pure 7LiOH is used as a pH-value adjuster for the primary coolant of a pressurized water reactor. In addition, Li has a large cross-section for the thermal neutron. It is helpful as a source of tritium, one of the fuels or blanket materials of a fusion reactor. [3]. Then, a high concentration of Li-7 is necessary.

Nowadays, several isotope separation techniques exist, such as chemical exchange reactions, mass spectrometry, gaseous diffusion, gas centrifugation, photochemical enrichment methods, electromagnetic separators, etc. However, this study focuses on chemical exchange processes using crown ether because of low cost and fast and high productivity. Benzo-15-crown-5 (B15C5) and Dicyclohexano-18-crown-6 (DC18C6) were applied to use in this research. The difference between the side-chain indicates the physical properties of the crown-ether molecule. Thus, DC18C6 is suitable for calcium due to the appropriate cavity size for calcium ions. B15C5 has a high selectivity to the Li-ion among alkali metals and an appropriate cavity size for lithium-ion. In addition, B15C5 used with Lithium will be better than the case of DC18C6 because the lithium-DC18C6 crown complex was found the crown-ether is distorted, and only one chloride atom interacts with the lithium-ion.

In order to enrich calcium and lithium isotopes and study isotope fractionation by extraction, a multi-stage separation method is necessary [1,2]. Therefore, 30% w/w $CaCl_2 \cdot 2H_2O$ and 30% w/w LiCl were extracted with crown ether using multi-stage liquid-liquid extraction (LLE). This work studied terms of the different solvents of water and 12M HCl [3]. Then, the concentration was measured using atomic absorption spectroscopy (AAS: AA-6800). On the other hand, the isotope composition is determined by reaction-cell Inductively coupled plasma mass spectrometer (ICP-MS: Agilent 7900).

Conclusion

At present, found the extraction between 30% w/w LiCl (12 M HCl) and 0.07 M B15C5; there is an isotope effect. This result shows a good trend for isotope separation of calcium and lithium by using crown ether. In the future, this work is expected to apply to microchip separation. That provides fast and high conversion of the extraction process.

References

[1] S. Umehara et al. Calcium isotope separation by band chromatography using 18-crown-6-ether resin. Journal of Nuclear Science and Technology, DOI: 10.1080/00223131.2018.1516579.
[2] K. Nishizawa, T. Takano, I. Ikeda, M. Okahara. Extractive Separation of Lithium Isotopes by Crown Ethers. Separation Science and Technology, 23:4-5, 333-345, DOI: 10.1080/01496398808060708.
[3] A. Rittirong et al. Journal of Physics: Conference Series. 2022, 2147

The comparison of nuclear data, theoretical calculations, and experimental results for photoneutron spectra on Ta, W, and Bi targets for 17 MeV photons

*T.T.H.Nguyen[1], T.Sanami[1,2], H.Yamazaki[1,2], Y.Sakaki[1,2],T.Itoga[3], Y.Kirihara[4], K.Sugihara[1,2], S.Miyamoto[5], S.Hashimoto[6], Y.Asano[2,5].

(1. SOKENDAI, 2. KEK, 3. JASRI, 4. JAEA, 5. Osaka Univ., 6. Hyogo Univ./LASTI)

The photoneutron energy spectra obtained from nuclear data and theoretical calculations were compared with the experimental data for 17 MeV photons on Ta, W, and Bi targets. The results of PHITS code, CoH_3 code, JENDL/PD-2016, JENDL-5, and TENDL-2019 nuclear data were included for this comparison.

Keywords: photonuclear reaction, photoneutron spectrum, PHITS, CoH_3, JENDL/PD-2016, JENDL-5, TENDL-2019.

1. Introduction: Neutron yield, energy and angular distribution for photonuclear reaction is important for shielding design of electron accelerators. Recently, our group measured photoneutron spectra on Ta, W, and Bi targets for 17 MeV linearly polarized photons at angles from 30 to 150 degrees. The results consist of two components, low-energy, and high-energy parts, which indicate different angular dependence. In this study, the results were compared with photoneutron spectra obtained by theoretical codes of PHITS and CoH_3, and nuclear data libraries of TENDL-2019, JENDL/PD-2016.1, and JENDL-5.

2. Methodology: The detail of experiment for photoneutron measurement was already presented in 2022 AESJ autumn presentation [1]. Neutron spectra using PHITS code version 3.27 were obtained from calculation with default model with the geometry same as the experiment. The same geometry with PHITS code was used to obtain neutron spectra with TENDL-2019 and JENDL-5 nuclear data library instead of default reaction models. Neutron spectra using CoH_3 code were obtained with double differential calculation mode without considering experimental geometry. Neutron spectra from JENDL/PD-2016 was derived directory using an ENDF-6 reader program.

3. Results: Figure 1 shows results for Ta and Bi targets at 90 degrees angle perpendicular to direction of polarization with respect to incident photon. All theoretical calculations and nuclear data libraries underestimate the experimental data. They show identical results below 4 MeV and a noticeable discrepancy in the region above 4 MeV. The PHITS results contain only the evaporation component that comes from GEM (Generalized Evaporation Model). The other calculation results show preequilibrium component. The results of TENDL-2019, JENDL-5, and JENDL/PD-2016 nuclear data are similar for Bi. However, on Ta, results by TENDL-2019 and JENDL-5 are higher than by JENDL/PD-2016. The calculations by CoH_3 code are close to experimental data for Ta, but low for Bi.

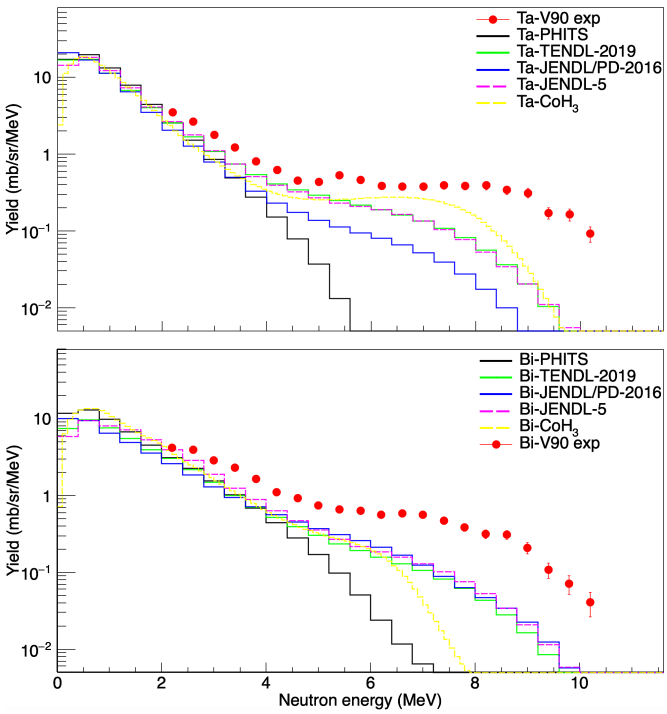


Fig. 1: Photoneutron spectra on Ta and Bi target.

References

[1] T.Nguyen, et al., 2022 Fall meeting of AESJ, 3N06.

180 度方向に放出される核破砕中性子による Bi 箔を用いた放射化反応率測定

Measurement of reaction rates of Bi foil with the spallation neutrons emitted at 180 degree by means of activation technique

*杉原　健太[1]、明午　伸一郎[2]、岩元　大樹[2]、前川　藤夫[2]

[1]KEK, [2]JAEA

大強度陽子加速器施設(J-PARC)で利用可能な、3 GeV 陽子と水銀の反応により生成する核破砕中性子の 180 度方向成分を用いて、ビスマス箔の(n,xn)反応による放射化反応率を測定した。測定値を評価済み核データライブラリ JENDL/HE-2007 を用いた結果と比較した。

キーワード: Bi(n,xn)反応、J-PARC、3 GeV 陽子、水銀標的、核破砕中性子、放射化法、評価済み核データ

1. 緒言

大強度陽子加速器施設(J-PARC)などの加速器施設の遮蔽設計では、透過能が大きな高エネルギー中性子の遮蔽体での減衰係数が重要な情報の一つである。大強度加速器中性子源の応用の一つに加速器駆動システム(ADS)が挙げられる。過去の研究により、現在検討中の ADS では、陽子ビームダクトのストリーミングにより、180 度方向の中性子の遮蔽が重要であることが認識されている。

そこで J-PARC において、3 GeV 陽子と水銀の反応により生成する核破砕中性子の 180 度成分を利用して、ビスマス箔の放射化を用いた将来的な遮蔽体中での減衰係数の導出を目的とする研究を開始した。本発表では、現段階で得られている ^{209}Bi(n,xn)反応の放射化反応率実測値と、評価済み核データライブラリ JENDL/HE-2007[1]を用いた結果との比較について発表する。

2. 実験

実験は J-PARC の 3NBT 施設で実施した。物質・生命科学実験施設(MLF)の水銀標的から 180 度方向に 126.4 m の位置にビスマス箔(サイズ: 25 mm x 25 mm x 0.2 mm, 質量: 14 g)を設置し、3 GeV 陽子と水銀の反応による生成中性子を約 6 日間照射した。入射陽子の強度は約 10^{15} protons/sec(誤差 2%)であった。照射後、高純度ゲルマニウム半導体検出器で、^{209}Bi(n,xn)反応で生成した放射性核種からの崩壊 γ 線を測定し、反応率を導出した。

3. 結果

本測定により、^{209}Bi(n,4n)^{206}Bi ($T_{1/2}$ = 6.24 d)、^{209}Bi(n,5n)^{205}Bi ($T_{1/2}$ = 14.91 d)、^{209}Bi(n,6n)^{204}Bi ($T_{1/2}$ = 11.22 h)、及び ^{209}Bi(n,7n)^{203}Bi ($T_{1/2}$ = 11.76 h)反応の反応率を得た。表 1 に、^{209}Bi(n,4n)^{206}Bi 反応と ^{209}Bi(n,7n)^{203}Bi 反応の反応率を示す。表 1 内には、JENDL/HE-2007 の断面積データと先行研究で測定された 3 GeV 陽子と水銀の反応で発生する中性子エネルギースペクトルの 180° 方向成分[2]の積を積分して導出した反応率も同様に示している。両反応に対して、JENDL/HE-2007 を用いた計算結果は、6%程度の差で実測値と一致することがわかった。

表 1. ^{209}Bi(n,xn)反応の反応率

反応	Exp. [/nucleus/proton]	JENDL/HE-2007 [/nucleus/proton]	JENDL/HE-2007 / Exp.
^{209}Bi(n,4n)^{206}Bi	(1.64±0.06)x10^{-34}	(1.64±0.03)x10^{-34}	1.00±0.04
^{209}Bi(n,7n)^{203}Bi	(4.67±0.25)x10^{-35}	(4.37±0.15)x10^{-35}	0.94±0.06

[1] Y. Watanabe *et al.*, J. Korean Phys. Soc., 59 (2011), pp. 1040-1045.

[2] H. Matsuda *et al.*, Nucl. Instrum. Meth. B 483, (2020), pp. 33-40.

*Kenta Sugihara[1], Shin-ichiro Meigo[2], Hiroki Iwamoto[2], and Fujio Maekawa[2]

[1]KEK, [2]JAEA

原子核反応実験データベース EXFOR における FAIR 原則の実装

The Challenge of the Effective Implementation of FAIR Principles for Experimental Nuclear Reaction Database EXFOR

*奥村 森[1], Georg Schnabel[1], Arjan Koning[1]
[1] International Atomic Energy Agency

The Experimental Nuclear Reaction Database (EXFOR) database is composed of the numerical data compiled by the international collaboration within the Nuclear Reaction Data Centre (NRDC). Although it is digitalized and has been used everywhere, the EXFOR is still under the restrictions of the legacy format of a punch card for coding FORTRAN. It prevents users from using EXFOR data directly by plotting packages such as Gnuplot or matplotlib, a Python package used for data plotting and visualization. Over the past decades, the Open Science known as FAIR (Findable, Accessible, Interoperable, Reusable) and digital transformation movements have gained considerable traction in many scientific fields. As a new example from the Nuclear Data Section of IAEA, we are developing the EXFOR parser to convert EXFOR to JSON and provide data via REST APIs. In this presentation, we will give an overview and some examples of our developments.

キーワード：EXFOR, FAIR Principle, Nuclear Reaction

1. 緒言

近年、研究データの適切な公開を定めるオープンデータの潮流と、データサイエンス等での膨大で複雑なデータを扱う研究手法の増加により、研究データをより効率的かつ有効に扱えるようにする重要性が高まっている。FAIR 原則は、研究データの公開と共有のために開発された減速で、研究データを Findable、Accessible、Interoperable、Reusable（検索、アクセス、相互運用、再利用可能）にすることにより、データを簡単に検索、アクセス、他のデータと統合、再利用することを目指したもので、研究データの標準化や共有が促進され、分野全体の成果が向上することが期待されている。原子核反応の分野も例外ではない。

2. EXFOR Parser 開発の経緯

国際協力により収集された原子核反応実験データのデータベース（EXFOR）には、論文等に公開された数値データが集約されており、長年、核データの評価にも使われてきた。EXFOR は、1 識別子に 1 つの原子核反応・測定物理量・実験条件などがキーと値のペアで構成されるメタデータ部分と、測定数値のテーブルとで構成されるドキュメント指向のフォーマットである。さらに、古い Fortran の固定長の制限を受けていること、メタデータとデータが 1 つのファイルに収まっているためそのままではプロットソフトに読み込めないこと、メタデータに設定される複雑なキーワード等が新規利用者のハードルを上げていること、データへのアクセス方法が限られていることなどの課題があり、FAIR 原則を満たしているとはいえない状況にある。

3. EXFOR Parser の詳細

IAEA 核データセクションにて、新たに EXFOR Parser（フォーマット解析ソフトウェア）を開発した。プログラムは Python で書かれており、2022 年末の時点で変換対象となる EXFOR エントリ数は 2 万 4 千件程度である。基本的な EXFOR Parser の動作は、まず EXFOR ファイルを読み込み、メタデータのキーと値を分離、値の中でも EXFOR 文法に則ったテキスト部とフリーテキスト部に分離し、データテーブルを読み取り、Python 辞書を経由して JSON に変換する。

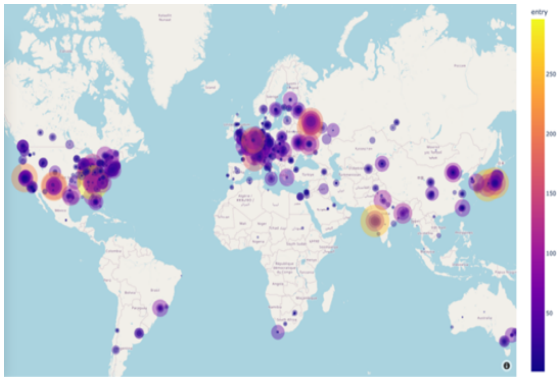


Figure 1 EXFOR に再録された実験データの実験施設ごとの件数を示したバブルチャート

一旦フォーマット解析されたデータは、如何様にも変換することができるため、単位を統一したり、データプロットソフトで扱いやすい X-Y データに直したり、メタデータの検索や実験が行われた国や大学・研究所毎の分析や絞り込みなども可能になる。開発された EXFOR Parser は、オープンソースとして公開予定で、データにアクセスするためのインターフェースも IAEA から公開予定である。

*Shin Okumura[1], Georg Schnabel[1], and Arjan Koning[1]
[1]International Atomic Energy Agency

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

[2E13-17] Charged-Particle Induced Reactions

Chair:Satoshi Kunieda(JAEA)

Tue. Mar 14, 2023 3:50 PM - 5:10 PM Room E (12 Bildg.2F 1225)

[2E13] Measurement of the double-differential cross section (DDX) of the Al(p,xp) reaction in 400 MeV - 3 GeV protons

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

3:50 PM - 4:05 PM

[2E14] Analysis of neutron-production double-differential cross sections in nuclear data measurements using the Kyoto University FFAG accelerator and measurement of a spallation neutron field using a ^{237}Np fission chamber.

*Hiroki Iwamoto Iwamoto[1], Shin-ichiro Meigo[1], Daiki Satoh[1], Yosuke Iwamoto[1], Kenta Sugihara[3], Yoshihiro Ishi[2], Tomonori Uesugi[2], Yasutoshi Kuriyama[2], Hiroshi Yashima[2], Katsuhisa Nishio[1] (1. JAEA, 2. Kyoto Univ., 3. KEK)

4:05 PM - 4:20 PM

[2E15] Measurement of α of 230 MeV/u incident electric charged particles production double differential cross section (2)

*Toshimasa Furuta[1], Yusuke Uozumi[1], Yuji Yamaguchi[2], Yosuke Iwamoto[2], Toshiya Sanami[3], Yusuke Koba[4] (1. Kyushu Univ., 2. JAEA, 3. KEK, 4. QST)

4:20 PM - 4:35 PM

[2E16] Mean-field model dependence of the p+12C, 27Al reaction cross sections at 100 to 200MeV region in antisymmetrized molecular dynamics

*Yuta Mukobara[1], Toshiya Sanami[2,3], Akira Ono[4], Tsunenori Inakura[1], Chikako Ishizuka[1], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Tech, 2. KEK, 3. SOKENDAI, 4. Tohoku Univ.)

4:35 PM - 4:50 PM

[2E17] Description of deuteron-induced inclusive inelastic scattering with the semiclassical distorted wave (SCDW) model

*Hibiki Nakada[1], Kazuki Yoshida[2], Kazuyuki Ogata[3,1] (1. Osaka Univ., 2. JAEA, 3. Kyushu Univ.)

4:50 PM - 5:05 PM

©Atomic Energy Society of Japan

400 MeV - 3 GeV 陽子における Al(p,xp)反応の二重微分断面積 (DDX) の測定 — (2) 400 MeV 陽子を用いた試験 —

Measurements of double-differential cross sections of the Al(p,xp) reaction for 400 MeV - 3 GeV protons — (2) Test experiment using 400 MeV protons —

*明午 伸一郎[1], 山口 雄司[1], 岩元 大樹[1]
[1]J-PARC 原子力機構

宇宙開発事業推進や核内カスケードモデルの比較検討のため、J-PARC のビームダンプ入口のアルミニウム製の窓で散乱により大気中に放出される陽子エネルギースペクトルの測定し、PHITS コードとの比較検討を行った。

キーワード： Al(p,xp)反応、二重微分断面積、PHITS、数 GeV 領域、準弾性散乱、弾性散乱

1. 緒言

宇宙開発事業において、衛星搭載用の荷電粒子検出器の応答測定のため数百 MeV から GeV 領域の陽子の利用が必要となるが、400 MeV 以上のエネルギー領域で供給が可能な加速器施設は世界的に少なく、国内には J-PARC が唯一となるが、J-PARC では利用者へ陽子を供給するのは困難となる。また、加速器駆動核変換システム(ADS)等の大強度陽子加速器施設では核内カスケードモデル(INC)の高度化が重要となる。INC の改良のためには、最前方方向の放出粒子の DDX が重要となるが、実験値が殆どないため新たなデータの取得が望まれる。我々は、宇宙開発事業における陽子ビーム利用推進および INC の高精度化のため、ビームダンプ入口のビーム窓（Al）における散乱陽子のエネルギースペクトルを測定した [1]。今回はビーム電流モニター（CT）にプリアンプを接続し、入射陽子数の測定精度を向上させた。

2. 実験

J-PARC 3NBT のビームダンプ入口には、厚さ 0.3 mm の Al 製の窓が設置され、この窓で散乱した陽子を 4 台の厚さの異なるプラスティクシンチレータ(形状□50 mm 、EJ200)検出器により測定した。ビーム進行方向に対し 13° の方向となる窓から 14 m 離れた大気中に検出器を設置した。入射ビームは、1 ショットあたり~10^{14} 個となる通常の利用運転より 7 桁低い 10^{7} 個/ショットを用い、測定信号のパイルアップを防止した。検出器の信号をデジタイザ(SIS3316)に入力し、各検出器の同時計測を行い粒子弁別した。

3. 結果

最終段検出器(厚さ 0.4 m)の波高分布を、電子相当の発光量(MeVee)における窓への入射陽子あたりの応答関数として図 1 に示す。本実験値は、概ね前回発表 [1]と一致することを確認した。図の縦軸はビーム窓に入射する陽子の数で規格化した。窓の散乱陽子の最大運動エネルギーは、弾性散乱により~ 400 MeV となるが、真空容器のビームダクト(5.5 mm-t)の脱出の際に浅い角度の横断により、大気中の最大運動エネルギーは 350 MeV となる。放出された陽子は、最終段の検出器で停止した。PHITS の INCL4.6/GEM を用いた応答関数を図 1 の緑色の実線として示す。弾性散乱による実験のピーク強度を再現するもの、140 MeVee 付近の準弾性散乱による寄与を約 4 倍過大評価し、同様な傾向は、他の測定結果[2]の結果にも見られた。一方、JQMD/GEM（黒線）および JQMD/SMM（赤線）による計算は、改善の余地はあるものの実験と比較的良い一致を示した。JQMD/GEM および JQMD/SMM の計算では、脱励起状態に移行する時間(t_{sw})を、それぞれ 150 fm/c および 75 fm/c としており、t_{sw} の違いにより準弾性散乱のピークの高さに違いを与えたものと考えられる。今後 t_{sw} に関する調査を進める。

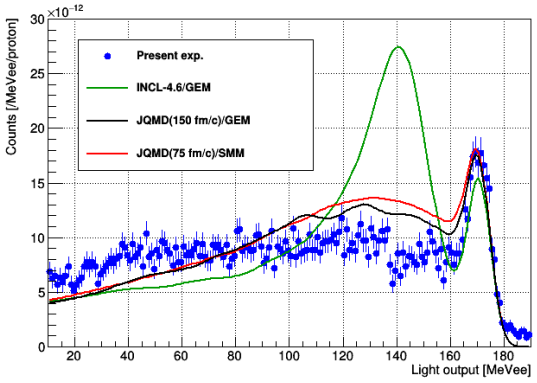


図 1 実験及び PHITS コードの計算の応答関数の比較。弾性散乱のピーク幅が一致するように計算値を検出器のエネルギー分解能 (2%)でスメアした。

参考文献
[1] 明午 他、2A05 原子力学会 春の大会 (2022)
[1] R.E. Chiren, et al, Phy. Rev. C, 21, 1014 (1980)

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

京都大学 FFAG 加速器を用いた核データ測定実験における中性子生成二重微分断面積の解析及び ^{237}Np 核分裂計数管を用いた核破砕中性子場の測定

Analysis of neutron-production double-differential cross sections in nuclear data measurements using the Kyoto University FFAG accelerator and measurement of a spallation neutron field using a ^{237}Np fission chamber

*岩元 大樹[1]，明午 伸一郎[1]，佐藤 大樹[1]，岩元 洋介[1]，杉原 健太[3]，西尾 勝久[1]，石 禎浩[2]，上杉 智教[2]，栗山 靖敏[2]，八島 浩[2]，岡部 晃大[1]，牧井 宏之[1]，廣瀬 健太郎[1]，Orlandi Riccardo[1]，洲嵜 ふみ[1]，大泉 昭人[1]，塚田 和明[1]，前川 藤夫[1]，森 義治[2]
[1]JAEA，[2]京大，[3]KEK

京都大学 FFAG 加速器を用いて、鉛及びビスマス標的に対する 107 MeV 陽子入射中性子生成二重微分断面積の追加測定及び ^{237}Np 核分裂計数管を用いた核破砕中性子場による核分裂計数率の測定を行なった。

キーワード：陽子入射中性子生成二重微分断面積，飛行時間法，PHITS，核反応モデル、^{237}Np 核分裂計数率

1. 緒言

加速器駆動システム（ADS）の研究開発や基礎研究に資する核データを取得することを目的として、京都大学の固定磁場強収束（FFAG）加速器を用いた中性子生成二重微分収量 TTNY 及び二重微分断面積 DDX の測定を行なっている。本研究では検出角に対する系統的なデータを取得するため、鉛及びビスマス標的に対する中性子生成 DDX の追加測定を実施した。さらに TTNY 測定結果を補強するため、^{237}Np 核分裂計数管を用いて核破砕中性子場による ^{237}Np 核分裂計数率を測定した。

2. 測定

DDX の測定では、FFAG 加速器で加速されたエネルギー107 MeV の陽子ビームを、厚さがそれぞれ 2 mm 及び 5 mm の鉛及びビスマス標的に照射し、飛行時間法により 30 度及び 150 度に対する中性子生成 DDX を新たに取得した。^{237}Np 核分裂計数管を用いた核分裂計数率の測定では、厚さ 30 mm の鉛標的に 107 MeV 陽子入射による核破砕中性子場における核分裂計数率を、検出角 60 度及び 120 度に対して取得した。

3. 解析及び結果

測定で得られた DDX を、放射線挙動解析コード（PHITS）に組み込まれた核反応モデルと評価済み核データライブラリによる計算結果と比較した。比較の結果、PHITS 推奨モデルの INCL4.6/GEM は実験値をおおむね再現する一方、JQMD/GEM モデルは全検出角で 10 – 30 MeV の領域で DDX を過大評価した。**図 1** に、JQMD の核内カスケード過程から蒸発過程に移行する移行時間パラメータ t_{sw} の値を変化させたときの JQMD/GEM モデルの解析結果の比較を示す。比較の結果、全ての角度に対して、t_{sw} = 75 fm/c で 10 MeV 以上の DDX 解析値に改善が見られた。その傾向は 140 MeV 陽子入射 DDX [1]に対しても同様であり、JQMD モデルにおける t_{sw} の詳細な検討が必要となることが示唆された。

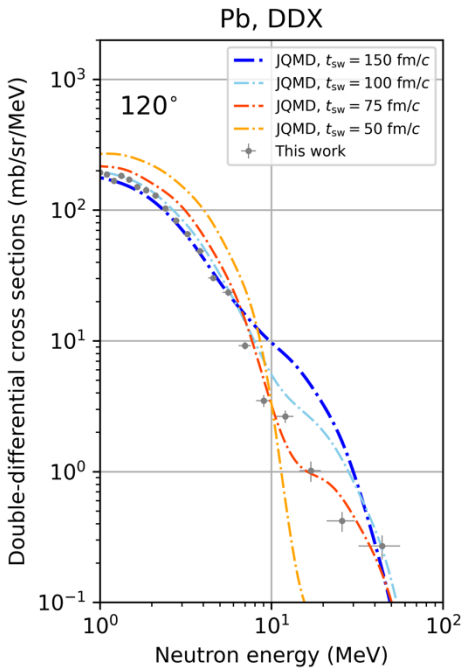


図 1 鉛標的に対する 107 MeV 陽子入射中性子生成 DDX の実験値と JQMD/GEM モデル計算値との比較（JQMD デフォルト値：t_{sw} = 150 fm/c）

講演ではこれらの測定及び解析結果の詳細を、^{237}Np 核分裂計数管を用いた測定結果とともに報告する。

参考文献

[1] Y. Iwamoto et al. Nucl Instrum Meth Sect B. **620**, 11–21 (2010).

謝辞 本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業の助成 JPMXD0219214562 を受けたものです。

*Hiroki Iwamoto[1], Shin-ichiro Meigo[1], Daiki Satoh[1], Yosuke Iwamoto[1], Kenta Sugihara[3], Katsuhisa Nishio[1], Yoshihiro Ishi[2], Tomonori Uesugi[2], Yasutoshi Kuriyama[2], Hiroshi Yashima[2], Kota Okabe[1], Hiroyuki Makii[1], Kentaro Hirose[1], Riccardo Orlandi[1], Fumi Suzaki[1], Akito Oizumi[1], Kazuaki Tsukada[1], Fujio Maekawa[1], Yoshiharu Mori[2]
[1]JAEA, [2]Kyoto Univ., [3]KEK

230 MeV/u α 粒子入射荷電粒子生成二重微分断面積の測定(2)

Measurement of α of 230MeV/u incident charged particles production double differential cross section(2)

*古田　稔将[1]，魚住　裕介[1]，山口　雄司[2]，岩元　洋介[2]，佐波　俊哉[3]，古場　裕介[4]
[1]九大，[2]JAEA，[3]KEK，[4]QST

本研究では、230 MeV/u の α 粒子入射荷電粒子生成反応の二重微分断面積（DDX）の解析を目的とする。230MeV/u の α 粒子ビームを標的核 C,Al,Co に入射し、その結果生じた放出角度 15˚,20˚,40˚,60˚における荷電粒子 p,d,t,^{3}He,α の生成量を測定し、各標的核・放出角度の DDX を取得した。検出器として Si 半導体検出器、GSO シンチレータ、PWO シンチレータで構成されたカウンターテレスコープを使用し、放出粒子の種類およびエネルギーの同定には E-ΔE 測定法を用いた。

キーワード：二重微分断面積，PHITS，α 粒子入射

1. 緒言

粒子線がん治療や宇宙開発において高エネルギーの α 粒子および ^{12}C 入射核反応の影響は大きく、粒子輸送計算高精度化に向けた核反応模型の改良が求められている。これには反応機構の理解が必要であるが、現在までに報告されている実験データは不十分であり反応機構の解明には至っていない。そこで本研究では 230 MeV/u の α 粒子入射反応に着目し、陽子から α までの放出粒子の二重微分断面積（DDX）を測定する。さらに測定データを分析することによって標的核依存性等を考察する。

2. 実験

実験は放射線医学総合研究所の HIMAC 棟、物理・汎用照射室にて行った。230 MeV/u の α 粒子を標的核 C(0.1 mm),Al(0.1 mm),Co(0.05 mm)に入射し、放出角度 15˚, 20˚, 40˚, 60˚における荷電粒子 p,d,t,^{3}He,α の生成量を測定し、各標的核・放出角度・放出粒子の DDX を取得した。検出器として 2 枚の Si 半導体検出器(0.1 mm・0.3mm)、GSO シンチレータ、PWO シンチレータで構成されたカウンターテレスコープを使用した。1 枚目と 2 枚目の Si 半導体検出器、2 枚目の Si 半導体検出器と GSO シンチレータ、GSO シンチレータと PWO シンチレータの組み合わせをそれぞれ ΔE 検出器と E 検出器として E-ΔE 測定法を用いることによって放出粒子の種類およびエネルギーの同定を行った。

3. 結果・考察

我々は標的核 C,Al,Co、放出粒子 p,d,t,^{3}He,α の 15°,20°,40°,60° の DDX の取得に成功した。標的核依存性を調べるために DDX をエネルギー積分し取得した角度微分断面積（DX）を解析した。右図は DX の一例であり、前方角では $A^{1/3}$、後方角では $A^{2/3}$ の標的核依存性があることが分かっている。また、エネルギー依存性についても他のグループの実験結果と比較することによって考察する。

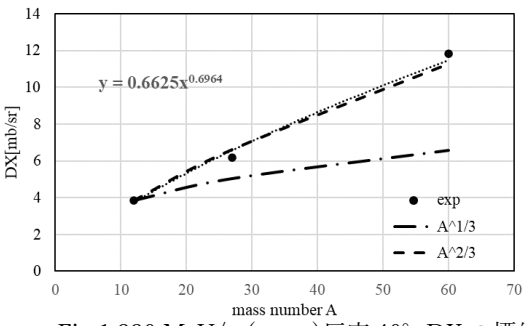


Fig.1 230 MeV/u (α,px)反応 40° DX の標的核依存性

*Furuta Toshimasa[1]，Uozumi Yusuke[1]，Yamaguchi Yuji[2]，Iwamoto Yosuke[2]，Sanami Toshiya[3]，Koba Yusuke[4]
[1]Kyushu Univ.，[2]JAEA，[3]KEK，[4]QST

反対称化分子動力学における 100–200MeV 領域の p+^{12}C, ^{27}Al 反応断面積の平均場模型依存性

Mean-field model dependence of the p+^{12}C, ^{27}Al reaction cross sections at 100 to 200MeV region in antisymmetrized molecular dynamics

*向原 悠太[1], 佐波 俊哉[2,3], 小野 章[4], 稲倉 恒法[1], 石塚 知香子[1], 千葉 敏[1]

[1]東工大, [2]KEK, [3]総研大, [4]東北大

中間エネルギー核反応の微視的記述には平均場効果と 2 核子衝突の効果が重要であり、反対称化分子動力学はその両者を含む量子力学的模型である。本研究では p + ^{12}C, ^{27}Al 反応を例にとって、異なる平均場模型が粒子生成の予測にどのような違いをもたらすのかを検討する。

キーワード：反対称化分子動力学, 粒子生成, 平均場, 2 核子衝突, 核データ

1. 緒言

がん治療等で用いられる重イオン反応は機構が複雑で標準的な模型が確立していない。反対称化分子動力学[1]（AMD）は衝突反応のフラグメント生成をよく再現でき、軽イオンから重イオン入射反応に対して統一的に適用できる数少ないモデルであるが、これまでの我々の研究で、重イオン入射の場合、異なる平均場模型を用いた二重微分断面積の計算結果に数十倍程度のばらつきがあることが分かっている。本研究では工学的に重要な核子入射反応に対する適用性を検討するために p+^{12}C, ^{27}Al 反応を例にとって、AMD において異なる平均場模型が粒子生成の予測にどのような違いをもたらすのかを評価した。

2. 方法

摩擦冷却法によって標的核の基底状態を求め、統計カスケード崩壊[2]を含めて衝突計算を 150,000 イベント行い断面積を求めた。有効相互作用として Skyrme 相互作用を用い、5 種類の平均場模型の比較を行った。入射させる陽子のエネルギーは 113MeV と 256MeV とした。

3. 結果

(p,n)反応の 7.5 度と 60 度方向の二重微分断面積を図 1 に示す。横軸は放出粒子のエネルギーであり、縦軸が二重微分断面積である。Exp.は Meier 等[3]の実験値である。図 1 より、AMD は全体的に過小評価の傾向があるが、^{12}C の 7.5 度以外では ^{12}C(p,n), ^{27}Al(p,n)共に実験値を QMD よりよく再現できている。また 7.5 度と高エネルギーで平均場の影響が強く出ていることと Quasi Elastic および Quasi Free Scattering の構造がクリアであることがわかった。重陽子やα粒子などの複合粒子生成において平均場依存性は中性子放出反応より強く発現した。

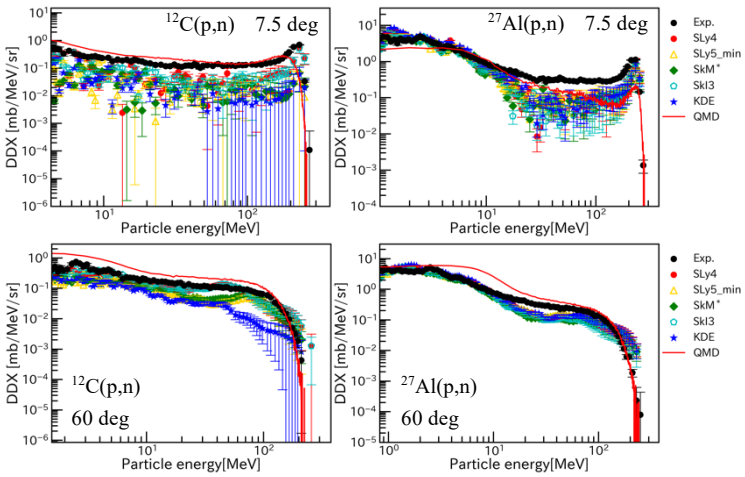


図 1 proton を 256MeV で入射させたときの neutron 生成の二重微分断面積。標的核は左が ^{12}C, 右が ^{27}Al の結果である。上の段が 7.5 度、下の段が 60 度放出の結果である。

4. 結論

陽子入射反応に対して AMD+統計カスケード崩壊計算における平均場模型の予測値を生成断面積によって比較した。平均場模型によって予測に違いが生じた。特に、前方でその影響が顕著に出ることがわかった。

参考文献

[1] Akira Ono, *et al.*, Phys. Rev. C 47, 2652 (1993).

[2] F. Piilrlhofer, Nucl. Phys. A 28O, 267 (1977).

[3] M. M. Meier, *et al.*, Nucl. Sci. Eng. 110, 289 (1992).

*Yuta Mukobara[1], Toshiya Sanami[2,3], Akira Ono[4], Tsunenori Inakura[1], Chikako Ishizuka[1] and Satoshi Chiba[1]

[1]Tokyo Tech, [2]KEK, [3]SOKENDAI, [4]Tohoku Univ.

半古典歪曲波模型による重陽子入射包括的非弾性散乱の記述

Description of deuteron-induced inclusive inelastic scattering with the semiclassical distorted wave (SCDW) model

*中田 響[1], 吉田 数貴[2], 緒方一介[3,1]

[1]大阪大学, [2]JAEA, [3]九州大学

抄録：半古典歪曲波模型(SCDW)を用いて、(d,d'x)反応の包括的非弾性散乱断面積を記述する。また、SCDW によって得られた計算結果と、DEURACS における励起子モデルで計算される包括的非弾性散乱断面積の比較を行い、考察を述べる。

キーワード：半古典歪曲波模型、包括的反応、DEURACS、非弾性散乱

重陽子は、電荷をもつため中性子と比べてビームとしてのコントロールが容易であり、かつ、その分解によって生じる中性子が標的核の深部まで到達できると期待されることから、核変換を引き起こす有効な粒子として近年注目されている。このとき、研究の対象となる反応として、反応後の原子核の状態を指定せずに、放出重陽子のエネルギーと角度のみを指定する包括的(d,d'x)反応がある。本研究では、この反応のうち、直接過程として描ける成分(包括的非弾性散乱) に着目する。一般に包括的反応の記述は、膨大な原子核状態が関与するため非常に困難である。現象論的には、励起子モデル[1]やその拡張モデル[2]を用いて計算することができる。しかしこれらのモデルは、ある程度の精度で実験結果を再現することはできるものの、入射波(放出波)が標的核によって歪められる効果を取り入れることができないという問題がある。

本研究では、(d,d'x)反応の包括的非弾性散乱断面積を、調整パラメータを含まない量子力学的なモデルである半古典歪曲模型(SCDW)[3-5]を用いて記述する。SCDW では、入射粒子と原子核の反応は、原子核によって歪められた入射粒子(入射波)と核内核子の散乱の集積として表される。これによって、SCDW では歪曲の効果を取り入れ、核内における粒子の散乱の運動学を正確に扱うことができる。また SCDW では、反応に関与する原子核の状態が膨大であることを逆手にとり、原子核の応答を簡便な局所フェルミガス模型で表現することで、包括的反応の記述を実現している。本講演では、SCDW による計算の結果と、重陽子入射反応を広汎に記述する計算コードシステム DEURACS において励起子モデルで計算される包括的非弾性散乱断面積の比較を行い、考察を述べる。

参考文献

[1] J. J. Griffin, Phys. Rev. Lett. **17** (1966) 478.

[2] C. Kalbach, Phys. Rev. C **32,** 1157 (1985).

[3] Y. L. Luo and M. Kawai, Phys. Rev. C **43**, 2367 (1991).

[4] Y. Watanabe *et al.*, Phys. Rev. C **59**, 2136 (1999).

[5] K. Ogata *et al.*, Phys. Rev. C **60**, 054605 (1999).

Hibiki Nakada[1], Kazuki Yoshida[2] and Kazuyuki Ogata[3,1]

[1]Osaka Univ., [2]JAEA, [3]Kyushu Univ.

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 501-1 Basic Properties

[2F01-04] Basic Reaction, Basic Property

Chair:Isamu Sato(TCU)

Tue. Mar 14, 2023 10:00 AM - 11:05 AM Room F (12 Bildg.3F 1232)

[2F01] Oxygen potential measurements of Nd-doped (U,Pu,Am)$O_{2\pm x}$ mixed oxides

*Romain Jean-Marie Vauchy[1], Takeo Sunaoshi[1], Shun Hirooka[1], Shinya Nakamichi[1], Tatsutoshi Murakami[1], Masato Kato[1] （1. JAEA, 2. Inspection Development）

10:00 AM - 10:15 AM

[2F02] Chemical reaction between cesium compounds and zircaloy-4 at 1073 K

*Mai Dung Do Thi Do Thi[1], Tadachika Nakayama[1], Hisayuki Suematsu[1] （1. Nagaoka University of Technology）

10:15 AM - 10:30 AM

[2F03] Oxygen potential and thermal conductivity of highly Am-doped UO_2

*Masashi WATANABE[1], Keisuke YOKOYAMA[1], Masato KATO[1], Tetsushi HINO[2] （1. JAEA, 2. HGNE）

10:30 AM - 10:45 AM

[2F04] Enthalpy measurement and evaluation of specific heat on MOX at high temperature

*Shun Hirooka[1], Taku Matsumoto[1], Masato Kato[1], Masahiro Ogasawara[2] （1. JAEA, 2. Inspection Development）

10:45 AM - 11:00 AM

©Atomic Energy Society of Japan

Oxygen potential measurements of Nd-doped (U,Pu,Am)$O_{2\pm x}$ mixed oxides

*Romain Vauchy[1], Shun Hirooka[1], Takeo Sunaoshi[2], Shinya Nakamichi[1], Tatsutoshi Murakami[1], and Masato Kato[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

[2]Inspection Development Company

Relative oxygen potentials of $U_{0.817}Pu_{0.180}Am_{0.003}O_{2\pm x}$ incorporating 10 and 20 mol% of neodymium (Nd/Metal) were investigated by thermogravimetry at 1573, 1773, and 1873 K.

Keywords: oxygen potential, MOX fuel, stoichiometry, nuclear fuel, SIM-fuel

1. Introduction

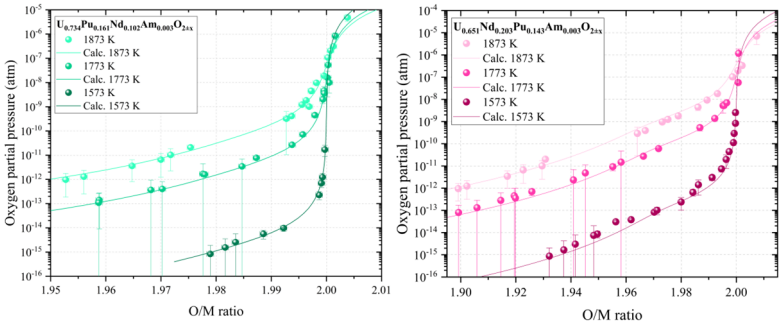
Uranium–plutonium mixed oxides (MOX) are used as fuel elements for different nuclear reactor technologies. The Oxygen/Metal ratio of these materials influences most of their thermal properties (from cation interdiffusion to melting point). The oxygen potential of U–Pu mixed oxides is the relation between the activity of oxygen in the solid (hence the O/M ratio) and the oxygen partial pressure of the surrounding gas phase. Studying the influence of some of the main fission products on the oxygen potential of MOX is needed to better understand its in-pile behavior but also within the frame of developing a low-decontamination reprocessing of spent nuclear fuels [1]. Neodymium is one of the more abundant solid fission products (FPs) [2] and is also known to be soluble within the UO_2 fluorite structure [3]. Due to its high fission yield, evaluating the effect of Nd incorporation on the thermal properties of MOX fuels is necessary.

2. Sample preparation

The specimens were prepared by conventional powder metallurgy involving the co-milling and reactive sintering of Nd_2O_3 and $U_{0.817}Pu_{0.180}Am_{0.003}O_2$ powders [4]. EPMA revealed a homogeneous cation distribution.

3. Results

The introduction of neodymium in MOX induced an increase in the oxygen potential of the material. The results were analyzed at the light of the defect chemistry models previously developed by our team.



4. Conclusion

The oxygen potential of Nd-doped MOX was measured for the first time and exhibited a higher oxygen potential than that of the un-doped material, regardless of the temperature.

References

[1] J. Guon, J.E. Bodine, R.J. Sullivan, F. Gandolfo, Low decontamination reprocessing studies on irradiated uranium dioxide reactor fuel, Atomics International, Canoga Park, California, USA, 1962.

[2] H. Kleykamp, The chemical state of the fission products in oxide fuels, J. Nucl. Mater. 131 (1985) 221–246. https://doi.org/10.1016/0022-3115(85)90460-X.

[3] T. Ohmichi, S. Fukushima, A. Maeda, H. Watanabe, On the relation between lattice parameter and O/M ratio for uranium dioxide-trivalent rare earth oxide solid solution, J. Nucl. Mater. (1981) 40–46. https://doi.org/10.1016/0022-3115(81)90544-4.

[4] S. Hirooka, Y. Horii, T. Sunaoshi, H. Uno, T. Yamada, K. Hayashizaki, S. Nakamichi, T. Murakami, M. Kato, Sintering behavior and microstructural characterizations of Nd-Sm-doped MOX, J. Nucl. Mater. (n.d.).

Chemical Reaction Between Cesium Compounds and Zircaloy-4 at 1073 K in Argon Gas

*Thi Mai Dung Do[1], Tadachika Nakayama[1] and Hisayuki Suematsu[1]
[1]Nagaoka University of Technology.

Abstract: The possible reaction between cesium, molybdenum, and zirconium oxides (powder and plates) will be studied at 800 °C at different time in argon gas. Samples will be analyzed by X-ray diffraction, Raman spectroscopy, and electron probe micro analyzer. The chemical reaction between cesium compounds and zircaloy took place.

Keywords: cesium, zirconium, molybdenum, reaction, severe accident

1. Introduction

Cesium is one of the important contributors to ground contamination and radiation doses in the environment in the event of a reactor accident which has resulted in core degradation and containment failure. Cesium concentrates in fuel pellets, and they exist in many forms including cesium hydroxyl (CsOH) and cesium molybdate (Cs_2MoO_4). When the temperature reaches 1073 K, CsOH is in the vapor phase while Cs_2MoO_4 is in the solid form. At the same time, fuel cladding which is made by zircaloy starts to be oxidized. The releasing of cesium, if CsOH formed, may start by diffusing/reacting of CsOH through the zircaloy oxide layer. Besides, the reaction between Cs_2MoO_4 and zircaloy also happened. The oxidation level of zircaloy may be speed up due to the CsOH or Cs_2MoO_4.

In order to investigate the cesium releasing during the early stages of nuclear severe accident, the reaction/diffusion of cesium in both forms CsOH and Cs_2MoO_4 into zircaloy at 1073 K in both dry and humid will be studies. The behavior of CsI is neglected in this research.

2. Experiments

CsOH (99.9%), Cs_2MoO_4 (99%) used for this study were purchased from Alfa Aesar and Mitsuwa Chemical Co. Ltd., respectively. Zircaloy-4 specimens purchased from Nilaco Corporation were prepared into approximate dimensions $10 \times 10 \times 0.5$ mm^3. CsOH was placed in a platinum boat. Zircaloy specimen was placed on the two sides of the boat, right above CsOH. In another test, Cs_2MoO_4 was placed over a zircaloy specimen. The heating temperature of both tests was 1073 K for 1 - 9 hours in Ar gas stream in an electric furnace. After the heating, the samples were characterized by X-ray diffraction and Raman spectroscopy. The reaction/diffusion of cesium compound will be observed by scanning electron microscopy and energy dispersive X-ray spectroscopy.

3. Results

Fig. 1 shows the X-ray patterns of zircaloy-4 after heating at 1073 K with CsOH vapor and Cs_2MoO_4 in the Ar gas. Zirconium oxide (ZrO_2) and Cs_2ZrO_3 phases formed on the surface in both tests, indicating that the reaction between Zr and CsOH (g) took place. The intensity of Cs_2ZrO_3 in the test with Cs_2MoO_4 was low, however, there was a possibility that the oxidation of zircaloy-4 was affected by Cs_2MoO_4. The reaction/ diffusion of cesium compounds in zircaloy-4 will be discussed in detail.

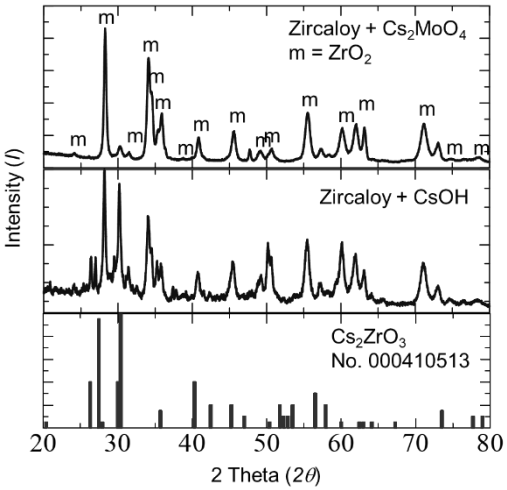


Fig. 1. XRD pattern of Zircaloy oxidized at 1073 K for 1 h in Ar with CsOH (gas) or Cs_2MoO_4 (solid)

高 Am 含有 UO_2 の酸素ポテンシャルと熱伝導率

Oxygen potential and thermal conductivity of highly Am-doped UO_2

*渡部 雅[1]，横山 佳祐[1]，加藤 正人[1]，日野 哲士[2]

[1]JAEA，[2]日立 GE

$U_{0.85}Am_{0.15}O_2$ の酸素ポテンシャル及び熱伝導率の測定を行った。酸素ポテンシャルは気相平衡法を用いて 1473 K、1573 K 及び 1673 K のデータを取得することに成功した。また、熱伝導率は酸素ポテンシャル測定結果を参考にして定比組成近傍での測定に成功した。

キーワード：酸素ポテンシャル，熱伝導率，マイナーアクチニド，二酸化ウラン

1. 緒言

現在、次世代革新炉として開発が進められている軽水冷却高速炉（RBWR）[1]では高 Am 含有 UO_2 燃料を装荷し、Am241 の核変換を行う概念が検討されている。このターゲット燃料の軽水冷却高速炉への適用性を評価するためには、当該燃料の基礎物性データの整備が不可欠である。しかしながら、高 Am 含有 UO_2 の物性データは非常に少ないため、本研究では物性データの拡充を目的として、燃料製造や照射挙動評価において特に重要な酸素ポテンシャル及び熱伝導率の測定を行った。

2. 実験方法

粉末冶金法で作製した$(U_{0.85}Am_{0.15})O_2$ ペレットをディスク状に切り出して測定試料とし、酸素ポテンシャル測定及び熱伝導率測定の各試験に供した。酸素ポテンシャル測定は気相平衡法を採用し、1473 K、1573 K 及び 1673 K のデータを取得した。熱拡散率は雰囲気制御型熱拡散率測定装置（京都電子工業製）を用いて、炉内の酸素分圧を制御しながら室温から 1473 K まで 100 K ごとに取得し、別途取得又は評価した試料密度及び比熱容量から熱伝導率を導出した。

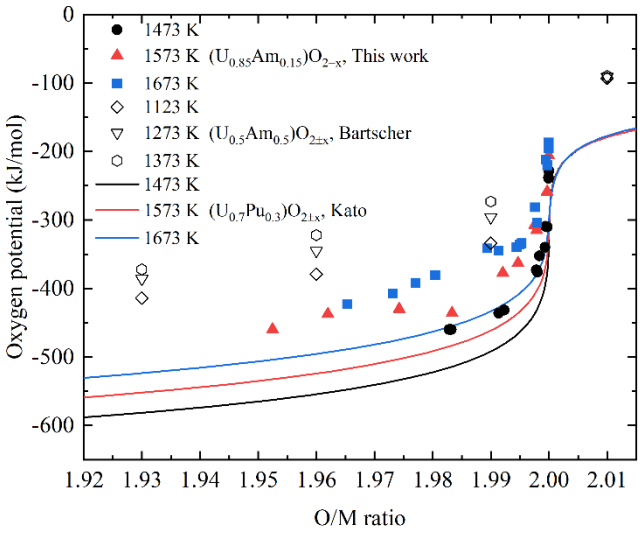


図 1　酸素ポテンシャルの測定結果

3. 結果及び考察

図 1 に本研究で取得した酸素ポテンシャルと文献値[2-3]を併せて示す。$(U_{0.85}Am_{0.15})O_2$ の酸素ポテンシャルは$(U_{0.7}Pu_{0.3})O_2$ よりも 50-100 kJ/mol 程度高い値を示し、Am 含有率の増加に伴い酸素ポテンシャルは増加する傾向があることが示唆された。$(U_{0.85}Am_{0.15})O_2$ の熱伝導率は UO_2、AmO_2 及び Am 含有 MOX よりも低い値を示すことがわかった。また、$(U,Am)O_2$ の熱伝導率の文献値とも大きな乖離がないことから妥当な値が得られたと判断できる。本報告は経済産業省補助事業「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」の成果を含む。

参考文献

[1] 日野ほか、日本原子力学会 2020 年春の年会 3H05「軽水冷却高速炉の開発 (1)ねらいと全体計画」

[2] W. Bartscher and C. Sari, https://doi.org/10.1016/0022-3115(83)90228-3

[3] M. Kato et al., https://dx.doi.org/10.1016/j.jnucmat.2017.01.056

---

*Masashi Watanabe[1], Keisuke Yokoyama[1], Masato Kato[1] and Tetsushi Hino[2]

[1]JAEA, [2]HGNE

高温領域における MOX のエンタルピー測定と比熱評価

Enthalpy measurement and evaluation of specific heat on MOX at high temperature

*廣岡 瞬[1]、松本 卓[1]、小笠原 誠洋[2]、加藤 正人[1]
[1] 日本原子力研究開発機構，[2] 検査開発

酸化物燃料において比熱は熱伝導率の評価や過渡時の燃料温度評価に用いる基礎物性の一つである。本研究ではドロップカロリメータを用いて 1950℃までの MOX（Pu/metal=18 at%）のエンタルピーを測定し、比熱を評価した。また、過去に報告した UO_2、PuO_2 及び MOX のデータと比較し、Pu 含有率の影響を評価した。

キーワード：MOX、プルトニウム、エンタルピー、比熱、ドロップカロリメータ

1. 緒言

酸化物燃料では温度上昇に伴い酸素欠陥及び電子欠陥の濃度が上昇し、比熱が上昇することが知られているが、特に高温領域では実験の困難さから文献の間で数値のばらつきが大きく、また、MOX 燃料の報告例は極めて少ない。原子力機構では過去にドロップカロリメータを用いて UO_2、PuO_2 及び MOX（Pu=0.46）に対して約 2000℃までのエンタルピー測定を行い、比熱を評価し報告した。今回新たに Pu=0.18 の MOX に対してエンタルピー測定を行い、比熱を評価し、これまでの結果と比較することで Pu 含有率の影響を評価した。

2. 試験方法

次のとおりドロップカロリメータを用いてエンタルピーを測定し、比熱を評価した。約 3.5g の MOX 焼結体をタングステン製の容器に真空封入した。これを所定の温度に加熱し、銅製の熱浴に落下させ、落下後の熱浴を含めた試料の温度上昇を測定することで、MOX のエンタルピーを評価した。得られたエンタルピーをフィッティングし、温度で微分することで比熱を導出した。

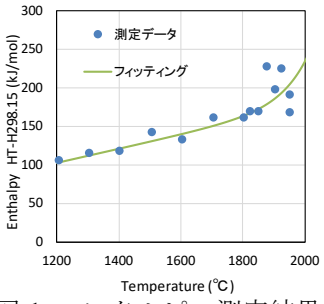


図 1 エンタルピー測定結果

3. 結果・考察

エンタルピーの測定結果を図 1 に示す。高温になるほどエンタルピーは上昇し、1850℃以上で上昇の傾きに変化が観察された。過去の測定結果も含め、エンタルピーのフィッティングから比熱を評価した結果を図 2 に示す。今回取得した Pu=0.18 の MOX の比熱は PuO_2 と同程度であった。いずれもエンタルピーの上昇に伴い比熱は上昇し、Pu=0.46 の MOX において最も低温から比熱が上昇する結果が得られた。これは、Pu=0.46 の MOX において最も低温から欠陥濃度が上昇していることが原因と考えられる。

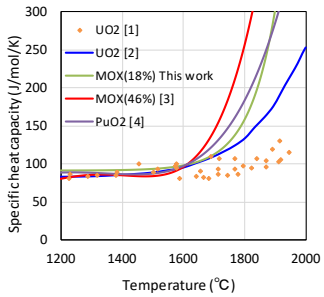


図 2 比熱の評価結果

4. 結論

今回取得した Pu=0.18 の MOX の比熱は PuO_2 と同程度と得られ、Pu=0.46 において最も低温から急上昇する結果を得た。高温領域ではエンタルピーの測定結果にばらつきが大きくデータ取得を継続する必要がある。

参考文献

[1] T.R. Pavlov et al., Acta Materialia 139 (2017) 138-154
[2] 松本卓他，“高温領域における UO_2 の比熱及び熱拡散率”，日本原子力学会 2019 年秋の大会, 2E04
[3] 森本恭一他，“高温領域の(U,Pu)O_2 のエンタルピー測定と比熱評価”，日本原子力学会 2018 年秋の大会, 2E07
[4] 森本恭一他，“高温領域における PuO_2 のエンタルピー測定と比熱評価”，日本原子力学会 2019 年秋の大会, 1E09

* Shun Hirooka[1], Taku Matsumoto[1], Masahiro Ogasawara[2], Masato Kato[1]
1 Japan Atomic Energy Agency, 2 Inspection Development Company Ltd

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 501-1 Basic Properties

[2F05-07] Machine Learning, Fast Reactor Recycling, Effective Utilization of FP

Chair:Masashi WATANABE(JAEA)

Tue. Mar 14, 2023 11:05 AM - 11:55 AM Room F (12 Bildg.3F 1232)

[2F05] Machine Learning Sintering Density Prediction Model for MOX Fuel Pellet

*Ryota Tsuchimochi[1], Masato Kato[1], Tatsuya Nakajima[1], Shun Hirooka[1], Masashi Watanabe[1], Shinya Nakamichi[1], Tatsutoshi murakami[1], Katsunori Ishii[1] (1. JAEA)

11:05 AM - 11:20 AM

[2F06] Demonstration research on fast reactor recycling using low decontaminated MA-bearing MOX fuels

*Yuta Horii[1], Shun Hirooka[1], Hiroki Uno[2], Masahiro Ogasawara[2], Tetsuya Tamura[2], Tadahisa Yamada[2], Naoya Furusawa[2], Shinya Nakamichi[1], Tatsutoshi Murakami[1], Masato Kato[1] (1. JAEA, 2. Inspection Development)

11:20 AM - 11:35 AM

[2F07] Study on effective utilization of fission products in irradiated fuel

*Naoki Tarumi[1], Koya Yamazaki[1], Yuki Oiwa[1], Haruaki Matsuura[1], Shunichi Suzuki[2], Isamu Sato[1] (1. Tokyo City Univ., 2. UTokyo)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

MOX 燃料ペレットの機械学習焼結密度予測モデル

Machine Learning Sintering Density Prediction Model for MOX Fuel Pellet

*土持 亮太[1]，加藤 正人[1]，中嶋 竜矢[1]，廣岡 瞬[1]，
渡部 雅[1]，中道 晋哉[1]，村上 龍敏[1]，石井 克典[1]
[1]日本原子力研究開発機構

高速炉燃料に用いられるウラン・プルトニウム混合酸化物（MOX）燃料ペレットの製造データを基に、機械学習により焼結密度の予測モデルを導出し、R^2=0.997 と良く一致した。

キーワード：機械学習、高速炉、MOX 燃料、燃料ペレット

1. 緒言

MOX 燃料は、異なる特性を有する複数の原料粉末を機械混合法により混合し、製造される。また、製造工程が多く、プルトニウムの崩壊熱や MOX の酸化・還元に伴う物性変化等の MOX 特有の性質も加わるため、MOX 燃料製造の論理的な解釈は、より複雑なものとなる。本研究では、これまでの製造データから、原料粉末の種類、製造条件及び焼結密度の関係を汎用の機械学習モデルに学習させることによって、論理的な解釈なしに、精度の高い MOX 燃料の焼結密度予測モデルを得た。

2. 機械学習

教師データは、常陽用高密度ペレット製造試験の製造データ、もんじゅ用低密度ペレット製造試験の製造データ及びディラトメータから得られる収縮率データから、原料粉末の種類や添加率、焼結条件等の焼結密度に影響するパラメータを抽出した。機械学習は、PyCaret[1]を用いて 20 種類の手法についてハイパーパラメータをオートチューニングすることにより行った。決定係数(R^2)の高い手法から、勾配ブースティング、エキストラツリー及びランダムフォレストの 3 つの手法を選定し、さらにパラメータの調整を行った。

3. 結果と考察

学習の結果、勾配ブースティングによる予測モデルは R^2= 0.997 と、最も精度よく実測値を再現できた（図 1）。その他の手法ではエキストラツリー、ランダムフォレストの順に実測値とのズレが大きくなった。この違いは各手法の特徴によるものと考えられる。

表 1 に、手法ごとに抽出されたパラメータの重要度を示す。いずれの手法においても焼結温度の重要度が最も高く、焼結密度に大きく影響するパラメータであることが分かった。2 番目以降は手法によって異なったが、最も精度の高い勾配ブースティングにおいては焼結時間が焼結温度に続く重要なパラメータとなった。

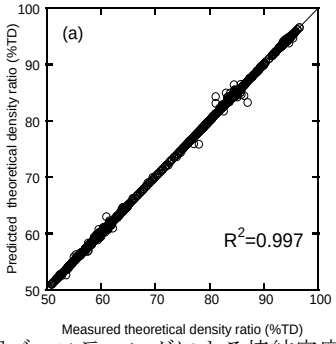


図 1 勾配ブースティングによる焼結密度評価モデル

表 1 パラメータの重要度

	勾配ブースティング	エキストラツリー	ランダムフォレスト
1 st	焼結温度 0.51	焼結温度 0.65	焼結温度 0.72
2 nd	焼結時間 0.37	焼結時間 0.08	乾式回収粉末添加率 0.07
3 rd	Pu 原料粉末添加率 0.05	ダイス径 0.03	ポアフォーマ 0.05

参考文献

[1] *Home – PyCaret.* Available: https://pycaret.org/

*Ryota Tsuchimochi[1], Masato Kato[1], Tatsuya Nakajima[1], Shun Hirooka[1], Masashi Watanabe[1], Shinya Nakamichi[1], Tatsutoshi Murakami[1] and Katsunori Ishii[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

マイナーアクチニド含有低除染燃料による高速炉リサイクルの実証
（9）模擬 FP 含有 MOX の微細組織及び熱伝導率

Demonstration research on fast reactor recycling using low decontaminated MA-bearing MOX fuels
(9) Microstructure and thermal conductivity of MOX with simulated FPs

*堀井 雄太[1]，廣岡 瞬[1]，宇野 弘樹[2]，小笠原 誠洋[2]，田村 哲也[2]，山田 忠久[2]，古澤 尚也[2]，
中道 晋哉[1]，村上 龍敏[1]，加藤 正人[1]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]検査開発株式会社

MOX に模擬 FP として Nd_2O_3 と Sm_2O_3 を添加し，それらが MOX の熱伝導率へ与える影響を評価した。熱伝導率は模擬 FP が不均質である場合は低下せず，固溶して均質に分布した場合は低下することを確認した。
キーワード：MOX，熱伝導率，模擬 FP，均質性，低除染燃料

1. 緒言

将来の高速炉燃料サイクル開発の一環として，有意量の FP を含有する低除染燃料が検討されている。本研究では，模擬 FP として Nd_2O_3 及び Sm_2O_3 を添加した MOX ペレット（焼結体）の熱拡散率を測定し，含有する模擬 FP が熱伝導率に与える影響を評価した。特に，FP を含有する MOX の熱伝導率は，その均質性の影響を受けると考えられることから，模擬 FP の均質性に着目した評価を行った。

2. 試験方法

原料粉末は 18%Pu-MOX，Nd_2O_3 及び Sm_2O_3 とし，これらを所定の割合で秤量し，ボールミル混合した。得られた粉末を成型し，1650℃で焼結した。この焼結体の酸素/金属原子数比（O/M 比）を 2.000 に調整して熱拡散率測定に供した。また，より均質性を高めるため，焼結体を高周波加熱炉で溶融し，冷却固化した後，粉砕，再成型，再焼結した。それぞれの方法で作製した焼結体について，レーザーフラッシュ法により熱拡散率を 1073 K～1673 K の範囲で 100 K 毎に測定し，熱伝導率を算出した。

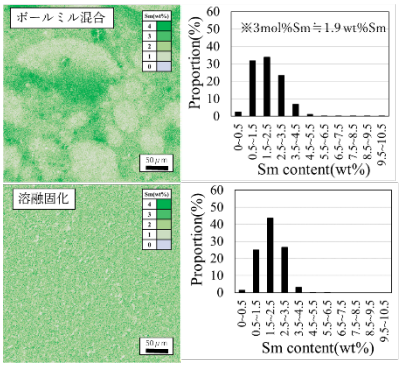


図 1 EPMA（3mol%Sm-MOX）

3. 結果・考察

図 1 に 3 mol%Sm（金属比）含有 MOX の EPMA マッピングの結果を，図 2 に MOX 及び 3 mol%Sm 含有 MOX の熱伝導率を示す。ボールミル混合により調製した試験体は Sm が不均質に分布し熱伝導率が低下しなかったが，溶融固化により調製した試験体は均質に分布し，熱伝導率が低下した。Nd を添加した MOX についても同様の結果が得られた。溶融固化で調整した MOX では，模擬 FP が微細にわたり均質に分布（固溶）することで MOX のフォノン散乱が促進され，熱伝導率が低下したと考えられる。得られた結果から，模擬 FP の含有率をパラメータとして古典的フォノン輸送モデルにより熱伝導率式を導出した。

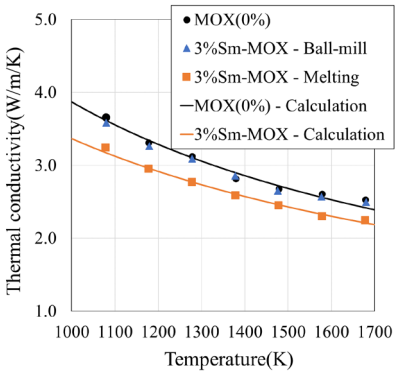


図 2 熱伝導率（3mol%Sm-MOX）

4. 結論

熱伝導率は MOX 中の模擬 FP（Nd_2O_3 及び Sm_2O_3）が不均質である場合は低下せず，均質に固溶する場合は低下することを確認した。得られた結果から，以下の熱伝導率式を導出した。

$\lambda = 1/(2.95\times10^{-2} + 1.17C_{Nd} + 1.35C_{Sm} + 2.29\times10^{-4}T)$　　C_{Nd}，C_{Sm}：Nd，Sm 金属含有率　T：温度

本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0219214921 の助成を受けたものである。

*Yuta Horii[1], Shun Hirooka[1], Hiroki Uno[2], Masahiro Ogasawara[2], Tetsuya Tamura[2], Tadahisa Yamada[2], Naoya Furusawa[2], Shinya Nakamichi[1], Tatsutoshi Murakami[1], Masato Kato[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Inspection Development Company Ltd.

照射済燃料中における核分裂生成物の有効利用に関する研究
-減圧加熱による白金族合金の挙動観察-

Study on effective utilization of fission products in irradiated fuel

-Analysis of the behavior of noble metal elements by decompression heating-

*樽見 直樹[1]，山﨑 晃也[1]，大岩 祐毅[1]，松浦 治明[1]，鈴木 俊一[2]，佐藤 勇[1]

[1]東京都市大学，[2]東京大学

抄録　福島第一原子力発電所事故で発生した燃料デブリ収納缶で使用される水素低減触媒の開発として、照射済み燃料内で析出する白金族合金を利用することを提案している。白金族合金の触媒材料としての加工性を確かめるために、模擬体に対して減圧下での加熱を行い、深さ方向における含有元素の挙動観察を行った。

キーワード：核分裂生成物、触媒、白金族合金、冶金学、酸化・蒸発

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故で発生した燃料デブリには放射性物質が含まれているため、容器に閉じ込めてしまう必要がある。そこで、燃料デブリを取り出す前にジオポリマーで固定し、収納缶に保管する方法が提案されている[1]。しかしながら、燃料デブリに含まれる水分が放射線分解されることによって水素が発生し、収納缶の内圧を上昇させることや水素爆発の要因になる。水素の除去方法として、触媒を使用する方法があるが、高価な Pd などの触媒材料を使用することは現実的ではない。一方、これまでに核分裂生成物の有効利用が研究されきた。使用済燃料には、Mo、Tc,、Ru、Rh 及び Pd で構成された白金族合金が含まれており[2]、白金族合金は硝酸に難溶なため、容易に抽出できる可能性が高い。そこで、使用済燃料から得られる白金族合金を、水素発生低減触媒として直接利用することを提案する。本報告では白金族合金の触媒材料としての機能を調べることを目的とし、作製した模擬体を用いた各種観察を行った。より性能の良い触媒を得るための加工法の一つとして考えている減圧下での加熱を施した試料を XRD、SEM-EDS および EXAFS にて深さ方向における構造変化等について評価した。

2. 実験方法

アーク溶解法により作製した結晶系(Ru をホストとする HCP 相)を持つ厚さ 1 mm に切断された模擬白金族合金(Mo:Ru:Rh:Pd=40:45:7.5:7.5(wt%))に対し、1 Pa での減圧下で 1000℃まで昇温後、1 時間保持し、徐冷という手順で加熱した。試料を切断し、断面を SEM-EDS 観察したところ、表面付近において Mo の酸化・蒸発や相分離が見られた。加熱後の試料内部に均一に存在する Rh 及び別相を形成する Pd において、深さ方向の積層構造を明らかにするため表面から 100 μm ずつ 300 μm まで研磨し、各研磨面に対してあいち SR 光センターBL11S2 にて Rh 及び Pd 近傍の動径構造関数を観察した。また、 試料を表層から 50 μm ずつ 250 μm まで研磨を行い、同様に XRD 分析にて結晶構造を観察した。

3. 実験結果

EXAFS 分析の結果より、いずれの深さ位置において、Rh 及び Pd 近傍には金属のみの構造を示していた。これは、減圧下の加熱であるため、Rh 及び Pd は酸化せずに金属の状態で固溶していることを示している。図 1 に各深さ位置での XRD ピークパターンを示す。加熱前と比較して HCP 相のピークが高角にずれることから、加熱することにより、表面付近の Mo が酸化・蒸発していることが分かる。また、加熱後、深さ位置につれて HCP 相を示すピークが低角に次第にずれていき、Mo が表面へと移行していくことが示される。一方 200 μm 以深は Mo の移行が生じておらず、その周囲では Mo 濃度の高い HCP 相と Mo 濃度の低い HCP 相が共存している。Mo の酸化・蒸発が著しい表面と 2 種の HCP 相が共存している界面付近において Mo 濃度の減少により新たに Rh と Pd をホストとする FCC 相の創出が観測された。

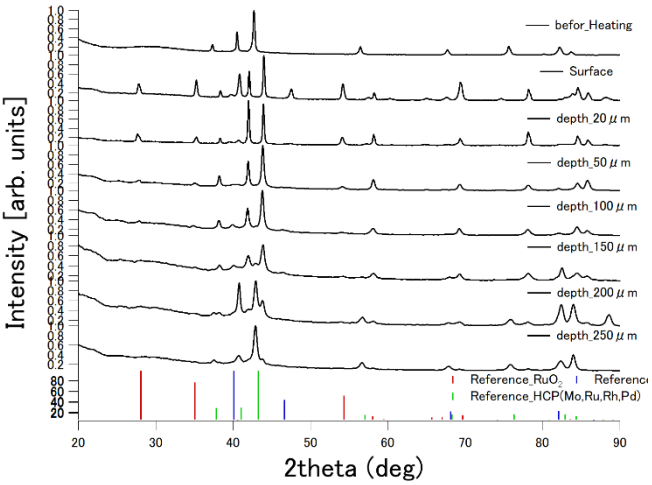


図 1　深さ方向をパラメータとした XRD ピーク

4.結言

実験結果より、模擬白金族合金に含有される Mo の移行挙動と相変化が明らかになった。特に選択的な Mo 酸化・蒸発や Mo 濃度の減少による FCC 相(Rh-Pd 相)の創出は触媒効果の向上が期待できる。今後の展望として、白金族合金の抽出方法や経済性に着目した工法を検討していく必要がある。

参考文献

[1] 鈴木俊一ら,「ジオポリマーを活用した燃料デブリ取り出し工法の提案」,日本保全学会第 14 回学術講演会要旨集, 2017.

[2] H. Kleykamp, “The chemical state of the fission products in oxide fuels”, J. Nucl. Mater., Volume 131, Issues 2–3, April 1985, Pages 221-246.

*Naoki Tarumi[1], Koya Yamazaki[1], Yuki Oiwa[1], Haruaki Matsuura[1], Shunichi Suzuki[2] and Isamu Sato[1]

[1]Tokyo City Univ., [2]The Univ. of Tokyo.

General Meeting

[2F_GM] The 50th General Meeting of Nuclear Fuel Division

Tue. Mar 14, 2023 12:05 PM - 12:55 PM Room F (12 Bildg.3F 1232)

[2F_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Tue. Mar 14, 2023 12:05 PM - 12:55 PM Room F)

[2F_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Joint Session | Nuclear Fuel Division, Computatioal Science and Engineering Division

[2F_PL] Application of numerical simulation technology to the development of nuclear fuels -Discussion version-

Chair:Isamu Sato(TCU)

Tue. Mar 14, 2023 1:00 PM - 2:30 PM Room F (12 Bildg.3F 1232)

[2F_PL01] Status of LWR Fuel Model Development of the Open Source Fuel Performance Code FEMAXI-8【 Review】

*Yutaka Udagawa[1] （1. JAEA）

[2F_PL02] Development of irradiation behavior simulation for fast reactor MOX fuels【 Review】

*Masato Kato[1] （1. JAEA）

[2F_PL03] Current status and future prospect of molecular simulations for structural materials【 Review】

*Taira Okita[1] （1. UTokyo）

[2F_PL04] Computational science studies on the physical properties of nuclear fuel materials【 Review】

*Hiroki Nakamura[1] （1. JAEA）

©Atomic Energy Society of Japan

2F_PL01-04 は同予稿

核燃料部会・計算科学技術部会合同セッション

核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用【討論編】

Application of numerical simulation technology to the development of nuclear fuels
-Discussion version-

佐藤 勇[1]、*宇田川 豊[2]、*加藤 正人[2]、*沖田 泰良[3]、*中村 博樹[2]
[1]東京都市大学、[2]日本原子力研究開発機構、[3]東京大学

1. はじめに

日本原子力学会 2023 年春の年会における企画セッション「核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用－討論編－」は、2022 年春の年会における企画セッション「核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用」から継続するものである。また、これらの企画セッションは、核燃料部会と計算科学技術部会の合同セッションとして開催されている。

当該企画セッションでは、前回企画セッションに関する簡単なレビュー講演を行い、特に「ニーズとシーズの融合」に的を絞って、発表者と会場出席者による総合討論を行う。なお、今回の深堀テーマである「ニーズとシーズの融合」は、講演者及び座長・佐藤の間で事前にメール等の手段を用いて、事前検討が行われており、その際の議論も参照することとする。今回は、講演よりも議論に主眼を置き、総合討論に十分な時間を割り当てる。

2. 核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用【レビュー】

(1) 公開燃料コード FEMAXI-8 における軽水炉燃料挙動モデル整備の現状と課題【レビュー】

（日本原子力研究開発機構・宇田川 豊）

軽水炉燃料の照射挙動解析モデルについて、JAEA が開発する国産/公開コードである FEMAXI を例に、近年の開発状況と課題、今後期待される計算科学的手法の寄与について紹介する。

核燃料や燃料被覆管のふるまいに係る研究で得られた知見やデータは燃料挙動解析コードに「モデル」として集約され、長期の照射に伴う燃料の構成要素に生じる諸々の変化/現象やそのフィードバックが燃料の健全性に及ぼす影響を把握する手段として、燃料設計や安全評価に活用される。2019 年に公開した燃料挙動解析コード FEMAXI-8 の開発では、諸要素モデルの改良や機能拡充に加え、より幅広いユーザにとって利用しやすい評価ツールとなるよう、一定の信頼性が確認されたモデルセット（標準解析条件）を併せて提供した。

これらは、別途整備した軽水炉燃料の照射試験データベース（DB）とコード検証システムを使った総合的な性能評価を通じ成立している。すなわち、現行の照射挙動解析モデルは、物理定数他の経験パラメータ、またモデル同士の組み合わせが、蓄積された照射試験の知見に照らし合わせて取捨された末の、経験的な要素の集合といえる。諸条件下の燃料挙動をより高い信頼度で評価するためには、引き続きモデル構築の拘束条件として、さらにモデルの不確かさ把握の手段としても、照射試験 DB を最大限活用しつつ、機構論的モデルへの置き換えを段階的に進める必要がある。特に、早期の実用化が期待される事故耐性燃料については、照射試験データの新規取得が限定的な状況が続く程、挙動評価は蓄積された UO_2/ジルカロイ燃料挙動の知見/モデルに大きく依拠することとなり、この観点でもモデルの信頼性向上は重要な位置づけを占める。

モデル高度化の基礎となる現象解釈に関し、事故条件下で問題となる燃料ペレット粒界分離現象のモデル化に有効な知見を与えた MD 研究の例がある。事故模擬実験 DB の解析から見積もられる粒界結合力は MD 予測等に比して小さく、照射の影響が存在することの論拠の一つとなっている。このように、実験データを補完し、モデリングの妥当性を検証する手段として、照射効果や熱過渡の微視的シミュレーション、そのツールとしての計算科学的手法の寄与が期待される。

2F_PL01-04 は同予稿

(2) 高速炉 MOX 燃料挙動のシミュレーション解析技術開発【レビュー】

（日本原子力研究開発機構・加藤 正人）

高速炉の実用炉用の燃料として、廃棄物減容・有害度低減を目的としたマイナーアクチニド（MA）含有 MOX 燃料の開発が進められてきた。MA 含有 MOX 燃料の照射試験は、常陽において 2006 年に高線出力照射試験が実施された。当時は、基礎物性や、照射挙動へ及ぼす Am など MA 含有の影響がわからず、燃料設計において大きな安全裕度を見込んでキャプセル照射が行われた。新しい組成の燃料開発において、照射中の性能や安全性を評価するためには、熱伝導率をはじめとする基礎物性が不可欠であり、照射挙動への影響も評価する必要がある。しかし、MA や Pu を含む酸化物の基礎物性測定は、原料の確保、設備、規制上の問題など解決することが多く、容易ではない。開発当初からおよそ 20 年が経ち、MA 含有 MOX の融点、熱伝導率などの基礎物性や、照射挙動へ及ぼす Am 及び Np の影響が明らかとなってきた。その結果、Am の影響は、当初、推定していたほど大きくなく、融点及び熱伝導率低下は限定的であることが分かった。現在、革新炉の燃料として様々な仕様が提案されている。それらの燃料開発のために、基礎物性及び照射挙動を事前に評価し、安全性を評価する技術が求められている。

MA 含有 MOX 燃料の開発は、基礎物性測定や照射試験によって進められ、組成に対して外挿性のある物性モデルの開発や、照射中の組織変化挙動など、メカニズムに沿ったモデルの開発が進められた[1]。照射初期のペレット径方向の密度変化は、気孔内の蒸発・凝集による気孔移動メカニズムが支配的であることに着目し、Pu 含有率、MA 含有率及び O/M 比に依存する蒸気圧の変化を計算することによって、世界で初めて MA 含有率及び O/M 比の影響を評価するためのモデルを開発した。これらの物性及び照射挙動モデルは、日米協力において、米国で開発を進めてきた 3 次元照射挙動解析コード BISON への組み込みを共同で進め、Am 含有 MOX 燃料について組織変化と温度解析を評価することを可能とした[2]。

燃料開発における課題は多く、2000 K を超える高温の基礎物性や、燃料及び被覆管材料の燃焼効果による特性変化などなど、実験だけで明らかにすることは難しい。例えば、燃料の高温における比熱及び熱伝導率の上昇や、ブレディック転移のメカニズムは、いまだに統一的な答えはない。また、燃料の寿命評価に重要な被覆管のクリープ現象は、熱クリープと照射クリープが複雑に関係する現象であり、この現象についてもメカニズムの理解はできていない。現在、西側諸国で照射試験を行う高速炉が『常陽』に限られている中で照射試験を必要最低限にし、燃料開発を加速するために、シミュレーションへの期待は大きい。メカニズムを理解し、定量的な評価を行うためには第一原理計算や分子動力学計算によるシミュレーションが期待される。また、照射中に起こる複雑な現象をモデル化するためには、これまで得られた多くのデータを基にした機械学習モデルを適用するデータ科学による研究開発も有効と考えられる。

[1] Kato、 M. and Machida、 M.、 *https://doi.org/10.1201/9781003298205*

[2] Ozawa、 T.、 et al、 J. Nucl. Mater.、 553、 Sep. 2021、 153038

(3) 構造材料を対象とした分子シミュレーションの現状と課題【レビュー】（東京大学・沖田 泰良）

原子炉で使用される金属材料の劣化挙動を微視的挙動に基づいて把握するため、分子動力学（MD）などの分子シミュレーションが用いられてきた。特に従来から用いられてきた古典 MD は、原子間ポテンシャルを簡単な関数で近似する手法であり、第一原理 MD と比較して計算コストが低いことを活かし、照射下における結晶欠陥の形成過程、並びに転位と微細組織の相互作用に伴う硬化のメカニズム解明などの計算が行われてきた。しかしながら、古典 MD で用いる原子間ポテンシャルは、パラメータを経験に基づいて決定するため、考慮した物性値以外を再現できず、第一原理 MD と比較して精度が低いことが課題であった。

近年、これを解決する手法として、機械学習ポテンシャル（MLP）が用いられるようになってきた。MLP は、密度汎関数などの電子構造計算結果を人工ニューラルネットワークなどに学習させることで原子間ポテンシャルを構築する方法であり、第一原理 MD と同等の高い精度を維持しつつ計算コストを大幅に削減することが可能である。また、MLP は添加元素、不純物元素の影響を取り入れることも比較的容易であるため、実用材料へ適用することもできる。

MLP の適用の一例として、 on-the-fly kinetic Monte Carlo を用いた拡散過程のモデル化が挙げられる。同法

は、各タイムステップの原子配置に基づいた鞍点探索により、発生しうるイベントとその活性化エネルギーを算出するものである。これにより、原子レベルの精緻性を保ちつつ、MD では到達困難な時間スケールの現象も再現できる。実用材料の MLP を用いた on-the-fly kinetic Monte Carlo により、微細組織発達の時間進展を精緻に模擬することも可能となる。その他、劣化を検出する非破壊検査や合金設計にも適用でき、MLP により第一原理計算に基づいた技術の構築が可能となった。

(4) 計算科学を用いた核燃料物性研究【レビュー】（日本原子力研究開発機構・中村 博樹）

核燃料開発においては、高温状態などの様々な状況での物性に関する幅広い知識を蓄積することが非常に重要であるが、実験によってあらゆる物性値を測定することはコストと安全上の問題から、厳しい制限がついてしまい困難である。このような場合に活躍が期待されるのが数値シミュレーションである。これまでに行われてきた原子レベルのミクロシミュレーションを用いた核燃料の熱物性評価は、構造材料の場合と同様に、古典分子動力学と第一原理計算によるものである。古典分子動力学に関しては、多体効果を考慮した原子埋め込み法（EAM）を用いたポテンシャルが開発され、高温物性を含め、多くの物性量を再現することが可能となっているが、すべての物性量を精度よく再現するには至っていない。一方、第一原理計算に関しては、アクチニド原子の局在化した f 軌道電子を強相関電子系として扱わなければならないという問題が存在する。これにより、通常の密度汎関数法（DFT）が適用できず、強相関効果を考慮した DFT＋U 法や Hybrid-DFT 法を用いることが必須となっている。加えて、スピン軌道相互作用も考慮する必要があり、通常の物質に比べて、DFT の計算負荷がさらに大きくなっているため、第一原理計算のみで高温物性を評価するのは困難である。それでも、フォノンを用いた比熱や熱伝導率は精度よく評価することが可能である。さらに、これらの強相関効果を考慮した手法を使っても、多くの酸化アクチニドの磁気秩序を再現することは成功していないため、磁性の影響する物性値に関しては現状では信頼性が十分高いとは言えない。今後は、より洗練された手法を用いた第一原理計算によって、酸化アクチニドの磁気秩序を含めた物性の再現を目指すと共に、構造材料の場合と同様に機械学習分子動力学を用いた物性評価の発展が期待される。

3. 結言

本予稿は、2022 年春の年会で報告いただいた 4 件の講演内容の概要を紹介している。これを 2023 年春の年会の年会企画セッションで有意義な議論に発展するためのツールとして活用する。そこで、議論で活用していくうえで、利便性の観点から下記の通り、手を加えた。

核燃料部会からの 2 件の報告と計算科学技術部会からの 2 件の報告はいろいろな方法での分類ができるが、前者をニーズ側の見解、後者をシーズ側の見解とすることができると思われる。また、文中のキーワードを拾い集めると、図 1 のような構造になっている。すなわち、図中のニーズにおける「←」の部分として要求事項が示されていて、「モデルの不確かさ把握の手段」等が計算科学に期待が示されている。一方、図中のシーズにおける「→」の部分として可能性が示されており、「on-the-fly kinetic Monte Carlo を用いた拡散過程のモデル化」等が提案されている。これらを組み合わせていくと、期待と手段が適合していく可能性が感じられる。

このほか、講演者間での議論の中から以下のような命題・論点も提示されており、当日は議論の方向を見極めて、適宜、以下のような論点も挟み込んでいきたいと考えている。

- ニーズ・シーズのギャップを埋めていく上で現状は何が欠けているか
- 照射に伴う材料物性の変化
- 核燃料のシミュレーション技術に係る望ましい産官学連携の在り方・役割分担
- ミクロ側での研究テーマ・対象選定のあり方

2F_PL01-04 は同予稿

【ニーズ】

・照射挙動の説明性(許認可)

・長期の照射に伴う燃料に生じる諸々の変化/現象 ← 照射試験データベース

・モデルの不確かさ把握の手段
・照射効果や熱過渡の微視的シミュレーション、そのツールとしての計算科学的手法の寄与

・燃料開発の加速(許認可)

・廃棄物減容・有害度低減を目的としたマイナーアクチニド（MA）含有MOX燃料の開発

・組成に対して外挿性のある物性モデルの開発や、照射中の組織変化挙動のモデル開発

【シーズ】

従来型

・金属材料の劣化挙動を微視的挙動に基づいて把握
・照射下における結晶欠陥の形成過程、並びに転位と微細組織の相互作用に伴う硬化のメカニズム解明

機械学習ポテンシャルの活用

・on-the-fly kinetic Monte Carloを用いた拡散過程のモデル化
（発生しうるイベントとその活性化エネルギーを算出）
・劣化を検出する非破壊検査技術
・合金設計　など

第一原理計算に基づいた技術の構築が可能となった.

・DFTの計算負荷がさらに大きくなっているため、第一原理計算のみで高温物性を評価するのは困難

・フォノンを用いた比熱や熱伝導率は精度よく評価することが可能
・磁性の影響する物性値に関しては現状では信頼性が十分高いとは言えない

・構造材料の場合と同様に機械学習分子動力学を用いた物性評価の発展

図 1　各講演のキーワードの抽出

Isamu Sato[1], Yutaka Udagawa[2], Masato Kato[2], Taira Okita[3] and Hiroki Nakamura[2]

[1]Tokyo City Univ., [2]JAEA, [3]Univ. of Tokyo

2F_PL01-04 は同予稿

2023年春の年会

核燃料部会・計算科学技術部会合同セッション

核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用【討論編】

Application of numerical simulation technology to the development of nuclear fuels
-Discussion version-

佐藤 勇[1]、*宇田川 豊[2]、*加藤 正人[2]、*沖田 泰良[3]、*中村 博樹[2]
[1]東京都市大学、[2]日本原子力研究開発機構、[3]東京大学

1. はじめに

日本原子力学会 2023 年春の年会における企画セッション「核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用－討論編－」は、2022 年春の年会における企画セッション「核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用」から継続するものである。また、これらの企画セッションは、核燃料部会と計算科学技術部会の合同セッションとして開催されている。

当該企画セッションでは、前回企画セッションに関する簡単なレビュー講演を行い、特に「ニーズとシーズの融合」に的を絞って、発表者と会場出席者による総合討論を行う。なお、今回の深堀テーマである「ニーズとシーズの融合」は、講演者及び座長・佐藤の間で事前にメール等の手段を用いて、事前検討が行われており、その際の議論も参照することとする。今回は、講演よりも議論に主眼を置き、総合討論に十分な時間を割り当てる。

2. 核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用【レビュー】

(1) 公開燃料コード FEMAXI-8 における軽水炉燃料挙動モデル整備の現状と課題【レビュー】

（日本原子力研究開発機構・宇田川 豊）

軽水炉燃料の照射挙動解析モデルについて、JAEA が開発する国産/公開コードである FEMAXI を例に、近年の開発状況と課題、今後期待される計算科学的手法の寄与について紹介する。

核燃料や燃料被覆管のふるまいに係る研究で得られた知見やデータは燃料挙動解析コードに「モデル」として集約され、長期の照射に伴う燃料の構成要素に生じる諸々の変化/現象やそのフィードバックが燃料の健全性に及ぼす影響を把握する手段として、燃料設計や安全評価に活用される。2019 年に公開した燃料挙動解析コード FEMAXI-8 の開発では、諸要素モデルの改良や機能拡充に加え、より幅広いユーザにとって利用しやすい評価ツールとなるよう、一定の信頼性が確認されたモデルセット（標準解析条件）を併せて提供した。

これらは、別途整備した軽水炉燃料の照射試験データベース（DB）とコード検証システムを使った総合的な性能評価を通じ成立している。すなわち、現行の照射挙動解析モデルは、物理定数他の経験パラメータ、またモデル同士の組み合わせが、蓄積された照射試験の知見に照らし合わせて取捨された末の、経験的な要素の集合といえる。諸条件下の燃料挙動をより高い信頼度で評価するためには、引き続きモデル構築の拘束条件として、さらにモデルの不確かさ把握の手段としても、照射試験 DB を最大限活用しつつ、機構論的モデルへの置き換えを段階的に進める必要がある。特に、早期の実用化が期待される事故耐性燃料については、照射試験データの新規取得が限定的な状況が続く程、挙動評価は蓄積された UO_2/ジルカロイ燃料挙動の知見/モデルに大きく依拠することとなり、この観点でもモデルの信頼性向上は重要な位置づけを占める。

モデル高度化の基礎となる現象解釈に関し、事故条件下で問題となる燃料ペレット粒界分離現象のモデル化に有効な知見を与えた MD 研究の例がある。事故模擬実験 DB の解析から見積もられる粒界結合力は MD 予測等に比して小さく、照射の影響が存在することの論拠の一つとなっている。このように、実験データを補完し、モデリングの妥当性を検証する手段として、照射効果や熱過渡の微視的シミュレーション、そのツールとしての計算科学的手法の寄与が期待される。

2F_PL01-04 は同予稿

(2) 高速炉 MOX 燃料挙動のシミュレーション解析技術開発【レビュー】

（日本原子力研究開発機構・加藤 正人）

高速炉の実用炉用の燃料として、廃棄物減容・有害度低減を目的としたマイナーアクチニド（MA）含有 MOX 燃料の開発が進められてきた。MA 含有 MOX 燃料の照射試験は、常陽において 2006 年に高線出力照射試験が実施された。当時は、基礎物性や、照射挙動へ及ぼす Am など MA 含有の影響がわからず、燃料設計において大きな安全裕度を見込んでキャプセル照射が行われた。新しい組成の燃料開発において、照射中の性能や安全性を評価するためには、熱伝導率をはじめとする基礎物性が不可欠であり、照射挙動への影響も評価する必要がある。しかし、MA や Pu を含む酸化物の基礎物性測定は、原料の確保、設備、規制上の問題など解決することが多く、容易ではない。開発当初からおよそ 20 年が経ち、MA 含有 MOX の融点、熱伝導率などの基礎物性や、照射挙動へ及ぼす Am 及び Np の影響が明らかとなってきた。その結果、Am の影響は、当初、推定していたほど大きくなく、融点及び熱伝導率低下は限定的であることが分かった。現在、革新炉の燃料として様々な仕様が提案されている。それらの燃料開発のために、基礎物性及び照射挙動を事前に評価し、安全性を評価する技術が求められている。

MA 含有 MOX 燃料の開発は、基礎物性測定や照射試験によって進められ、組成に対して外挿性のある物性モデルの開発や、照射中の組織変化挙動など、メカニズムに沿ったモデルの開発が進められた[1]。照射初期のペレット径方向の密度変化は、気孔内の蒸発・凝集による気孔移動メカニズムが支配的であることに着目し、Pu 含有率、MA 含有率及び O/M 比に依存する蒸気圧の変化を計算することによって、世界で初めて MA 含有率及び O/M 比の影響を評価するためのモデルを開発した。これらの物性及び照射挙動モデルは、日米協力において、米国で開発を進めてきた 3 次元照射挙動解析コード BISON への組み込みを共同で進め、Am 含有 MOX 燃料について組織変化と温度解析を評価することを可能とした[2]。

燃料開発における課題は多く、2000 K を超える高温の基礎物性や、燃料及び被覆管材料の燃焼効果による特性変化などなど、実験だけで明らかにすることは難しい。例えば、燃料の高温における比熱及び熱伝導率の上昇や、ブレディック転移のメカニズムは、いまだに統一的な答えはない。また、燃料の寿命評価に重要な被覆管のクリープ現象は、熱クリープと照射クリープが複雑に関係する現象であり、この現象についてもメカニズムの理解はできていない。現在、西側諸国で照射試験を行う高速炉が『常陽』に限られている中で照射試験を必要最低限にし、燃料開発を加速するために、シミュレーションへの期待は大きい。メカニズムを理解し、定量的な評価を行うためには第一原理計算や分子動力学計算によるシミュレーションが期待される。また、照射中に起こる複雑な現象をモデル化するためには、これまで得られた多くのデータを基にした機械学習モデルを適用するデータ科学による研究開発も有効と考えられる。

[1] Kato、 M. and Machida、 M.、 *https://doi.org/10.1201/9781003298205*

[2] Ozawa、 T.、 et al、 J. Nucl. Mater.、 553、 Sep. 2021、 153038

(3) 構造材料を対象とした分子シミュレーションの現状と課題【レビュー】（東京大学・沖田 泰良）

原子炉で使用される金属材料の劣化挙動を微視的挙動に基づいて把握するため、分子動力学（MD）などの分子シミュレーションが用いられてきた。特に従来から用いられてきた古典 MD は、原子間ポテンシャルを簡単な関数で近似する手法であり、第一原理 MD と比較して計算コストが低いことを活かし、照射下における結晶欠陥の形成過程、並びに転位と微細組織の相互作用に伴う硬化のメカニズム解明などの計算が行われてきた。しかしながら、古典 MD で用いる原子間ポテンシャルは、パラメータを経験に基づいて決定するため、考慮した物性値以外を再現できず、第一原理 MD と比較して精度が低いことが課題であった。

近年、これを解決する手法として、機械学習ポテンシャル（MLP）が用いられるようになってきた。MLP は、密度汎関数などの電子構造計算結果を人工ニューラルネットワークなどに学習させることで原子間ポテンシャルを構築する方法であり、第一原理 MD と同等の高い精度を維持しつつ計算コストを大幅に削減することが可能である。また、MLP は添加元素、不純物元素の影響を取り入れることも比較的容易であるため、実用材料へ適用することもできる。

MLP の適用の一例として、 on-the-fly kinetic Monte Carlo を用いた拡散過程のモデル化が挙げられる。同法

は、各タイムステップの原子配置に基づいた鞍点探索により、発生しうるイベントとその活性化エネルギーを算出するものである。これにより、原子レベルの精緻性を保ちつつ、MD では到達困難な時間スケールの現象も再現できる。実用材料の MLP を用いた on-the-fly kinetic Monte Carlo により、微細組織発達の時間進展を精緻に模擬することも可能となる。その他、劣化を検出する非破壊検査や合金設計にも適用でき、MLP により第一原理計算に基づいた技術の構築が可能となった。

(4) 計算科学を用いた核燃料物性研究【レビュー】（日本原子力研究開発機構・中村 博樹）

核燃料開発においては、高温状態などの様々な状況での物性に関する幅広い知識を蓄積することが非常に重要であるが、実験によってあらゆる物性値を測定することはコストと安全上の問題から、厳しい制限がついてしまい困難である。このような場合に活躍が期待されるのが数値シミュレーションである。これまでに行われてきた原子レベルのミクロシミュレーションを用いた核燃料の熱物性評価は、構造材料の場合と同様に、古典分子動力学と第一原理計算によるものである。古典分子動力学に関しては、多体効果を考慮した原子埋め込み法（EAM）を用いたポテンシャルが開発され、高温物性を含め、多くの物性量を再現することが可能となっているが、すべての物性量を精度よく再現するには至っていない。一方、第一原理計算に関しては、アクチニド原子の局在化した f 軌道電子を強相関電子系として扱わなければならないという問題が存在する。これにより、通常の密度汎関数法（DFT）が適用できず、強相関効果を考慮した DFT＋U 法や Hybrid-DFT 法を用いることが必須となっている。加えて、スピン軌道相互作用も考慮する必要があり、通常の物質に比べて、DFT の計算負荷がさらに大きくなっているため、第一原理計算のみで高温物性を評価するのは困難である。それでも、フォノンを用いた比熱や熱伝導率は精度よく評価することが可能である。さらに、これらの強相関効果を考慮した手法を使っても、多くの酸化アクチニドの磁気秩序を再現することは成功していないため、磁性の影響する物性値に関しては現状では信頼性が十分高いとは言えない。今後は、より洗練された手法を用いた第一原理計算によって、酸化アクチニドの磁気秩序を含めた物性の再現を目指すと共に、構造材料の場合と同様に機械学習分子動力学を用いた物性評価の発展が期待される。

3. 結言

本予稿は、2022 年春の年会で報告いただいた 4 件の講演内容の概要を紹介している。これを 2023 年春の年会の年会企画セッションで有意義な議論に発展するためのツールとして活用する。そこで、議論で活用していくうえで、利便性の観点から下記の通り、手を加えた。

核燃料部会からの 2 件の報告と計算科学技術部会からの 2 件の報告はいろいろな方法での分類ができるが、前者をニーズ側の見解、後者をシーズ側の見解とすることができると思われる。また、文中のキーワードを拾い集めると、図 1 のような構造になっている。すなわち、図中のニーズにおける「←」の部分として要求事項が示されていて、「モデルの不確かさ把握の手段」等が計算科学に期待が示されている。一方、図中のシーズにおける「→」の部分として可能性が示されており、「on-the-fly kinetic Monte Carlo を用いた拡散過程のモデル化」等が提案されている。これらを組み合わせていくと、期待と手段が適合していく可能性が感じられる。

このほか、講演者間での議論の中から以下のような命題・論点も提示されており、当日は議論の方向を見極めて、適宜、以下のような論点も挟み込んでいきたいと考えている。

- ニーズ・シーズのギャップを埋めていく上で現状は何が欠けているか
- 照射に伴う材料物性の変化
- 核燃料のシミュレーション技術に係る望ましい産官学連携の在り方・役割分担
- ミクロ側での研究テーマ・対象選定のあり方

2F_PL01-04 は同予稿

【ニーズ】

・照射挙動の説明性(許認可)

・長期の照射に伴う燃料に生じる諸々の変化/現象 ← 照射試験データベース

・モデルの不確かさ把握の手段
・照射効果や熱過渡の微視的シミュレーション、そのツールとしての計算科学的手法の寄与

・燃料開発の加速(許認可)

・廃棄物減容・有害度低減を目的としたマイナーアクチニド（MA）含有MOX燃料の開発

・組成に対して外挿性のある物性モデルの開発や、照射中の組織変化挙動のモデル開発

【シーズ】

従来型

・金属材料の劣化挙動を微視的挙動に基づいて把握
・照射下における結晶欠陥の形成過程、並びに転位と微細組織の相互作用に伴う硬化のメカニズム解明

機械学習ポテンシャルの活用

・on-the-fly kinetic Monte Carloを用いた拡散過程のモデル化
（発生しうるイベントとその活性化エネルギーを算出）
・劣化を検出する非破壊検査技術
・合金設計　など

第一原理計算に基づいた技術の構築が可能となった.

・DFTの計算負荷がさらに大きくなっているため、第一原理計算のみで高温物性を評価するのは困難

・フォノンを用いた比熱や熱伝導率は精度よく評価することが可能
・磁性の影響する物性値に関しては現状では信頼性が十分高いとは言えない

・構造材料の場合と同様に機械学習分子動力学を用いた物性評価の発展

図 1　各講演のキーワードの抽出

Isamu Sato[1], Yutaka Udagawa[2], Masato Kato[2], Taira Okita[3] and Hiroki Nakamura[2]

[1]Tokyo City Univ., [2]JAEA, [3]Univ. of Tokyo

2F_PL01-04 は同予稿

2023年春の年会

核燃料部会・計算科学技術部会合同セッション

核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用【討論編】

Application of numerical simulation technology to the development of nuclear fuels
-Discussion version-

佐藤 勇[1]、*宇田川 豊[2]、*加藤 正人[2]、*沖田 泰良[3]、*中村 博樹[2]
[1]東京都市大学、[2]日本原子力研究開発機構、[3]東京大学

1. はじめに

日本原子力学会 2023 年春の年会における企画セッション「核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用－討論編－」は、2022 年春の年会における企画セッション「核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用」から継続するものである。また、これらの企画セッションは、核燃料部会と計算科学技術部会の合同セッションとして開催されている。

当該企画セッションでは、前回企画セッションに関する簡単なレビュー講演を行い、特に「ニーズとシーズの融合」に的を絞って、発表者と会場出席者による総合討論を行う。なお、今回の深堀テーマである「ニーズとシーズの融合」は、講演者及び座長・佐藤の間で事前にメール等の手段を用いて、事前検討が行われており、その際の議論も参照することとする。今回は、講演よりも議論に主眼を置き、総合討論に十分な時間を割り当てる。

2. 核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用【レビュー】

(1) 公開燃料コード FEMAXI-8 における軽水炉燃料挙動モデル整備の現状と課題【レビュー】

（日本原子力研究開発機構・宇田川 豊）

軽水炉燃料の照射挙動解析モデルについて、JAEA が開発する国産/公開コードである FEMAXI を例に、近年の開発状況と課題、今後期待される計算科学的手法の寄与について紹介する。

核燃料や燃料被覆管のふるまいに係る研究で得られた知見やデータは燃料挙動解析コードに「モデル」として集約され、長期の照射に伴う燃料の構成要素に生じる諸々の変化/現象やそのフィードバックが燃料の健全性に及ぼす影響を把握する手段として、燃料設計や安全評価に活用される。2019 年に公開した燃料挙動解析コード FEMAXI-8 の開発では、諸要素モデルの改良や機能拡充に加え、より幅広いユーザにとって利用しやすい評価ツールとなるよう、一定の信頼性が確認されたモデルセット（標準解析条件）を併せて提供した。

これらは、別途整備した軽水炉燃料の照射試験データベース（DB）とコード検証システムを使った総合的な性能評価を通じ成立している。すなわち、現行の照射挙動解析モデルは、物理定数他の経験パラメータ、またモデル同士の組み合わせが、蓄積された照射試験の知見に照らし合わせて取捨された末の、経験的な要素の集合といえる。諸条件下の燃料挙動をより高い信頼度で評価するためには、引き続きモデル構築の拘束条件として、さらにモデルの不確かさ把握の手段としても、照射試験 DB を最大限活用しつつ、機構論的モデルへの置き換えを段階的に進める必要がある。特に、早期の実用化が期待される事故耐性燃料については、照射試験データの新規取得が限定的な状況が続く程、挙動評価は蓄積された UO_2/ジルカロイ燃料挙動の知見/モデルに大きく依拠することとなり、この観点でもモデルの信頼性向上は重要な位置づけを占める。

モデル高度化の基礎となる現象解釈に関し、事故条件下で問題となる燃料ペレット粒界分離現象のモデル化に有効な知見を与えた MD 研究の例がある。事故模擬実験 DB の解析から見積もられる粒界結合力は MD 予測等に比して小さく、照射の影響が存在することの論拠の一つとなっている。このように、実験データを補完し、モデリングの妥当性を検証する手段として、照射効果や熱過渡の微視的シミュレーション、そのツールとしての計算科学的手法の寄与が期待される。

2F_PL01-04 は同予稿

(2) 高速炉 MOX 燃料挙動のシミュレーション解析技術開発【レビュー】

（日本原子力研究開発機構・加藤 正人）

高速炉の実用炉用の燃料として、廃棄物減容・有害度低減を目的としたマイナーアクチニド（MA）含有 MOX 燃料の開発が進められてきた。MA 含有 MOX 燃料の照射試験は、常陽において 2006 年に高線出力照射試験が実施された。当時は、基礎物性や、照射挙動へ及ぼす Am など MA 含有の影響がわからず、燃料設計において大きな安全裕度を見込んでキャプセル照射が行われた。新しい組成の燃料開発において、照射中の性能や安全性を評価するためには、熱伝導率をはじめとする基礎物性が不可欠であり、照射挙動への影響も評価する必要がある。しかし、MA や Pu を含む酸化物の基礎物性測定は、原料の確保、設備、規制上の問題など解決することが多く、容易ではない。開発当初からおよそ 20 年が経ち、MA 含有 MOX の融点、熱伝導率などの基礎物性や、照射挙動へ及ぼす Am 及び Np の影響が明らかとなってきた。その結果、Am の影響は、当初、推定していたほど大きくなく、融点及び熱伝導率低下は限定的であることが分かった。現在、革新炉の燃料として様々な仕様が提案されている。それらの燃料開発のために、基礎物性及び照射挙動を事前に評価し、安全性を評価する技術が求められている。

MA 含有 MOX 燃料の開発は、基礎物性測定や照射試験によって進められ、組成に対して外挿性のある物性モデルの開発や、照射中の組織変化挙動など、メカニズムに沿ったモデルの開発が進められた[1]。照射初期のペレット径方向の密度変化は、気孔内の蒸発・凝集による気孔移動メカニズムが支配的であることに着目し、Pu 含有率、MA 含有率及び O/M 比に依存する蒸気圧の変化を計算することによって、世界で初めて MA 含有率及び O/M 比の影響を評価するためのモデルを開発した。これらの物性及び照射挙動モデルは、日米協力において、米国で開発を進めてきた 3 次元照射挙動解析コード BISON への組み込みを共同で進め、Am 含有 MOX 燃料について組織変化と温度解析を評価することを可能とした[2]。

燃料開発における課題は多く、2000 K を超える高温の基礎物性や、燃料及び被覆管材料の燃焼効果による特性変化などなど、実験だけで明らかにすることは難しい。例えば、燃料の高温における比熱及び熱伝導率の上昇や、ブレディック転移のメカニズムは、いまだに統一的な答えはない。また、燃料の寿命評価に重要な被覆管のクリープ現象は、熱クリープと照射クリープが複雑に関係する現象であり、この現象についてもメカニズムの理解はできていない。現在、西側諸国で照射試験を行う高速炉が『常陽』に限られている中で照射試験を必要最低限にし、燃料開発を加速するために、シミュレーションへの期待は大きい。メカニズムを理解し、定量的な評価を行うためには第一原理計算や分子動力学計算によるシミュレーションが期待される。また、照射中に起こる複雑な現象をモデル化するためには、これまで得られた多くのデータを基にした機械学習モデルを適用するデータ科学による研究開発も有効と考えられる。

[1] Kato、 M. and Machida、 M.、 *https://doi.org/10.1201/9781003298205*

[2] Ozawa、 T.、 et al、 J. Nucl. Mater.、 553、 Sep. 2021、 153038

(3) 構造材料を対象とした分子シミュレーションの現状と課題【レビュー】（東京大学・沖田 泰良）

原子炉で使用される金属材料の劣化挙動を微視的挙動に基づいて把握するため、分子動力学（MD）などの分子シミュレーションが用いられてきた。特に従来から用いられてきた古典 MD は、原子間ポテンシャルを簡単な関数で近似する手法であり、第一原理 MD と比較して計算コストが低いことを活かし、照射下における結晶欠陥の形成過程、並びに転位と微細組織の相互作用に伴う硬化のメカニズム解明などの計算が行われてきた。しかしながら、古典 MD で用いる原子間ポテンシャルは、パラメータを経験に基づいて決定するため、考慮した物性値以外を再現できず、第一原理 MD と比較して精度が低いことが課題であった。

近年、これを解決する手法として、機械学習ポテンシャル（MLP）が用いられるようになってきた。MLP は、密度汎関数などの電子構造計算結果を人工ニューラルネットワークなどに学習させることで原子間ポテンシャルを構築する方法であり、第一原理 MD と同等の高い精度を維持しつつ計算コストを大幅に削減することが可能である。また、MLP は添加元素、不純物元素の影響を取り入れることも比較的容易であるため、実用材料へ適用することもできる。

MLP の適用の一例として、 on-the-fly kinetic Monte Carlo を用いた拡散過程のモデル化が挙げられる。同法

は、各タイムステップの原子配置に基づいた鞍点探索により、発生しうるイベントとその活性化エネルギーを算出するものである。これにより、原子レベルの精緻性を保ちつつ、MD では到達困難な時間スケールの現象も再現できる。実用材料の MLP を用いた on-the-fly kinetic Monte Carlo により、微細組織発達の時間進展を精緻に模擬することも可能となる。その他、劣化を検出する非破壊検査や合金設計にも適用でき、MLP により第一原理計算に基づいた技術の構築が可能となった。

(4) 計算科学を用いた核燃料物性研究【レビュー】（日本原子力研究開発機構・中村 博樹）

核燃料開発においては、高温状態などの様々な状況での物性に関する幅広い知識を蓄積することが非常に重要であるが、実験によってあらゆる物性値を測定することはコストと安全上の問題から、厳しい制限がついてしまい困難である。このような場合に活躍が期待されるのが数値シミュレーションである。これまでに行われてきた原子レベルのミクロシミュレーションを用いた核燃料の熱物性評価は、構造材料の場合と同様に、古典分子動力学と第一原理計算によるものである。古典分子動力学に関しては、多体効果を考慮した原子埋め込み法（EAM）を用いたポテンシャルが開発され、高温物性を含め、多くの物性量を再現することが可能となっているが、すべての物性量を精度よく再現するには至っていない。一方、第一原理計算に関しては、アクチニド原子の局在化した f 軌道電子を強相関電子系として扱わなければならないという問題が存在する。これにより、通常の密度汎関数法（DFT）が適用できず、強相関効果を考慮した DFT＋U 法や Hybrid-DFT 法を用いることが必須となっている。加えて、スピン軌道相互作用も考慮する必要があり、通常の物質に比べて、DFT の計算負荷がさらに大きくなっているため、第一原理計算のみで高温物性を評価するのは困難である。それでも、フォノンを用いた比熱や熱伝導率は精度よく評価することが可能である。さらに、これらの強相関効果を考慮した手法を使っても、多くの酸化アクチニドの磁気秩序を再現することは成功していないため、磁性の影響する物性値に関しては現状では信頼性が十分高いとは言えない。今後は、より洗練された手法を用いた第一原理計算によって、酸化アクチニドの磁気秩序を含めた物性の再現を目指すと共に、構造材料の場合と同様に機械学習分子動力学を用いた物性評価の発展が期待される。

3. 結言

本予稿は、2022 年春の年会で報告いただいた 4 件の講演内容の概要を紹介している。これを 2023 年春の年会の年会企画セッションで有意義な議論に発展するためのツールとして活用する。そこで、議論で活用していくうえで、利便性の観点から下記の通り、手を加えた。

核燃料部会からの 2 件の報告と計算科学技術部会からの 2 件の報告はいろいろな方法での分類ができるが、前者をニーズ側の見解、後者をシーズ側の見解とすることができると思われる。また、文中のキーワードを拾い集めると、図 1 のような構造になっている。すなわち、図中のニーズにおける「←」の部分として要求事項が示されていて、「モデルの不確かさ把握の手段」等が計算科学に期待が示されている。一方、図中のシーズにおける「→」の部分として可能性が示されており、「on-the-fly kinetic Monte Carlo を用いた拡散過程のモデル化」等が提案されている。これらを組み合わせていくと、期待と手段が適合していく可能性が感じられる。

このほか、講演者間での議論の中から以下のような命題・論点も提示されており、当日は議論の方向を見極めて、適宜、以下のような論点も挟み込んでいきたいと考えている。

- ニーズ・シーズのギャップを埋めていく上で現状は何が欠けているか
- 照射に伴う材料物性の変化
- 核燃料のシミュレーション技術に係る望ましい産官学連携の在り方・役割分担
- ミクロ側での研究テーマ・対象選定のあり方

2F_PL01-04 は同予稿

【ニーズ】

・照射挙動の説明性(許認可)

・長期の照射に伴う燃料に生じる諸々の変化/現象 ← 照射試験データベース

・モデルの不確かさ把握の手段
・照射効果や熱過渡の微視的シミュレーション、そのツールとしての計算科学的手法の寄与

・燃料開発の加速(許認可)

・廃棄物減容・有害度低減を目的としたマイナーアクチニド（MA）含有MOX燃料の開発

・組成に対して外挿性のある物性モデルの開発や、照射中の組織変化挙動のモデル開発

【シーズ】

従来型

・金属材料の劣化挙動を微視的挙動に基づいて把握
・照射下における結晶欠陥の形成過程、並びに転位と微細組織の相互作用に伴う硬化のメカニズム解明

機械学習ポテンシャルの活用

・on-the-fly kinetic Monte Carloを用いた拡散過程のモデル化
（発生しうるイベントとその活性化エネルギーを算出）
・劣化を検出する非破壊検査技術
・合金設計　など

第一原理計算に基づいた技術の構築が可能となった.

・DFTの計算負荷がさらに大きくなっているため、第一原理計算のみで高温物性を評価するのは困難

・フォノンを用いた比熱や熱伝導率は精度よく評価することが可能
・磁性の影響する物性値に関しては現状では信頼性が十分高いとは言えない

・構造材料の場合と同様に機械学習分子動力学を用いた物性評価の発展

図 1　各講演のキーワードの抽出

Isamu Sato[1], Yutaka Udagawa[2], Masato Kato[2], Taira Okita[3] and Hiroki Nakamura[2]

[1]Tokyo City Univ., [2]JAEA, [3]Univ. of Tokyo

2F_PL01-04 は同予稿

核燃料部会・計算科学技術部会合同セッション

核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用【討論編】

Application of numerical simulation technology to the development of nuclear fuels
-Discussion version-

佐藤 勇[1]、*宇田川 豊[2]、*加藤 正人[2]、*沖田 泰良[3]、*中村 博樹[2]
[1]東京都市大学、[2]日本原子力研究開発機構、[3]東京大学

1. はじめに

日本原子力学会 2023 年春の年会における企画セッション「核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用－討論編－」は、2022 年春の年会における企画セッション「核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用」から継続するものである。また、これらの企画セッションは、核燃料部会と計算科学技術部会の合同セッションとして開催されている。

当該企画セッションでは、前回企画セッションに関する簡単なレビュー講演を行い、特に「ニーズとシーズの融合」に的を絞って、発表者と会場出席者による総合討論を行う。なお、今回の深堀テーマである「ニーズとシーズの融合」は、講演者及び座長・佐藤の間で事前にメール等の手段を用いて、事前検討が行われており、その際の議論も参照することとする。今回は、講演よりも議論に主眼を置き、総合討論に十分な時間を割り当てる。

2. 核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用【レビュー】

(1) 公開燃料コード FEMAXI-8 における軽水炉燃料挙動モデル整備の現状と課題【レビュー】

（日本原子力研究開発機構・宇田川 豊）

軽水炉燃料の照射挙動解析モデルについて、JAEA が開発する国産/公開コードである FEMAXI を例に、近年の開発状況と課題、今後期待される計算科学的手法の寄与について紹介する。

核燃料や燃料被覆管のふるまいに係る研究で得られた知見やデータは燃料挙動解析コードに「モデル」として集約され、長期の照射に伴う燃料の構成要素に生じる諸々の変化/現象やそのフィードバックが燃料の健全性に及ぼす影響を把握する手段として、燃料設計や安全評価に活用される。2019 年に公開した燃料挙動解析コード FEMAXI-8 の開発では、諸要素モデルの改良や機能拡充に加え、より幅広いユーザにとって利用しやすい評価ツールとなるよう、一定の信頼性が確認されたモデルセット（標準解析条件）を併せて提供した。

これらは、別途整備した軽水炉燃料の照射試験データベース（DB）とコード検証システムを使った総合的な性能評価を通じ成立している。すなわち、現行の照射挙動解析モデルは、物理定数他の経験パラメータ、またモデル同士の組み合わせが、蓄積された照射試験の知見に照らし合わせて取捨された末の、経験的な要素の集合といえる。諸条件下の燃料挙動をより高い信頼度で評価するためには、引き続きモデル構築の拘束条件として、さらにモデルの不確かさ把握の手段としても、照射試験 DB を最大限活用しつつ、機構論的モデルへの置き換えを段階的に進める必要がある。特に、早期の実用化が期待される事故耐性燃料については、照射試験データの新規取得が限定的な状況が続く程、挙動評価は蓄積された UO_2/ジルカロイ燃料挙動の知見/モデルに大きく依拠することとなり、この観点でもモデルの信頼性向上は重要な位置づけを占める。

モデル高度化の基礎となる現象解釈に関し、事故条件下で問題となる燃料ペレット粒界分離現象のモデル化に有効な知見を与えた MD 研究の例がある。事故模擬実験 DB の解析から見積もられる粒界結合力は MD 予測等に比して小さく、照射の影響が存在することの論拠の一つとなっている。このように、実験データを補完し、モデリングの妥当性を検証する手段として、照射効果や熱過渡の微視的シミュレーション、そのツールとしての計算科学的手法の寄与が期待される。

2F_PL01-04 は同予稿

(2) 高速炉 MOX 燃料挙動のシミュレーション解析技術開発【レビュー】

（日本原子力研究開発機構・加藤 正人）

高速炉の実用炉用の燃料として、廃棄物減容・有害度低減を目的としたマイナーアクチニド（MA）含有 MOX 燃料の開発が進められてきた。MA 含有 MOX 燃料の照射試験は、常陽において 2006 年に高線出力照射試験が実施された。当時は、基礎物性や、照射挙動へ及ぼす Am など MA 含有の影響がわからず、燃料設計において大きな安全裕度を見込んでキャプセル照射が行われた。新しい組成の燃料開発において、照射中の性能や安全性を評価するためには、熱伝導率をはじめとする基礎物性が不可欠であり、照射挙動への影響も評価する必要がある。しかし、MA や Pu を含む酸化物の基礎物性測定は、原料の確保、設備、規制上の問題など解決することが多く、容易ではない。開発当初からおよそ 20 年が経ち、MA 含有 MOX の融点、熱伝導率などの基礎物性や、照射挙動へ及ぼす Am 及び Np の影響が明らかとなってきた。その結果、Am の影響は、当初、推定していたほど大きくなく、融点及び熱伝導率低下は限定的であることが分かった。現在、革新炉の燃料として様々な仕様が提案されている。それらの燃料開発のために、基礎物性及び照射挙動を事前に評価し、安全性を評価する技術が求められている。

MA 含有 MOX 燃料の開発は、基礎物性測定や照射試験によって進められ、組成に対して外挿性のある物性モデルの開発や、照射中の組織変化挙動など、メカニズムに沿ったモデルの開発が進められた[1]。照射初期のペレット径方向の密度変化は、気孔内の蒸発・凝集による気孔移動メカニズムが支配的であることに着目し、Pu 含有率、MA 含有率及び O/M 比に依存する蒸気圧の変化を計算することによって、世界で初めて MA 含有率及び O/M 比の影響を評価するためのモデルを開発した。これらの物性及び照射挙動モデルは、日米協力において、米国で開発を進めてきた 3 次元照射挙動解析コード BISON への組み込みを共同で進め、Am 含有 MOX 燃料について組織変化と温度解析を評価することを可能とした[2]。

燃料開発における課題は多く、2000 K を超える高温の基礎物性や、燃料及び被覆管材料の燃焼効果による特性変化などなど、実験だけで明らかにすることは難しい。例えば、燃料の高温における比熱及び熱伝導率の上昇や、ブレディック転移のメカニズムは、いまだに統一的な答えはない。また、燃料の寿命評価に重要な被覆管のクリープ現象は、熱クリープと照射クリープが複雑に関係する現象であり、この現象についてもメカニズムの理解はできていない。現在、西側諸国で照射試験を行う高速炉が『常陽』に限られている中で照射試験を必要最低限にし、燃料開発を加速するために、シミュレーションへの期待は大きい。メカニズムを理解し、定量的な評価を行うためには第一原理計算や分子動力学計算によるシミュレーションが期待される。また、照射中に起こる複雑な現象をモデル化するためには、これまで得られた多くのデータを基にした機械学習モデルを適用するデータ科学による研究開発も有効と考えられる。

[1] Kato、 M. and Machida、 M.、 *https://doi.org/10.1201/9781003298205*

[2] Ozawa、 T.、 et al、 J. Nucl. Mater.、 553、 Sep. 2021、 153038

(3) 構造材料を対象とした分子シミュレーションの現状と課題【レビュー】（東京大学・沖田 泰良）

原子炉で使用される金属材料の劣化挙動を微視的挙動に基づいて把握するため、分子動力学（MD）などの分子シミュレーションが用いられてきた。特に従来から用いられてきた古典 MD は、原子間ポテンシャルを簡単な関数で近似する手法であり、第一原理 MD と比較して計算コストが低いことを活かし、照射下における結晶欠陥の形成過程、並びに転位と微細組織の相互作用に伴う硬化のメカニズム解明などの計算が行われてきた。しかしながら、古典 MD で用いる原子間ポテンシャルは、パラメータを経験に基づいて決定するため、考慮した物性値以外を再現できず、第一原理 MD と比較して精度が低いことが課題であった。

近年、これを解決する手法として、機械学習ポテンシャル（MLP）が用いられるようになってきた。MLP は、密度汎関数などの電子構造計算結果を人工ニューラルネットワークなどに学習させることで原子間ポテンシャルを構築する方法であり、第一原理 MD と同等の高い精度を維持しつつ計算コストを大幅に削減することが可能である。また、MLP は添加元素、不純物元素の影響を取り入れることも比較的容易であるため、実用材料へ適用することもできる。

MLP の適用の一例として、 on-the-fly kinetic Monte Carlo を用いた拡散過程のモデル化が挙げられる。同法

は、各タイムステップの原子配置に基づいた鞍点探索により、発生しうるイベントとその活性化エネルギーを算出するものである。これにより、原子レベルの精緻性を保ちつつ、MD では到達困難な時間スケールの現象も再現できる。実用材料の MLP を用いた on-the-fly kinetic Monte Carlo により、微細組織発達の時間進展を精緻に模擬することも可能となる。その他、劣化を検出する非破壊検査や合金設計にも適用でき、MLP により第一原理計算に基づいた技術の構築が可能となった。

(4) 計算科学を用いた核燃料物性研究【レビュー】（日本原子力研究開発機構・中村 博樹）

核燃料開発においては、高温状態などの様々な状況での物性に関する幅広い知識を蓄積することが非常に重要であるが、実験によってあらゆる物性値を測定することはコストと安全上の問題から、厳しい制限がついてしまい困難である。このような場合に活躍が期待されるのが数値シミュレーションである。これまでに行われてきた原子レベルのミクロシミュレーションを用いた核燃料の熱物性評価は、構造材料の場合と同様に、古典分子動力学と第一原理計算によるものである。古典分子動力学に関しては、多体効果を考慮した原子埋め込み法（EAM）を用いたポテンシャルが開発され、高温物性を含め、多くの物性量を再現することが可能となっているが、すべての物性量を精度よく再現するには至っていない。一方、第一原理計算に関しては、アクチニド原子の局在化した f 軌道電子を強相関電子系として扱わなければならないという問題が存在する。これにより、通常の密度汎関数法（DFT）が適用できず、強相関効果を考慮した DFT＋U 法や Hybrid-DFT 法を用いることが必須となっている。加えて、スピン軌道相互作用も考慮する必要があり、通常の物質に比べて、DFT の計算負荷がさらに大きくなっているため、第一原理計算のみで高温物性を評価するのは困難である。それでも、フォノンを用いた比熱や熱伝導率は精度よく評価することが可能である。さらに、これらの強相関効果を考慮した手法を使っても、多くの酸化アクチニドの磁気秩序を再現することは成功していないため、磁性の影響する物性値に関しては現状では信頼性が十分高いとは言えない。今後は、より洗練された手法を用いた第一原理計算によって、酸化アクチニドの磁気秩序を含めた物性の再現を目指すと共に、構造材料の場合と同様に機械学習分子動力学を用いた物性評価の発展が期待される。

3. 結言

本予稿は、2022 年春の年会で報告いただいた 4 件の講演内容の概要を紹介している。これを 2023 年春の年会の年会企画セッションで有意義な議論に発展するためのツールとして活用する。そこで、議論で活用していくうえで、利便性の観点から下記の通り、手を加えた。

核燃料部会からの 2 件の報告と計算科学技術部会からの 2 件の報告はいろいろな方法での分類ができるが、前者をニーズ側の見解、後者をシーズ側の見解とすることができると思われる。また、文中のキーワードを拾い集めると、図 1 のような構造になっている。すなわち、図中のニーズにおける「←」の部分として要求事項が示されていて、「モデルの不確かさ把握の手段」等が計算科学に期待が示されている。一方、図中のシーズにおける「→」の部分として可能性が示されており、「on-the-fly kinetic Monte Carlo を用いた拡散過程のモデル化」等が提案されている。これらを組み合わせていくと、期待と手段が適合していく可能性が感じられる。

このほか、講演者間での議論の中から以下のような命題・論点も提示されており、当日は議論の方向を見極めて、適宜、以下のような論点も挟み込んでいきたいと考えている。

- ニーズ・シーズのギャップを埋めていく上で現状は何が欠けているか
- 照射に伴う材料物性の変化
- 核燃料のシミュレーション技術に係る望ましい産官学連携の在り方・役割分担
- ミクロ側での研究テーマ・対象選定のあり方

2F_PL01-04 は同予稿

【ニーズ】

・照射挙動の説明性(許認可)

・長期の照射に伴う燃料に生じる諸々の変化/現象 ← 照射試験データベース

・モデルの不確かさ把握の手段
・照射効果や熱過渡の微視的シミュレーション、そのツールとしての計算科学的手法の寄与

・燃料開発の加速(許認可)

・廃棄物減容・有害度低減を目的としたマイナーアクチニド（MA）含有MOX燃料の開発

・組成に対して外挿性のある物性モデルの開発や、照射中の組織変化挙動のモデル開発

【シーズ】

従来型

・金属材料の劣化挙動を微視的挙動に基づいて把握
・照射下における結晶欠陥の形成過程、並びに転位と微細組織の相互作用に伴う硬化のメカニズム解明

機械学習ポテンシャルの活用

・on-the-fly kinetic Monte Carloを用いた拡散過程のモデル化
（発生しうるイベントとその活性化エネルギーを算出）
・劣化を検出する非破壊検査技術
・合金設計　など

第一原理計算に基づいた技術の構築が可能となった.

・DFTの計算負荷がさらに大きくなっているため、第一原理計算のみで高温物性を評価するのは困難

・フォノンを用いた比熱や熱伝導率は精度よく評価することが可能
・磁性の影響する物性値に関しては現状では信頼性が十分高いとは言えない

・構造材料の場合と同様に機械学習分子動力学を用いた物性評価の発展

図 1　各講演のキーワードの抽出

Isamu Sato[1], Yutaka Udagawa[2], Masato Kato[2], Taira Okita[3] and Hiroki Nakamura[2]

[1]Tokyo City Univ., [2]JAEA, [3]Univ. of Tokyo

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

[2F08-10] Dry Storage

Chair:Kinya Nakamura(CRIEPI)

Tue. Mar 14, 2023 2:45 PM - 3:35 PM Room F (12 Bildg.3F 1232)

[2F08] Effects of Thermal Annealing on Mechanical Property and Microstructure of BWR Spent Fuel Cladding during Dry Storage

*Masaki Aomi[1], Daichi Yamada[2], Akihiro Shima[2], Hideshi TEZUKA[2], Masashi Shimizu[3], Ishioka Shinichi[3], Kan Sakamoto[4], Yusuke Miura[4], Hiroki Yokoyama[4] （1. GNF-J, 2. TEPCO HD, 3. HGNE, 4. NFD）

2:45 PM - 3:00 PM

[2F09] Effects of Thermal Annealing on Mechanical Property and Microstructure of BWR Spent Fuel Cladding during Dry Storage

*Yusuke Miura[1], Kan Sakamoto[1], Hiroki Yokoyama[1], Masaki Aomi[2], Masashi Shimizu[3], Shinichi Ishioka[3], Daichi Yamada[4], Akihiro Shima[4], Hideshi Tezuka[4] （1. NFD, 2. GNF-J, 3. HGNE, 4. TEPCO HD）

3:00 PM - 3:15 PM

[2F10] Effect of Thermal Annealing on Mechanical Property and Microstructure of BWR Spent Fuel Cladding during Dry Storage

*Hiroki Yokoyama[1], Kan Sakamoto[1], Yusuke Miura[1], Masaki Aomi[2], Masashi Shimizu[3], Shinichi Ishioka[3], Daichi Yamada[4], Akihiro Shima[4], Hideshi Tezuka[4] （1. NFD, 2. GNF-J, 3. HGNE, 4. TEPCO HD）

3:15 PM - 3:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

BWR 使用済燃料被覆管の乾式貯蔵時における機械的特性及び微細組織に及ぼす熱処理の影響
(1) 硬さ測定による照射硬化回復挙動の評価

Effects of Thermal Annealing on Mechanical Property and Microstructure of BWR Spent Fuel Cladding during Dry Storage

(1) Evaluation of Irradiation Hardening Recovery Behavior from Hardness Measurement

*青見 雅樹[1]、坂本 寛[2]、三浦 祐典[2]、横山 博紀[2]、清水 仁[3]、石岡 真一[3]
山田 大智[4]、島 晃洋[4]、手塚 英志[4]
[1]GNF-J、[2]NFD、[3]日立 GE、[4]東京電力 HD

9×9 燃料（BWR55GWd/t 型）の乾式貯蔵適用性に係る評価の一環として、商用炉で 5 サイクル照射された 9×9 燃料被覆管試験片を 270 ℃ - 360 ℃で最大 8000 h まで加熱し、その後微小ビッカース硬さ測定を実施した。硬さ変化と熱処理条件の関係から、照射硬化回復挙動を評価した。

キーワード： 9×9 燃料被覆管、乾式貯蔵、長期健全性、硬さ測定、照射硬化回復

1. 緒言　乾式金属キャスクを用いた使用済燃料の中間貯蔵では関連する学会標準[1]に貯蔵中に考慮すべき被覆管特性の変化事象が挙げられており、貯蔵中温度での焼鈍効果による照射硬化回復はその一つである。ここでは、硬さ測定により評価した使用済 9×9 燃料被覆管の照射硬化回復挙動を報告する。

2. 実施方法　国内商用炉で 5 サイクル照射された 9×9 燃料被覆管（燃料棒平均燃焼度～57 GWd/t、被覆管代表部位水素濃度～106 ppmH）から、5 mm 長のリング状試験片を切り出した。同試験片を、不活性ガス雰囲気下において 270 ℃ - 360 ℃の 4 温度条件で、最大 8000 h までの熱処理を施し、熱処理前後試験片の微小ビッカース硬さ測定（試験力 200 gf、保持時間 15 s、室温）を実施した。リング状試験片は熱処理温度・時間条件毎に 2 試験片とし、微小ビッカース硬さはリング状試験片の被覆管横断面において 20 点/試験片の測定とした。

3. 結果　図に測定した微小ビッカース硬さの熱処理時間依存性を加熱温度毎に区別して示す。熱処理の温度が高く時間が長いほど照射まま材と比較して硬さの低下程度は大きかった。8000 h までの本試験で得られた結果は、高燃焼度 8×8 燃料被覆管に関する従来データ[2]と同等の照射硬化回復挙動を示した。

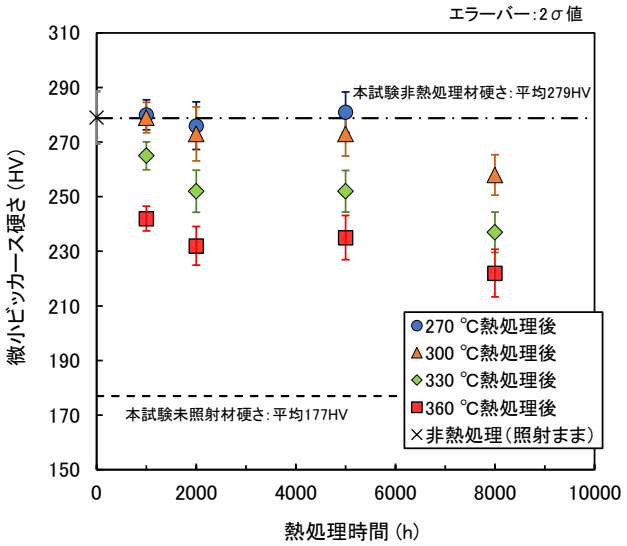


図　微小ビッカース硬さと熱処理時間・温度の関係

参考文献

[1] 日本原子力学会, AESJ-SC-F002：2021, 2021 年 12 月.
[2] 独立行政法人原子力安全基盤機構, 06 基炉報-0006, 平成 19 年 3 月.

*Masaki Aomi[1], Kan Sakamoto[2], Yusuke Miura[2], Hiroki Yokoyama[2], Masashi Shimizu[3], Shinichi Ishioka[3], Daichi Yamada[4], Akihiro Shima[4], Hideshi Tezuka[4]
[1] GNF-J, [2]NFD, [3]Hitachi GE, [4]TEPCO

BWR 使用済燃料被覆管の乾式貯蔵時における機械的特性及び微細組織に及ぼす熱処理の影響
(2) 熱処理後の被覆管引張特性

Effects of Thermal Annealing on Mechanical Property and Microstructure of BWR Spent Fuel Cladding during Dry Storage
(2) Tensile Properties of Annealed Spent Fuel Cladding

*三浦 祐典[1]、坂本 寛[1]、横山 博紀[1]、青見 雅樹[2]、清水 仁[3]、石岡 真一[3]
山田 大智[4]、島 晃洋[4]、手塚 英志[4]
[1]NFD、[2]GNF-J、[3]日立 GE、[4]東京電力 HD

9×9 燃料（BWR55GWd/t 型）の乾式貯蔵適用性に係る評価の一環として、300 ℃- 360 ℃で最大 8000 h 熱処理した 9×9 燃料の使用済燃料被覆管について引張試験を実施した。熱処理温度・時間に伴い強度が低下し延性が増加する傾向を確認した。

キーワード： 9×9 燃料被覆管、乾式貯蔵、長期健全性、引張試験、照射硬化回復

1. 緒言 乾式貯蔵時の 9×9 燃料の照射硬化回復挙動検討の一環として、所定の熱処理を施した使用済 9×9 燃料被覆管試験片を用いて引張試験を実施した。

2. 実施方法 商用炉で 5 サイクル照射した 9×9 燃料被覆管を 45 mm 長に切断し、軸方向に 4 等分した。その後、JIS Z 2241 に定められている 14B 型の比例試験片形状に準拠した引張試験片形状に加工した。さらに、熱処理条件の違いによる照射回復挙動を評価するため、温度 300 ℃、330 ℃、360 ℃の 3 条件で、2000 h 及び 8000 h アルゴンガス雰囲気で熱処理した。引張試験は、室温、クロスヘッド変位速度 8.3×10^{-4} mm s^{-1}（ひずみ速度 10^{-4} s^{-1}）の条件で実施し、引張強さ、0.2%耐力、破断伸びを測定した。

3. 結果 非熱処理材（照射まま材）は未照射材と比較すると、強度が増加し延性が低下する特徴があるが、応力-伸び曲線において、これが熱処理により未照射材に近づいていく傾向が認められた（図 1）。図 2 に熱処理温度毎に引張強さと熱処理時間の関係を示す。同一熱処理時間で比較すると、熱処理温度が高いほど引張強さは低下した。また、熱処理時間が長いほど引張強さは低下傾向にあった。なお、0.2 %耐力についても同様な傾向が得られた。強度データほど明確ではないが、破断伸びは、熱処理時間とともに大きくなる傾向にあった。

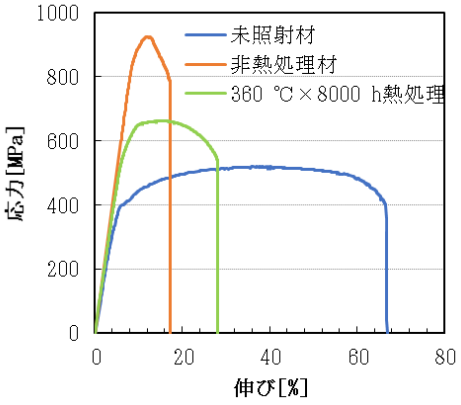


図 1 応力-伸び曲線の比較

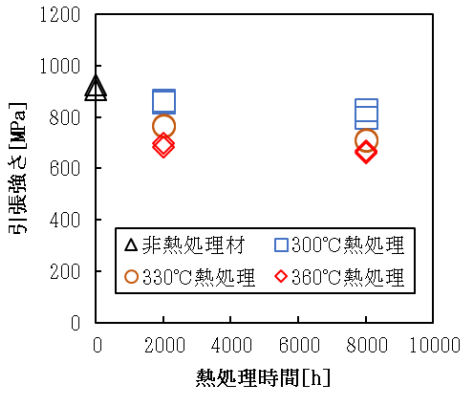


図 2 熱処理に伴う引張強さの変化

*Yusuke Miura[1], Kan Sakamoto[1], Hiroki Yokoyama[1], Masaki Aomi[2], Masashi Shimizu[3], Shinichi Ishioka[3], Daichi Yamada[4], Akihiro Shima[4], Hideshi Tezuka[4]
[1]NFD, [2]GNF-J, [3]Hitachi GE, [4]TEPCO

BWR 使用済燃料被覆管の乾式貯蔵時における機械的特性及び微細組織に及ぼす熱処理の影響
(3) 熱処理後の被覆管微細組織評価

Effects of Thermal Annealing on Mechanical Property and Microstructure of BWR Spent Fuel Cladding during Dry Storage
(3) Evaluation of Microstructure of Annealed Spent Fuel Cladding

*横山 博紀[1]、坂本 寛[1]、三浦 祐典[1]、青見 雅樹[2]、清水 仁[3]、石岡 真一[3]
山田 大智[4]、島 晃洋[4]、手塚 英志[4]
[1]NFD、[2]GNF-J、[3]日立 GE、[4]東京電力 HD

9×9 燃料（BWR55GWd/t 型）の乾式貯蔵適用性に係る評価の一環として、330 ℃-360 ℃で最大 8000 h 加熱した 9×9 燃料の照射燃料被覆管について、熱処理による微細組織変化とそれに伴う機械的特性の変化を透過型電子顕微鏡（TEM）観察及び X 線回折（XRD）を用いて調査した。本試験条件では、a 成分転位の回復と機械的特性の変化に相関があり、硬さ測定結果から評価した回復挙動と一致する傾向が確認された。
キーワード： 9×9 燃料被覆管、乾式貯蔵、長期健全性、XRD 測定、TEM 観察、照射硬化回復

1. 緒言 乾式貯蔵時の 9×9 燃料の照射硬化回復挙動検討の一環として、熱処理した使用済 9×9 燃料被覆管試験片に対して TEM 観察及び XRD 測定を行い、熱処理による機械的特性の変化と微細組織変化の関係について検討した。

2. 実施方法 商用炉で 5 サイクル照射された 9×9 燃料被覆管を供試材とした。TEM 観察では、非熱処理材及び 360 ℃×8000 h の熱処理を行った試料を用い、観察及び評価を行った。XRD 測定では、非熱処理材（照射まま材）、330 ℃及び 360 ℃で 8000 h の熱処理を行った試料を対象とした。照射欠陥の回復に伴う回折ピークのブロードニング程度の変化を半値幅測定により評価した。これらの結果を、機械的試験で得られた回復挙動と比較した。

3. 結果 TEM 観察は、柱面に形成する a 成分転位に着目して行い、熱処理前後の a 成分転位について評価した。熱処理によって微細な a 成分転位は縮小し、比較的粗大であった a 成分転位は更に粗大化した。それにより、a 成分転位のサイズは大きくなり、数密度は低下した。また、XRD 測定では、柱面に形成する a 成分転位、底面に形成する c 成分転位の回折ピークに寄与する割合がそれぞれ異なる回折面を選定し、半値幅から回復率（非熱処理材（照射まま材）と未照射材の差に対する、非熱処理材（照射まま材）と当該熱処理材の差の割合）を評価した。評価した回復率を比較すると、a 成分転位の寄与が大きい回折面から評価した回復率は、熱処理温度が高い方が大きくなり、硬さ測定から評価した強度の回復の傾向と一致した。

これらの結果から、本試験における熱処理条件の範囲内では、主に a 成分転位の回復が機械的特性の変化に寄与していることが示唆された。

表 各回折ピークの半値幅から評価した回復率（8000 h の熱処理）

回折面	熱処理温度	
	330 ℃	360 ℃
(100)	0.42	0.50
(201)	0.29	0.33

---

* Hiroki Yokoyama[1], Kan Sakamoto[1], Yusuke Miura[1], Masaki Aomi[2], Masashi Shimizu[3], Shinichi Ishioka[3], Daichi Yamada[4], Akihiro Shima[4], Hideshi Tezuka[4]
[1]NFD, [2]GNF-J, [3]Hitachi GE, [4]TEPCO

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

[2F11-15] Next Generation Fuel, Accident Tolerant Fuel

Chair:Shun Hirooka(JAEA)

Tue. Mar 14, 2023 3:35 PM - 5:00 PM Room F (12 Bildg.3F 1232)

[2F11] MOX fuel technologies for next-generation nuclear reactors

*Masato Kato[1], Shun Hirooka[1], Masashi Watanabe[1], Romain Vauchy[1], Takumi Oki[1] （1. JAEA）

3:35 PM - 3:50 PM

[2F12] MOX fuel technologies for next-generation nuclear reactors

*Takumi Oki[1], Masato Kato[1], Yoshihisa Ikusawa[1], Shun Hirooka[1] （1. JAEA）

3:50 PM - 4:05 PM

[2F13] Technological development of the particle size adjustment of recycle powder

*Tomoomi Segawa[1], Koichi Kawaguchi[1], Katsunori Ishii[1], Kazuya Yamamoto[1], Takayoshi Makino[1], Kazuyuki Okumura[1] （1. JAEA）

4:05 PM - 4:20 PM

[2F14] Sintering behavior of dry-recycled MOX powder with various particle size distribution

*Kohei Hayashizaki[1], Shun Hirooka[1], Takeo Sunaoshi[2], Shinya Nakamichi[1], Tatsutoshi Murakami[1] （1. JAEA, 2. Inspection Development）

4:20 PM - 4:35 PM

[2F15] Behavior of Chromium-coated Zirconium alloy fuel rods in simulated beyond design basis accident

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

4:35 PM - 4:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

次世代革新炉のための MOX 燃料技術
（1）比熱と熱伝導率における電子的欠陥の寄与

MOX fuel technologies for next-generation nuclear reactors

(1) Evaluation of electronic defect contribution in heat capacity and thermal conductivity

*加藤 正人[1]、廣岡 瞬[1]、渡部 雅[1]、ヴォシー オマ[1]、沖 拓海[1]（1. JAEA）

[1]日本原子力研究開発機構

酸素ポテンシャル、拡散係数及び電気伝導率の実験結果について欠陥化学により評価し、得られた電子欠陥濃度から比熱と熱伝導率の寄与を評価した。MOX の比熱及び熱伝導率は、UO_2 及び PuO_2 に比べて低温側から上昇することを示した。また、照射燃料温度を解析するための熱伝導率式を検討した。

キーワード：MOX、熱伝導率、比熱、電子欠陥

1. 緒言

UO_2 の熱伝導率は、フォノン伝導と電子伝導によって記述されることが報告されている。電子伝導による寄与は、1500 K 以上の温度で上昇するが、MOX における電子伝導の寄与は明らかになっていない。本報告では、酸素ポテンシャル、拡散係数及び電気伝導率の実験データにおいて整合性のある電子欠陥濃度変化を評価し、MOX の比熱及び熱伝導率における電子欠陥による寄与を評価した。また、高温で観察されるブレディック転移の効果を加えることにより、照射燃料温度解析用の式として提案した。

2. 欠陥化学による電子欠陥濃度、比熱及び 熱伝導率の評価

MOX 燃料の酸素ポテンシャルのデータについて欠陥化学により解析し、電子的欠陥濃度$[e]$を次式で得た。

$$[e] = exp\left(\frac{\Delta S_i}{2R}\right) \cdot exp\left(-\frac{\Delta H_i}{2RT}\right)$$
$$= exp\left(\left(71.1 + 67.35 \cdot C_{Pu} + 108.0 \cdot {C_{Pu}}^2 - 198.7 \cdot {C_{Pu}}^3\right)/2R\right) \cdot exp(-278{,}000/2RT) \quad (1)$$

ΔS_i：欠陥反応のエントロピ、ΔH_i： 欠陥反応のエンタルピ、C_{Pu}： Pu 含有率

高温比熱$C_{P\,exe}$及び熱伝導率λ_eが電子欠陥濃度によると仮定し、$C_{P\,exe}$、λ_eを次式で表した。

$$C_{P\,exe} = d\Delta H_{Enthalpy}/dT = d([e] \cdot \Delta H_i)/dT \quad (2)$$

$$\lambda_e = \left(\frac{\Delta H_i}{e}\right)^2 \cdot \frac{\sigma}{(4T)} = \frac{{\Delta H_i}^2}{T^{2.5}} \cdot D \cdot [e] \cdot {}_{exp}\left(-\frac{\mu}{RT}\right), \quad D = 0.0868\,,\ \mu = 5\ {}_{kJ}/_{mol} \quad (3)$$

ブレディック転移を表すために、UO_2 などの比熱のデータを用いて、転移温度より高い領域のΔS_i及びΔH_iを、それぞれ 14 J/mol, 100 kJ/molK と仮定した。熱伝導率の温度依存性を図に示す。MOX の熱伝導率は、UO_2 に比べ低温から上昇し、2200 K 付近でピークを示した。

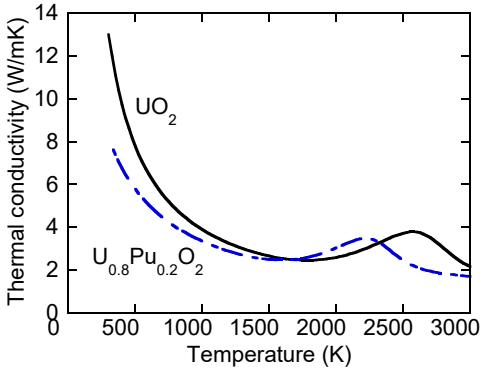


図 UO_2 と MOX の熱伝導率

3. 結論

MOX の高温比熱及び熱伝導率について電子欠陥濃度から表す式を導出し、ブレディック転移の評価も可能とした。

参考文献

[1] Kato, M. and Machida, https://doi.org/10.1201/9781003298205

*Masato Kato[1], Shun Hirooka[1], Masashi Watanabe[1], Romain Vauchy[1]andTakumi Oki[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

次世代革新炉のための MOX 燃料技術
（2）照射試験データを用いた熱伝導率の検討及び挙動解析

MOX fuel technologies for next-generation nuclear reactors

(2) Study of thermal conductivity and irradiation behavior for MOX fuel

*沖 拓海[1]，加藤 正人[1]，生澤 佳久[1]，廣岡 瞬[1]

[1]日本原子力研究開発機構

ブレディック転移を考慮した高温領域での熱伝導率を照射試験データに基づき検討するとともに、照射挙動について解析コードを用いて評価した。熱伝導率は、ブレディック転移を考慮することで 1500 K 付近から上昇し、2200 K 付近でピークを示した。この熱伝導率を用いて照射挙動を評価すると、低温から融点直下までの燃料中心温度は実測値を再現することを確認した。

キーワード：高速炉、MOX、熱伝導率、照射挙動

1. 緒言

MOX 燃料の熱伝導率は、高温において、電気伝導の上昇に伴って上昇し、また、ブレディック転移を考慮することで降下すると予想される[1]。しかし、高温領域、特に融点近傍の熱伝導率の変化については実験によって直接測定することは困難である。そこで、本報告では高温領域の熱伝導率を高速実験炉常陽で照射された燃料溶融試験結果に基づき検討すると共に、この熱伝導率を用いて照射挙動解析コード「CEPTAR」[2]の燃料中心温度及び組織変化（中心空孔径）の再現性を評価した。

2. 熱伝導率の検討、照射挙動の解析

表 1 に示す高速実験炉常陽で行われた照射試験を用いて、燃料熱伝導率、燃料中心温度及び組織変化（中心空孔径）の再現性を評価した。溶融限界線出力試験 B5D-2 の結果に基づき、燃料中心温度の実測値と計算値が一致するように熱伝導率を設定した。この熱伝導率を用いて計装線付照射試験 INTA-1、2 の解析を行った。これらの結果を図 1 に示すが、低温から高温（融点）の温度領域で、燃料中心温度を精度良く解析できることが分かった。

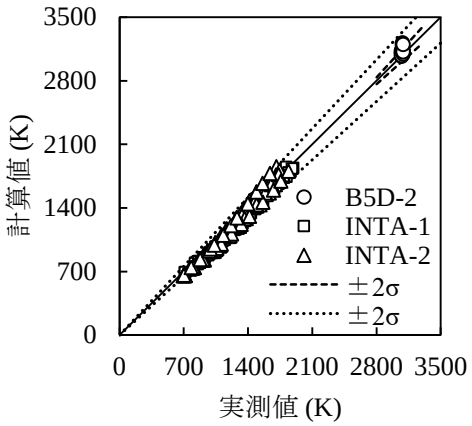


図 1. 燃料中心温度の実測値と計算値

一方で、Am 含有 MOX 燃料照射試験 B14 の中心空孔径は過大評価となった。この原因として、組織変化は高温の温度勾配下で、製造時気孔の蒸発凝縮による中心方向への移動によって生じるが、今回設定した熱伝導率と燃料温度や組織変化の評価に関連する各照射挙動モデルに不整合がある事が考えらえる。

表 1. 照射試験データの概要

照射試験名	Pu含有率 (wt%)	ピン外径 (mm)	最大線出力 (W/cm)	検証データ
溶融限界線出力試験B5D-2	20	7.5	700	燃料中心温度（融点）
計装線付照射試験INTA-1, 2	30 20	6.5 7.5	360 400	燃料中心温度 （熱電対による実測）
Am含有MOX燃料照射試験B14	31	6.5	470	組織変化（中心空孔径）

3. 結論

ブレディック転移を考慮した熱伝導率を用いて照射挙動を評価すると、低温から融点直下までの燃料中心温度は実測値を再現することを確認した。一方で組織変化は再現できておらず、解析の精度向上のためには、熱伝導率やそれに関連する物性モデル及び照射挙動モデルの見直しが今後の課題である。

参考文献

[1] M. Kato & M. Machida (2022). *Materials Science and Fuel Technologies of Uranium and Plutonium Mixed Oxide*. CRC Press.

[2] T. Ozawa & T. Abe (2006). *Nuclear Technology*, *156*(1), 39–55.

*Takumi Oki[1], Masato Kato[1], Yoshihisa Ikusawa[1] and Shun Hirooka[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

乾式回収粉の粒度調整技術開発
(8) 乾式回収粉による焼結密度制御と微細構造評価

Technological development of the particle size adjustment of recycle powder
(8) Sintered density control with dry recovered powder and microstructure evaluation

*瀬川 智臣[1]，川口 浩一[1]，石井 克典[1]，山本 和也[1]，牧野 崇義[1]，奥村 和之[1]
[1]日本原子力研究開発機構

乾式回収粉（乾回粉）によるペレット焼結密度の制御に係るメカニズムを明らかにすることを目的とし，ペレット中の乾回粉粒子を特定するためにトレーサーとして ZrO_2 を添加した$(Ce,Zr)O_2$ 乾回粉を用いたペレットの成型・焼結実験を行い，微細構造の評価を実施した．

キーワード：粒度調整技術，粉砕，焼結，乾式回収粉，衝突板式気流粉砕機，空隙

1. 緒言

原子力機構では，規格外 MOX 燃料ペレットを粉砕した乾回粉を原料として再利用する乾式リサイクル技術開発の一環として，乾式リサイクルのための試験設備の概念検討を行うとともに，乾回粉を用いたペレットの密度調整技術の開発や焼結密度の予測手法の検討を進めている[1,2].

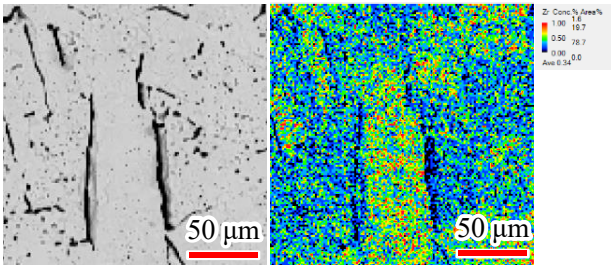
これまでに焼結体の金相写真から乾回粉粒子の周囲に空隙が形成される傾向が観察されているが，乾回粉粒子由来の部分と原料粉由来の部分を完全に識別するのは困難であった．本件では，乾回粉によるペレット焼結密度の制御に係るメカニズムを明らかにすることを目的とし，焼結体中の模擬乾回粉由来の領域を特定するために，CeO_2 中にトレーサーとして酸化ジルコニウム（ZrO_2）を添加した$(Ce,Zr)O_2$ 焼結体を粉砕・粒度調整して得た$(Ce,Zr)O_2$ 模擬乾回粉の粒子径分布及び CeO_2 原料粉と模擬乾回粉との混合割合をパラメータとしたペレットの成型・焼結実験を行い，微細構造の評価を実施した．

2. 実験方法

トレーサーとして約 1 mass%の ZrO_2 を添加した焼結密度約 94 %T.D.の$(Ce,Zr)O_2$ 焼結体を粗粉砕した後，衝突板式気流粉砕機（日本ニューマチック工業㈱社製 Model: LJ-3）を用いて粒度調整を行い，模擬乾回粉を調製した．CeO_2 原料粉への模擬乾回粉の混合割合をパラメータとし，ボールミル混合，ペレット成型後，空気雰囲気において焼結温度 1873 K, 保持時間 2 h の焼結を行い, SEM/EPMA による断面の組織観察を行った．

3. 実験結果および考察

CeO_2 原料粉 100 mass%のペレットの焼結密度約 95 %T.D.に対し，CeO_2 原料粉へ最頻度粒子径約 148 μm の模擬乾回粉を 50 mass%添加したペレットでは約 90 %T.D.が得られた．図 1 に模擬乾回粉を約 50 mass%添加したペレットの水平断面の SEM および EPMA 測定結果を示す. Zr 濃度の高い領域が模擬乾回粉粒子であり，低い領域は CeO_2 原料粉を主とする．CeO_2 原料粉の領域に微小な球状の気孔が形成されているのに加え，模擬乾回粉粒子の表面に沿って長く連続した空隙が形成されていることが確認された. 一方で, 空隙は必ずしも模擬乾回粉粒子全域を取り囲んでおらず, また, 空隙を伴わない模擬乾回粉粒子も確認され，トレーサーを用いることで乾回粉粒子と空隙との関係を確認することができた．今後はさらなる実験・観察を行い, 乾回粉添加による焼結密度制御のメカニズム解明に向けた取組を進める．



(a) SEM 画像　　(b) EPMA マッピング画像

図 1 ペレット断面の組織観察結果

参考文献

[1] 山本和也，他，日本原子力学会 2022 年春の年会, 1I09, 2022. [2] 川口浩一，他，日本原子力学会 2022 年春の年会, 1I10, 2022.

*Tomoomi Segawa[1], Koichi Kawaguchi[1], Katsunori Ishii[1], Kazuya Yamamoto[1], Takayoshi Makino[1] and Kazuyuki Okumura[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

粒度の異なる乾式回収 MOX 粉末の焼結挙動

Sintering behavior of dry-recycled MOX powder with various particle size distribution

*林崎　康平[1]，廣岡　瞬[1]，砂押　剛雄[2]，中道　晋哉[1]，村上　龍敏[1]

[1]JAEA，[2]検査開発

MOX 燃料製造時のリサイクル粉末である乾式回収 MOX 粉末は粉砕条件によってさまざまな粒度を持つ。本研究では様々な粒度の乾式回収 MOX 粉末の焼結試験を行い、焼結挙動を評価した。粒径が小さいほど収縮率は大きいが、焼結密度は必ずしも粒度が小さいほど大きくならない結果となった。

キーワード：乾式回収粉末、焼結、熱膨張計、MOX

1. 緒言

焼結挙動は原料粉末の粒度の影響を強く受けることが経験的に知られている。特に、焼結ペレットを粉砕して再利用する乾式回収 MOX 粉末は、粉末粒子の特性が画一的であるため、焼結特性に与える影響は粉末粒径が支配的となる。この特性を利用し、MA 等を含む高発熱原料を用いる場合は、熱影響を受けやすい有機添加剤を用いず乾式回収 MOX 粉末の粒度を調整することで、焼結密度を制御することが期待されている。本研究では、熱膨張計を用いて 3 種類の粒度の異なる乾式回収 MOX 粉末の焼結試験を行い、過去に報告した MOX 粉末の焼結データ[1]を加えた合計 4 種類の乾式回収 MOX 粉末について焼結挙動の比較を行った。

2. 試験方法

粉砕条件によって粒度が異なる Pu 富化度 30%の乾式回収 MOX 粉末を用いた。各粉末の粒度分布を Fig.1 に示す（粉末②は過去の試験で用いた粉末）。粒径及び粒度の広がりは①、②、③、④の順に大きくなった。各粉末に潤滑剤としてステアリン酸亜鉛を 0.5wt%添加して 15 分間混合し、400 MPa で成型した。成型体に対して熱膨張計（Bluker AXS 製 TD5000SA）により 8℃/ min で 1700℃まで昇温し、収縮挙動を評価した。温度保持なしで冷却し、その後 1650℃で 3 時間保持の焼結を行い、密度を測定した。雰囲気は、低温から 1700℃にわたって試料の O/M 比が 2 となるよう、Ar-5%H_2 ガスに水分を加湿した条件で行った。

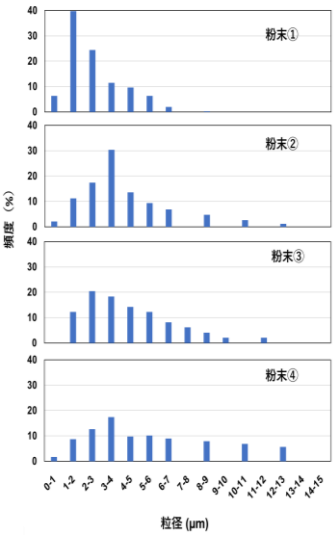


Fig.1 各粉末の粒度分布

3. 試験結果・考察

Fig.2 に各粉末の収縮曲線を示す。収縮率は粒径が小さい粉末ほど大きくなる傾向が得られた。また、粒度分布の幅が最も広く、粒径も最も大きい粉末④は焼結が進みにくいと考えられ、収縮温度が高温側にシフトした。焼結密度はそれぞれ、粉末①10.36 g/cm^3、粉末②10.01 g/cm^3、粉末③10.41 g/cm^3、粉末④9.96 g/cm^3 であり、粉末②、④は比較的密度が低く、粒径の大きさとは異なる傾向が得られた。

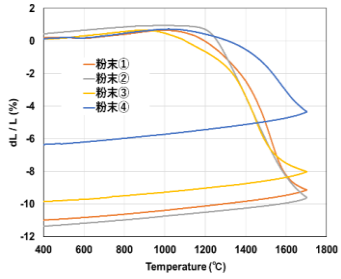


Fig.2 各粉末の収縮曲線

4. 結論

粒度の異なる乾式回収 MOX 粉末の焼結試験を実施した。粒径が小さいほど収縮率は大きくなるが、焼結密度は必ずしも粒度が小さいほど大きくならない結果となり、乾式回収 MOX 粉末の焼結特性を示す重要なデータが得られた。

参考文献

[1] 中道晋哉他, “乾式回収 MOX 粉末の焼結挙動”, 日本原子力学会 2022 年春の年会, 1I11

*Kohei Hayashizaki[1], Shun Hirooka[1], Takeo Sunaoshi[2], Shinya Nakamichi[1] and Tatsutoshi Murakami[1]

[1]JAEA, [2]Inspection Development

設計基準外事故時におけるクロム被覆ジルコニウム合金燃料棒の挙動

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

*中村 勤也[1], 稲垣 健太[1], Juri Stuckert[2], Martin Ševeček[3]
[1] 電中研, [2] カールスルーエ工科大学, [3] チェコ工科大学

単一棒と 3×3 型バンドルの Cr 被覆 Zr 合金燃料棒を用いて、現行の冷却材喪失事故（LOCA）基準を上回る被覆管最大表面温度 1600℃以下の著しい炉心損傷に至らない設計基準外事故（BDBA）模擬試験を実施した。被覆厚さや被覆材の種類が事故時挙動に及ぼす影響や、バンドル固有のふるまいについて報告する。
キーワード：事故耐性燃料、クロム被覆、ジルコニウム合金、設計基準外事故、燃料バンドル

1. 緒言

通常運転時の燃料性能の向上に加え事故時の燃料の安全裕度の拡大等も期待される事故耐性燃料（ATF）の国内開発を推進し、現行炉および次期炉の安全性や経済性の向上に資することが望まれる。著しい炉心損傷に至らないBDBA時におけるATFのふるまいをモデル化して燃料挙動解析コードの高度化に資するため、国際協力を活用した先行的な試験データの取得が求められている。一方、Cr被覆Zr合金燃料被覆管の被覆層が1000℃以上の高温で損傷して基材表面の金属Zrが露出すると、瞬時にZr-水反応に伴う化学反応熱が発生しうるため、従来材よりも加速的に昇温して早期に炉心損傷に至る可能性が否定されていない。このため、実機の燃料棒配置を模擬したバンドル試験による確認が必要と考えられている[1]。電中研は、国際原子力機関のATF開発に係るATF-TSプロジェクトに参加し、Cr被覆Zr合金燃料バンドルのBDBA-LOCA模擬試験とその解析を実施している。本研究では、単一棒およびバンドル試験の一部成果について報告する。

2. 試験方法

PVD 法により厚さ 10μm または 20μm の Cr または厚さ 26μm の Cr/CrN を被覆した Zircaloy-4 燃料被覆管（外径 10.75mm、肉厚 0.725mm、長さ 235mm）に、UO_2 燃料を模擬する Al_2O_3 中空ペレットと内部発熱を模擬する W 棒を装荷し、He ガスを 6MPa 充填した試験体を用いた。8 本のヒーターロッド（Al_2O_3 被覆 W 棒）の中心に試験体 1 本を置き、高周波加熱方式の炉外試験設備 DEGREE[2]に配置した（*単一棒試験*）。0.4g/s の水蒸気気流中、高周波電源の出力勾配を一定にして被覆管最大表面温度（1350℃または 1600℃）まで加熱後、高周波電源の遮断と同時に雰囲気を水蒸気から Ar ガスに切り替えて炉冷した。また、3×3 型 Cr 被覆 Zircaloy-4 燃料バンドル（燃料ピッチ 14.5mm、Cr 厚さ 20μm）についても同様に 1350℃までの試験を実施した（*バンドル試験*）。被覆管表面温度、燃料棒内圧、発生水素量等のオンライン計測に加え、周ひずみ、破裂開口部の寸法、微細組織等について調べた。加えて、高周波加熱によって発生する試験体内部の渦電流損による発熱分布を評価する電磁場解析を実施した。

3. 試験結果

単一棒試験において、被覆厚さが異なるいずれの被覆材も、破裂温度と破裂圧力に有意な差は見られず、被覆なしに比べて最大周ひずみを低下させる傾向が認められた。また、α-Zr(O) / prior β-Zr 界面に、1350℃では被覆管の脆化挙動に影響を及ぼす$(Cr,Fe)_2Zr$ 相が Cr の内方拡散に伴い形成され、1600 ℃では $(Cr,Fe)_2Zr$ 相を含む Cr 拡散層が形成された。

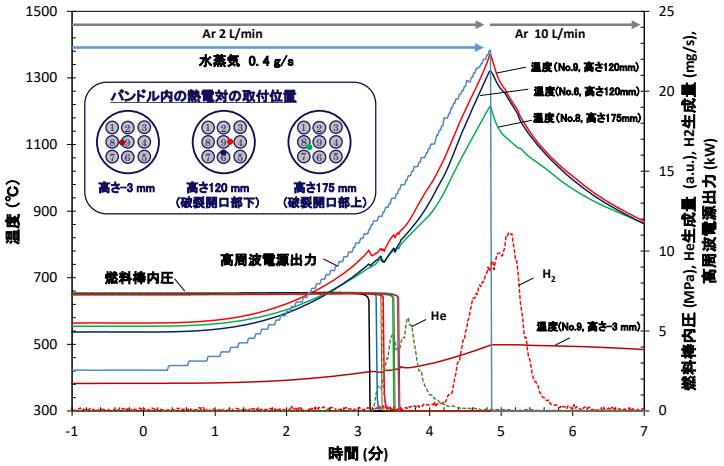


図 1　3×3 型 Cr 被覆 Zircaloy-4 燃料バンドルの BDBA-LOCA 模擬試験の時刻歴

バンドル試験の時刻歴を図 1 に示す。バンドルを構成するいずれの試験体も、単一棒試験と同様に 800℃前後で膨れ破裂した。1000℃以下では抑制された水素発生量が約 1060℃から急激に増大した。また、高周波電源の出力勾配が同じにも係わらず、単一棒試験の昇温速度 2-3℃/s に対して 6-7℃/s に増加した。これらの現象は、隣接棒の化学反応熱による寄与の他、一定ひずみ値を超えた Cr_2O_3 層の割れと Cr の内方拡散に伴う金属 Cr 層の欠乏により、露出した Zr と水の反応が加速的に進行したことによる寄与も含まれると推測される。なお、Cr 被覆に伴う、燃料バンドルの冷却可能形状の維持に及ぼす負の影響は見られなかった。

参考文献 [1] M. Steinbrück, et al., JNM 559(2022)153470. [2] 中村ら, AESJ2016 春の年会, 2G05.

*Kinya NAKAMURA[1], Kenta INAGAKI[1], Juri Stuckert[2], Martin Ševeček[3], [1]CRIEPI, [2]KIT, [3]CTU

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

[2G01-04] FP behavior, High Temperature Corrosion

Chair:YOICHI WADA(Hitachi)

Tue. Mar 14, 2023 10:00 AM - 11:10 AM Room G (13 Bildg.1F 1311)

[2G01] Evaluation of Short and Long-Term Behavior of Radioactive Nuclides Distributed in Fukushima Daiichi NPP

*Chiaki Kino[1], Tezuka Kenichi[1], Karasawa Hidetoshi[2], Uchida Shunsuke[2] (1. IAE, 2. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM

[2G02] Chemical reaction behavior between cesium hydroxide and iron rust under various atmospheric conditions

*Jumpei Imoto[1], Kunihisa Nakajima[1], Masahiko Osaka[1] (1. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM

[2G03] Corrosion behavior of nickel bearing materials in molten salts FLiNaK and LiCl-KCl

*Ariel Christ Gaynellius[1], Masatoshi Kondo[1] (1. Tokyo Tech)

10:30 AM - 10:45 AM

[2G04] Study on chemical compatibility of 316L austenitic steel in liquid lithium-lead at 1173 K

*Kenshi Ohno[1], Susumu Hatakeyama[1], Naoko Oono[2], Masatoshi Kondo[1] (1. Tokyo Tech, 2. Yokohama Natiol. Univ.)

10:45 AM - 11:00 AM

©Atomic Energy Society of Japan

福島第一原子力発電所での放射性核種の短長期挙動の評価
(11) 福島第一原子力発電所における長期間 FP 移行挙動評価モデルの開発

Evaluation of Short and Long-Term Behavior of Radioactive Nuclides Distributed in Fukushima Daiichi NPP

(11) Development of Long term FP behavior Estimation model for FDNPP

*木野 千晶[1]，手塚 健一[1]，唐澤 英年[2]，内田 俊介[2]

[1]エネ総研，[2]JAEA

福島第一原子力発電所(1F)の廃止措置において、原子炉内の燃料デブリや核分裂生成物等の状況とその長期にわたる変化を推定・把握することは不可欠である。本研究では、1F 炉内全体を対象とした中長期的放射性核種(RN)移行挙動を簡易的に評価可能なモデル（1F 汚染評価モデル）について検討する。

キーワード：福島第一原子力発電所、シビアアクシデント、廃炉、FP 長期挙動、汚染評価モデル

1. 緒言

1F 炉内・建屋内の汚染メカニズムは、従来の SA 解析が対象としていた事故中の挙動と、RN と水相の相互作用も含めた事故後の中長期的な挙動を区別して理解する必要がある。RPV・PCV・建屋などは、事故後の中長期的な環境が異なることから、各領域（RPV/PCV/建屋）に適した 1F 汚染評価モデルが必要となる。よって、本研究では従来の 1F 汚染評価モデル[1]に「時間（事故中・後）」と「領域」の概念を持ち込み、モデルを精緻化する。本研究では試解析としてセシウムとヨウ素を評価対象とする。

2. 1F 汚染評価モデルの精緻化

2-1. 基本アイデア

本モデルの基礎式を以下に示す。

$$M(X,R) = f^{L}(X,R) f^{G}(X,R) f^{SA}(X,R) g(X) M_0(X)$$

ここで、Xは核種、Rは領域、Mは存在量(kg)、M_0は初期インベントリ(kg)、gは事故中の放出係数、f^{SA}は事故中の移行係数、f^{G}は事故後の中長期的な移行係数（気相）、f^{L}は事故後の中長期的な移行係数（液相）である。gおよびf^{SA}は主に SA 解析結果、f^{G}は環境モニタリングの測定値や理論解析、f^{L}は汚染水の測定値に基づき評価することが想定される。

2-2. 事故後の中長期的な移行係数（気相）

セシウムについては、炉内気相部が一定程度高温であった事故後の冷温停止までの蒸発による移行と通じた外部への放出量を評価する。ヨウ素は水中におけるガス化を通じた外部への放出量を評価する。

2-3. 事故後の中長期的な移行係数（水相）

セシウムは測定値より放出量が評価可能である。ヨウ素は I129、I131 と Cs137 の輸送比[2]より推定する。RN のコンクリートへの浸透量についても併せて評価する。

3. 今後の課題

今後、提案した 1F 汚染評価モデルの各係数（g、f^{SA}、f^{G}、f^{L}）について、これまでの SA 解析結果[3]、測定値などを用いて定量的に評価していく。

参考文献

[1] D. Sugiyama, et al., Journal of Nuclear Science and Technology, Vol.56, No.9-10, pp.881-890, (2019). [2] Y. Koma, JAEA-DATA-Code-2014-015, (2014) [3] 木野千晶，手塚健一，日本原子力学会 2021 年春の年会，1A05，(2021).

---

*Chiaki Kino[1], Kenichi Tezuka[1], Hidetoshi Karasawa[2] and Shunsuke Uchida[2]

[1]IAE, [2]JAEA

様々な雰囲気条件下における水酸化セシウムと鉄さびの化学反応挙動

Chemical reaction behavior between cesium hydroxide and iron rust under various atmospheric conditions

*井元　純平[1]，中島　邦久[1]，逢坂　正彦[1]

[1]日本原子力研究開発機構

福島第一原子力発電所では事故時に海水注入が行われており、構造材として使用されているステンレス鋼や低合金鋼、炭素鋼等の表面がさびている可能性がある。本研究ではセシウム分布の把握に資する、鉄さび（鉄の酸化物）と水酸化セシウムの高温化学反応挙動を様々な雰囲気条件下で調査した。その結果、鉄さびと水酸化セシウムの化学反応により生成する主要生成物への雰囲気の影響はないことが分かった。

キーワード：セシウム, 鉄さび, 化学反応

1. 緒言

福島第一原子力発電所（1F）では事故時に海水注入が行われているため腐食環境に曝されており、構造材として使用されているステンレス鋼や低合金鋼、炭素鋼等の表面がさびている可能性がある[1]。これまでの研究で水酸化セシウム（CsOH）と鉄さび（鉄の酸化物）の一つである α-FeOOH との反応により $CsFeO_2$ が生成することが明らかになっている [2]。本研究は、1F における Cs 分布の把握に資する、鉄さびと CsOH の高温化学反応挙動を様々な雰囲気条件下で調査することを目的に実施した。

2. 実験方法

CsOH・H_2O（純度 99.95 %）と鉄さび成分として α-FeOOH（純度 99 %以上）及び α-Fe_2O_3（純度 99 .9%）の粉末を出発物質として用いた。Cs と Fe のモル比が 1：1 となるように CsOH・H_2O と各々の鉄の酸化物を秤量後、メノウ乳鉢を用いて混合した。この混合粉末の大気、Ar、Ar-5%H_2、Ar-H_2O（露点 40℃）雰囲気下における熱重量・示差熱分析を行い、化学反応挙動を調べた。加熱後試料は X 線回折（XRD）分析（Cu 管球）及びラマン分光分析により生成物の同定を行った。また、より詳細な化学反応を調べるために試料加熱ステージを搭載した XRD 及びラマン分光を用いた混合粉末の in-situ 分析による加熱反応試験も行った。

3. 結果及び考察

図 1 に各雰囲気において CsOH・H_2O と α-FeOOH 混合粉末を 400℃まで加熱した試料の XRD 測定結果を示す。これより、Ar、大気、Ar-H_2O 及び Ar-H_2 の不活性、酸化、還元のいずれの雰囲気条件においても $CsFeO_2$ が生成しており、最終的な主要反応生成物に変化がないことが分かった。また、α-Fe_2O_3 と CsOH・H_2O の混合粉末を用いた場合においても、同様の傾向であることが分かった。以上より、1F において、鉄の酸化物と CsOH との化学反応が起こった場合、雰囲気によらず、$CsFeO_2$ が生成されることが示唆された。

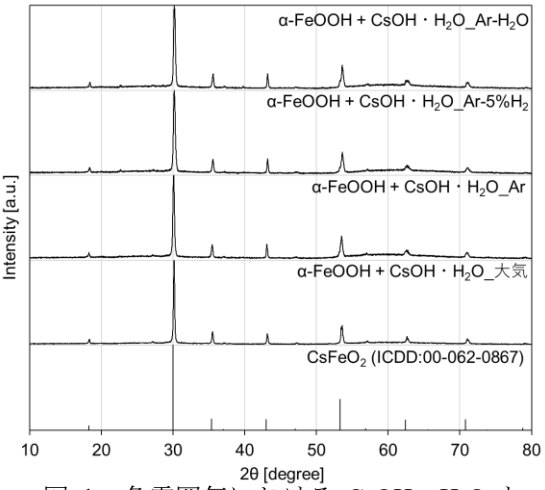


図 1　各雰囲気における CsOH・H_2O と α-FeOOH 混合粉末の加熱後の XRD 結果

参考文献

[1] Y. Fukaya et al., Corrosion, 74, 577-587, 2018.　[2] 井元純平、他、原子力学会 2020 春の年会 1A12.

*Jumpei Imoto[1], Kunihisa Nakajima[1] and Masahiko Osaka[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

Corrosion Behaviors of Nickel Bearing Materials in Molten FLiNaK and LiCl-KCl Galvanic Corrosion of Ni based superalloys in Ni crucibles

*Ariel Christ Gaynellius[1] and Masatoshi Kondo[1]
[1]Tokyo Institute of Technology

Corrosion tests of Ni-based alloys and stainless steels were performed in molten salts FLiNaK and LiCl-KCl at 773K for 250 hours. The mass loss of specimens was measured and the corrosion was metallurgical analysis with SEM/EDS. The test crucibles used were also analyzed to clarify the effect of galvanic corrosion according to dissimilar material system.

Keywords: molten salt, corrosion test, galvanic corrosion

1. Background and Introduction

Molten salts have preferable thermophysical features as coolants for nuclear reactors and thermal energy storage systems. However, the chemical compatibility with structural materials is one of the important issues to be addressed. The dissolution of Cr from the Ni based alloys and stainless steels in molten fluoride salt have been investigated in a previous study[1]. However, the galvanic corrosion of the Ni based alloys was not made clear so far. The purpose of the present study is to clarify the corrosion behaviors of Ni-based alloys and stainless steels in molten salts FLiNaK (46.5mol% LiF – 11.5mol% NaF – 42mol% KF) and LiCl-KCl eutectic (58mol% LiCl – 42mol% KCl).

2. Experimental Conditions

The test materials are Hastelloy-C, Inconel 600, Inconel 625, 316L austenitic stainless steel and 304 austenitic stainless steel. The chemical compositions of these materials are presented in Table 1. The specimens had a rectangular shape at the size of 15 mm × 10 mm × 0.2-0.8 mm. The specimens of Ni-based alloys (Hastelloy and Inconel) were installed in the crucibles made of Ni while the specimens of austenitic steels were installed in the crucibles made of 316L austenitic steel. Molten salts FLiNaK or LiCl-KCl of approximately 3 cc were then poured into the crucibles. The crucibles were then installed inside a vessel filled with high-purity Ar gas. The corrosion tests were performed at the temperature of 773K for 250 hours. The specimens were then taken out from the crucibles. The specimens were cleaned with water, distilled water, and acetone. The mass loss of the specimens due to corrosion was measured. The surface and cross-section of the specimens were metallurgically analyzed using SEM/EDS. The cross-sectional SEM/EDS analysis was performed on the crucible to clarify the corrosion of the crucible.

Table 1 Chemical compositions of test materials (wt%).

Specimens	Ni	Cr	Fe	Others
Hastelloy-C	Bal. (57)	15.67	6.28	Mo: 16, W: 4
Inconel 600	Bal. (72)	15.75	7.02	-
Inconel 625	Bal. (58)	21.24	4.03	Mo: 9
AISI 316L	12-15	16-18	Bal. (60)	Mo: 2, Mn: 2
AISI 304	18-20	8-11	Bal. (65)	Mn: 2

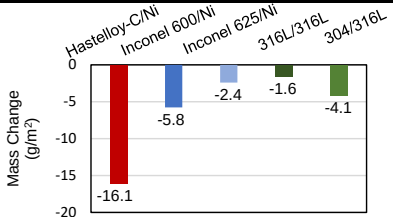


Fig. 1 Mass loss data of Ni-based alloys in Ni crucibles and austenitic steels in 316L crucibles tested in FLiNaK at 773 K.

3. Results and Discussion

Figure 1 shows the mass loss of the Hastelloy-C specimen which was immersed in molten salt FLiNaK is much larger than the other specimens. Figure 2 (b) shows the surface cross corrosion of the Hastelloy-C specimen. Its corrosion depth was three times deeper than that of the other specimens. This corrosion behavior does not agree with the previous findings where Ni-based super alloys revealed better corrosion resistance [1][2].

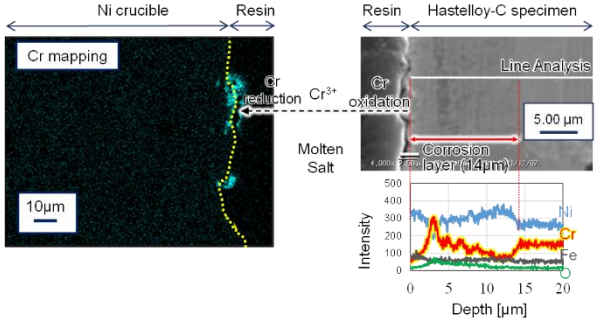


Fig. 2 Mass transfer of Cr shown through SEM/EDS images of (a) Ni crucible and (b) Hastelloy-C specimen in FLiNaK (c) EDS line analysis of Hastelloy-C specimen

The specimens of Ni-based alloy became anode and the more noble Ni-crucibles became cathode to form galvanic cell. Galvanic corrosion oxidized Cr from anode and reduced Cr ions at the cathode. This accelerated corrosion of anode. The same process did not happen to stainless steel specimens inside 316L crucibles due to the crucible and specimen materials being more similar.

The metallurgical analysis was done on the crucibles in order to find the trace of element transfer and participation through the galvanic cathode. The accumulation Cr was partially detected on the wet surface of the crucible, and this indicated the occurrence of galvanic corrosion.

4. References

[1] Kondo, M., Nagasaka, T., Muroga, T., Sagara, A., Noda, N., Xu, Q., Ninomiya, D., Masaru, N., Suzuki, A., and Terai, T. (2009) "High Performance Corrosion Resistance of Nickel-Based Alloys in Molten Salt Flibe", *Fusion Science and Technology,* 56(1), 190-194, DOI: https://doi.org/10.13182/FST09-A8900
[2] Kondo, M., Nagasaka, T., Sagara, A., Noda, N., Muroga, T., Xu, Q., Nagura, M.. Suzuki, A., and Terai, T. (2009) "Metallurgical study on corrosion of austenitic steels in molten salt LiF–BeF_2 (Flibe)", Journal of Nuclear Materials, 386-388, pp. 685-688. DOI: https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2008.12.317

1173K の液体 LiPb 環境下における 316L オーステナイト鋼の化学的共存性に関する研究

Study on chemical compatibility of 316L austenitic steel in liquid lithium-lead at 1173 K

*大野 健士[1]、畑山 奨[1]、大野 直子[2]、近藤 正聡[3]
[1]東京工業大学工学院機械系、
[2]横浜国立大学大学院工学研究院、[3]東京工業大学科学技術創成研究院

核融合炉の液体 LiPb ブランケットの真空容器外側の候補構造材料として、316L オーステナイト鋼が検討されている。873K、1023K、1123K の液体 LiPb 静止場において、316L 鋼の共存性試験を 25-250 時間実施した。エッチングした腐食組織を SEM/EDX により詳細に観察し、更に腐食組織の硬さを調べた。

キーワード：腐食、核融合炉、316L オーステナイト鋼、液体鉛リチウム、液体ブランケット

1. 緒言 核融合炉の燃料増殖材として液体リチウム鉛合金（LiPb）が検討されている。更に、IS サイクルやバイオマス由来の水素製造を目指す上で、液体ブランケットを 900℃付近で運転する事も検討されている。液体 LiPb ブランケットの真空容器外側の候補構造材料として 316L オーステナイト鋼が検討されているが、高温の液体 LiPb との共存性が課題である。液体 LiPb 中において 316L 鋼から Ni や Cr が溶出し、それによる腐食が懸念される。しかし、900℃ 付近の液体 LiPb 中における腐食挙動は十分に明らかにされていない。本研究の目的は、1123K の液体 LiPb 中における 316L 鋼の腐食挙動を明らかにすることである。

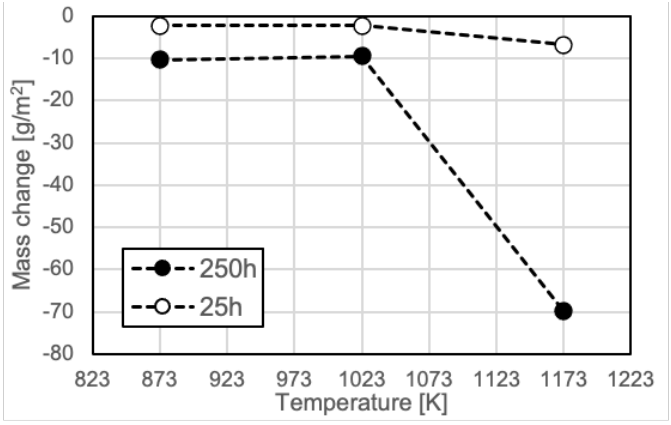


Fig.1 試験温度による試験片の重量損失変化

2. 実験方法 316L オーステナイト鋼 (Fe-18Cr-12Ni-2Mn-2Mo) の坩堝に短冊状試験片を設置し、LiPb を約 40 g (4.04 cc) 充填した。25 時間試験では 316L の試験片、250 時間試験では SiC の試験片を浸漬した。873K、1023K、1173K の温度で静止場の共存性試験を 25 時間と 250 時間実施した。また、実験後、坩堝及び試験片の表面に付着した LiPb を酢酸混合溶液 ($CH_3COOH:C_2H_5OH:30\%H_2O_2=1:1:1$) を用いて除去した。その後、浸漬前後の質量変化を測定するとともに、試験片および坩堝の接液表層断面の腐食組織の断面 SEM/EDX 観察等を行った。

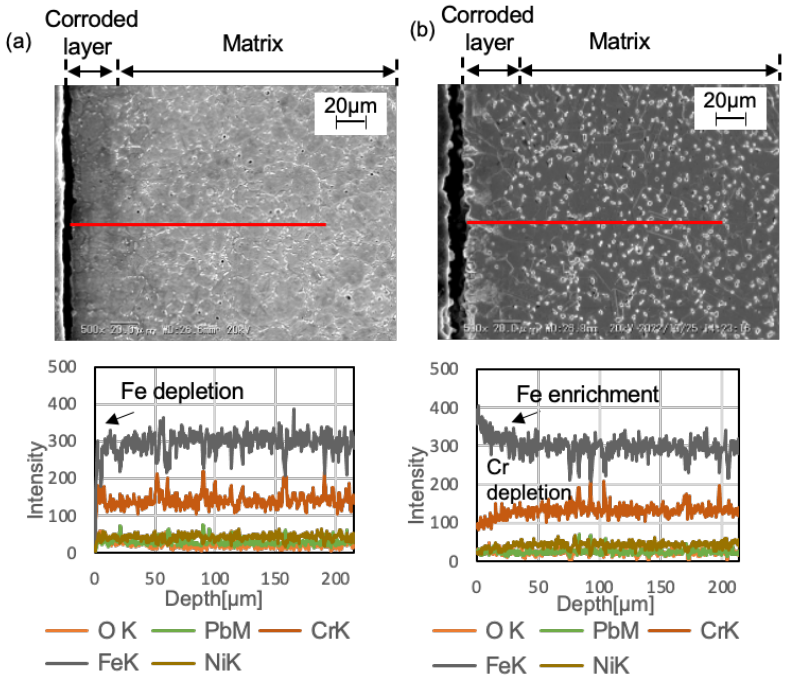


Fig.2 表層断面SEM/EDXの結果(a)1023Kで250時間浸漬した試験片、(b)1173Kで250時間浸漬した試験片

3. 結果と考察 Fig. 1 に示すように、316L 鋼は液体 LiPb によって腐食し、その質量を失うことがわかった。特に 1173K の質量減少が大きいことがわかった。更に、Fig. 2 に示すように、316L 接液表面において、温度条件により異なる元素の溶出を中心とする腐食が生じていることがわかった。また、SEM の画像から粒界に沿うようにして炭化物が存在しているが、腐食層にはその炭化物が存在しないことがわかった。健全な組織の硬さが HV260 程度であるのに対して、1173 K の試験で観察された腐食層の硬さは HV226 程度であった。

*Kenshi Ohno[1], Susumu hatakeyama[1], Naoko Oono[2], Masatoshi Kondo[1]
[1] Tokyo Institute of Technology, [2] Yokohama National University

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

[2G05-07] Radiolysis and Electrochemistry

Chair:Yutaka Watanabe(Tohoku Univ.)

Tue. Mar 14, 2023 11:10 AM - 12:00 PM Room G (13 Bildg.1F 1311)

[2G05] The effects of hydrogen addition on the corrosive conditions of PWR primary coolant under irradiation

*Kuniki Hata[1], Shunsuke Uchida[1], Satoshi Hanawa[1], Yasuhiro Chimi[1], Tomonori Satoh[1] (1. JAEA)

11:10 AM - 11:25 AM

[2G06] The effects of hydrogen addition on the corrosive conditions of PWR primary coolant under irradiation

*Shunsuke Uchida[1], Kuniki Hata[1], Satoshi Hanawa[1], Yasuhiro Chimi[1], Tomonori Satoh[1] (1. JAEA)

11:25 AM - 11:40 AM

[2G07] Electrochemical Corrosion Potential Calculation Model for Hydrogen Peroxide Environment with Electrochemical Parameters Determined by Polarization Measurements

*YOICHI WADA[1], Kazushige Ishida[1], Masahiko Tachibana[1], Mayu Sasaki[2], Makoto Nagase[2], Ryosuke Shimizu[2] (1. Hitachi, Ltd., 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

PWR 一次冷却水環境の照射下での水素注入効果の評価

8. ラジオリシス評価に及ぼす“OH + H_2 <=> H + H_2O”の順反応及び逆反応の影響

The effects of hydrogen addition on the corrosive conditions of PWR primary coolant under irradiation

8. Evaluation of the effects of OH + H <=> H + H_2O reaction and its back reaction on water radiolysis

*端 邦樹[1]，内田 俊介[1]，塙 悟史[1]，知見 康弘[1]，佐藤 智徳[1]

[1]原子力機構

JAEA において開発した腐食電位解析コードにおいて、ラジオリシスによる水分解生成物の発生量を精度よく見積もるため、最新知見を反映させたラジオリシスデータセットの整備を進めた。本稿では、OH + H_2 <=> H + H_2O の順反応及び逆反応の速度定数の変化が過酸化水素の発生量に与える影響を報告する。

キーワード：PWR，水の放射線分解，ラジオリシス解析，腐食電位解析，OH ラジカル

1. 緒言

JAEA では、これまで、軽水炉の一次系冷却水の腐食電位（ECP）を推定する解析コードを開発してきた。その一環として、炉心領域でのラジオリシスにおける化学反応の速度定数が過酸化水素（H_2O_2）等の水分解生成物の発生量に与える影響の評価も進めている。前回の発表では、ヒドロキシルラジカルと水素の反応（•OH + H_2 <=> H• + H_2O、以下「反応 1」という）の逆反応に対して、最近の報告値（1.6×10^4 L/mol s [1]）を取り入れることで H_2O_2 濃度が顕著に増加することを示した。また、H_2O_2 濃度の変化に伴い ECP も変化するため、既往実験データとの整合性を得る点から他の速度定数も最適化する必要があることがわかった。本稿では、反応 1 の順反応に着目し、速度定数の変化と H_2O_2 発生量の関係を調べた結果を報告する。

2. ラジオリシス解析

JAEA で整備したラジオリシス解析コードを用いた[2]。PWR 一次系冷却水条件とし、反応 1 の順反応の速度定数（k_f）を、これまでに使用してきた 1.4×10^9 L/mol s に対して 1/10 から 10 倍の範囲で変化させた。逆反応の速度定数（k_b）も報告値の範囲で変化させた[1, 3]。

3. 解析結果

図 1 (a)は k_b を 1.6×10^4 L/mol s としたときの水素（H_2）添加量と発生した H_2O_2 の濃度の関係について、k_f を変化させて計算した時の結果である。速度定数の変化は、H_2O_2 濃度に大きな影響を与えた。Elliot らの報告では k_b（1.33×10^3 L/mol s）に対して、k_f として 8×10^8 L/mol s 程度の値が提唱されていた[3]。この順反応の速度定数を採用すると、赤い破線で示した 7×10^8 L/mol s に近い結果を示すことになる。図 2 は k_f と k_b を同時に変化させ、反応速度定数の比に相当する平衡定数を揃えた時の結果である。この場合、解析結果は速度定数の変化にあまり依存しなかった。

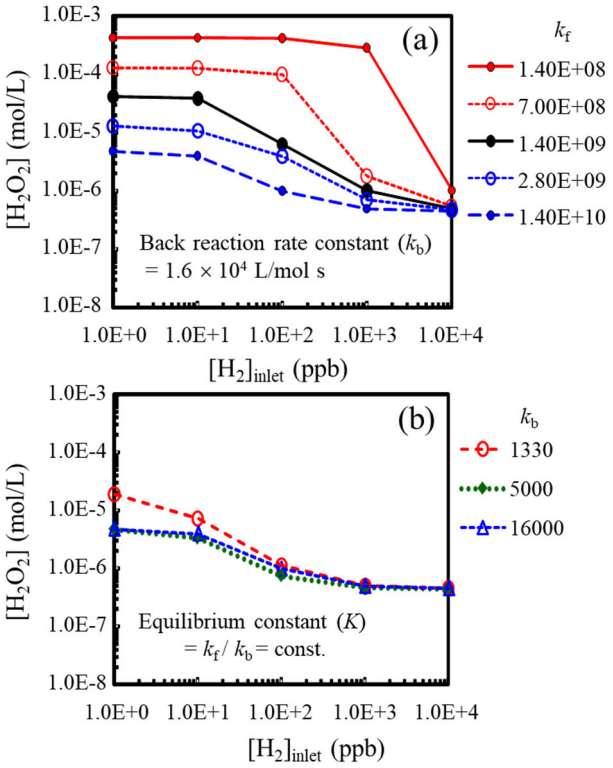


図 1 H_2 添加量に対する H_2O_2 濃度の変化。(a) 逆反応速度定数を固定したときの順反応速度定数の影響。(b) 平衡定数を固定した時の逆反応速度定数の影響。

4. 結論

本稿では、ECP 解析コードにおけるラジオリシス解析に最新知見を反映させることを目的に、反応 1 の速度定数が H_2O_2 濃度に与える影響を詳細に調べた。H_2O_2 濃度は k_f や k_b の変化に対して大きく変化したが、平衡定数が一定であれば、H_2O_2 濃度に対する速度定数の変化の影響は小さいことがわかった。k_b が更新されて以降、k_f の更新に関する報告はまだ無いが、H_2O_2 発生量への影響の大きさの点から、k_f についても再評価が必要であると考えられる。

［参考文献］ [1] Y. Muroya, et al., Phys. Chem. Chem. Phys., 19, 30834 – 30841 (2017). [2] 端ほか、日本原子力学会 2022 春の年会、1J05. [3] A. Elliot and D. Bartels, AECL report 153-127160-450-001 (2009).

*Kuniki Hata[1], Shunsuke Uchida[1], Satoshi Hanawa[1] Yasuhiro Chimi[1] and Tomonori Satoh[1]

[1]JAEA

PWR 一次冷却水環境の照射下での水素注入効果の評価
9. ラジオリシスと腐食電位の結合解析

The effects of hydrogen addition on the corrosive conditions of PWR primary coolant under irradiation
9. Combind analysis of water radiolysis and ECP

*内田 俊介[1], 端 邦樹[1], 塙 悟史[1], 知見 康弘[1], 佐藤 智徳[1]
[1]原子力機構

①高温 pH の計算、②ラジオリシス計算、③酸化被膜効果を組み込んだステンレス鋼などの分極特性と酸化種の分極特性に基づく ECP の計算を一貫して可能なコードを開発し、BWR のみでなく PWR プラントの運転条件に応じて、腐食環境に及ぼす放射線、pH、Li などの直接影響を定量化が可能とした。

キーワード：PWR, 水の放射線分解, 腐食電位解析, ステンレス鋼、Ni 基合金。アノード分極特性

1. 緒言

炉水温度、pH、その他水質制御のための添加化学種が異なる BWR と PWR の 1 次冷却系での腐食環境の適正化を図るためには、解析結果の妥当性の検証と合わせて、解析の迅速化とトレーサビリティの確保が不可欠である。これまで、図 1 に示すラジオリシス解析コード（WRAC-J）と腐食電位(ECP)解析コード（ECP EXCEL コード）の 2 段解析で ECP を求めてきたが、腐食環境算出の迅速化と算出履歴の明瞭化のため、2 つのコードを 1 本化し、総合コード化を図った[1]。

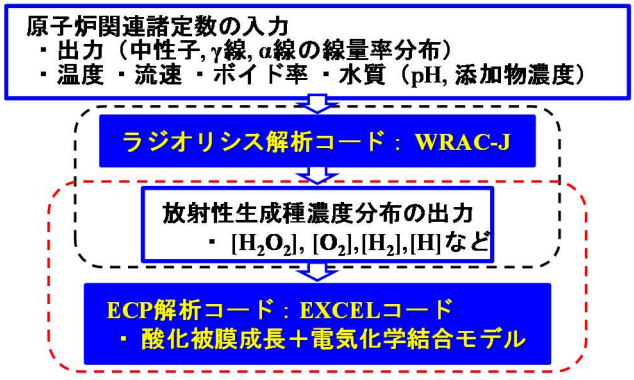
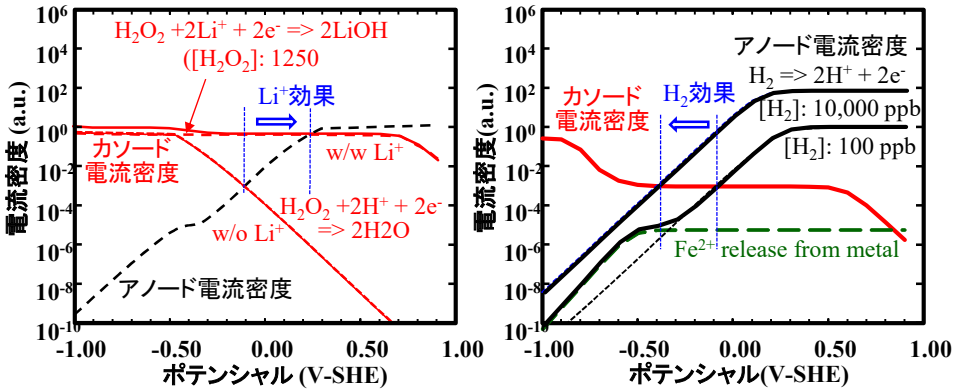


図 1 ラジオリシス解析/ECP解析結合コード（WRAC-ECP）

2. ラジオリシス解析/ECP 解析結合コード（WRAC-ECP）

ラジオリシス解析部は高温pH解析ルーチンを付加した WRAC-J とほぼ同じで、本コードに ECP 解析ルーチンを加えた。図 2 に示すように、金属試料表面での、電位依存の各種カソードおよびアノード電流の密度を求め、それらの混成電流密度がゼロとなる電位（ECP）を求めた。これまで EXCEL コードで求めてきた電流密度と同じであるが、ラジオリシス解析と ECP 解析の間に人の介在がなくなり、解析の迅速化と同時に評価手法の V&V を進めるうえでも必須の解析プロセスのトレーサビリティが確保できた。



a) 低[H_2]高[H_2O_2] ([H_2]: 150 ppb)　　b)高[H_2]低[H_2O_2]([H_2O_2]: 2.2 ppb)

3. ECP 解析結果

PWR 炉心部模擬の INCA in-plie loop で測定された ECP の添加水素濃度依存性評価に適用し、好適な解析結果を得ることができた[1]。

4 結論

BWR 条件では、豊富な模擬実験、実機データにより評価精度の検証がなされてきたが、PWR 条件下での ECP データは現状わずかである。INCA in-plie loop での測定値で妥当性を示したが、まだ十分ではない。PWR 模擬条件での ECP 検証のための実験データの取得と実機条件での評価及びその検証が不可欠である。模擬実験は現在準備中であり、鋭意実験及び解析を進めていく。

［参考文献］ [1] K.Hata, *et al.*, J. Nucl. Sci. Technol., Published online: 18 Oct. 2022

*Shunsuke Uchida[1], Kuniki Hata[1], Satoshi Hanawa[1] Yasuhiro Chimi[1] and Tomonori Satoh[1]
[1]JAEA

分極測定に基づく電気化学パラメータを用いた過酸化水素環境での腐食電位計算モデル

Electrochemical Corrosion Potential Calculation Model for Hydrogen Peroxide Environment with Electrochemical Parameters Determined by Polarization Measurements

*和田陽一[1]，石田一成[1]，橘正彦[1]，佐々木麻由[2]，長瀬誠[2]，清水亮介[2]
[1]日立・研開，[2]日立 GE

高温純水中の SUS316L 上での過酸化水素の電気化学反応と関連するパラメータを決定し、BWR 炉水環境での過酸化水素条件での SUS316L の ECP 計算モデルを検討した。SUS316L の ECP の実測値を 1000 ppb 以下の H_2O_2 濃度範囲において±0.1 V の精度で再現した。本モデルを BWR の ECP 評価に適用していく。

キーワード：腐食電位，ECP，電気化学，高温純水，BWR，ステンレス鋼

1. 緒言　沸騰水型原子炉(BWR)の構造材料（ステンレス鋼、ニッケル基合金）の腐食電位(ECP)は材料毎の腐食特性、流動条件および炉水中の酸素(O_2)および過酸化水素(H_2O_2)の濃度によって決まり、応力腐食割れ(SCC)の環境指標として用いられている。計算モデルを用いた ECP の計算は SCC 環境を評価する上で重要である。しかし、BWR 炉水環境(高温純水)中での H_2O_2 条件でのカソード分極曲線の測定結果は少なく、実測に基づく電気化学反応パラメータを用いた ECP 計算モデルの検討はこれまで進んでいなかった。本研究では SUS316L 上での H_2O_2 の電気化学反応パラメータを、高温純水中で測定した H_2O_2 のカソード分極曲線[1]に基づいて決定し、H_2O_2 条件での SUS316L の ECP 計算モデルを検討した。

2. 解析方法　O_2 条件の ECP 計算モデル[2]と同様に、本 ECP 計算モデルは混成電位の概念に基づき、全アノード電流密度と全カソード電流密度の釣合う電位として ECP を計算した。SUS316L のアノード電流密度は実測の分極曲線を用いた[3]。H_2O_2 のカソード反応は $H_2O_2 + 2H^+ + 2e^- \rightarrow 2H_2O$ として与え、O_2 条件と同様に水のカソード反応（$2H^+ + 2e^- \rightarrow H_2$）が重畳するとして扱った[2]。実測のカソード反応には H_2O_2 の SUS316L 上でアノード反応も重畳しているので，$H_2O_2 \rightarrow O_2 + 2H^+ + 2e^-$　も本 ECP 計算モデルにおいて考慮した。これらの反応の電流密度は一般化バトラーボルマー式で与えた。同式中の電気化学反応パラメータ（ターフェル勾配、交換電流密度）を実測の SUS316L 上での H_2O_2 のカソード分極曲線[1]に基づいて決定した。

3. 結論　本 ECP 計算モデルにより、SUS316L 上の H_2O_2 でのカソード分極曲線の計算値が実測されたカソード分極曲線を各濃度で概ね再現することを確認した。SUS316L の ECP の H_2O_2 濃度依存性の計算結果は、カソード分極測定時に測定された 1～1000 ppb の H_2O_2 濃度範囲での ECP を±0.1 V の精度で再現した（図１）。本 ECP 計算モデルの適用により、BWR での ECP 解析値の妥当性並びに説明性の向上が期待される。

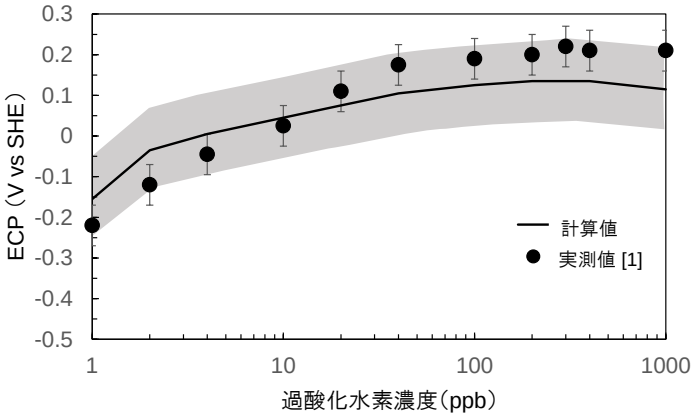


図１　SUS316L の ECP の過酸化水素濃度依存性の計算値と実測値との比較(ハッチングは計算値±0.1 V の範囲、誤差棒は参照電極の誤差を±0.05 V として示した)

参考文献　[1] Tachibana M. et al., Corrosion 2013, Paper#2155. [2] Wada Y. et al., J Nucl Sci Technol. 2022;59(4):491-498. [3] Tachibana M. et al., J Nucl Sci Technol. 2012;49(5): 551–561.

*Yoichi Wada[1], Kazushige Ishida[1], Masahiko Tachibana[1], Mayu Sasaki[2], Makoto Nagase[2], and Ryosuke Shimizu[2]. [1]Hitachi, [2]Hitachi-GE.

Planning Lecture | Technical division and Network | Water Chemistry Division

[2G_PL] Water Chemistry Activities Required for Nuclear Power Plants Restart

ChairYutaka Watanabe:(Tohoku Univ.)

Tue. Mar 14, 2023 1:00 PM - 2:30 PM Room G (13 Bildg.1F 1311)

[2G_PL01] PWR Primary and Secondary Water Chemistry Management for Plant Start-Up after Long-Term Outage

*Akihiro Maeda[1] (1. MHI)

[2G_PL02] Activities on the Optimization of Dissolved Hydrogen Concentration in PWR Primary Coolant as a Countermeasure Against Aging Plants

*Wataru Sugino[1] (1. JAPC)

[2G_PL03] CF Management to Backwash after the Plant Long-Term Outage

*Hayato Rokusawa[1] (1. Tohoku-EPCO)

[2G_PL04] Measurement of Electrochemical Corrosion Potential in BWRs

*Tsuyoshi Ito[1] (1. Hitachi)

©Atomic Energy Society of Japan

2023年春の年会

水化学部会セッション

プラント再稼働に必要となる水化学の取り組み
Water Chemistry Activities Required for Nuclear Power Plants Restart
（1）PWR プラント再稼働に向けた 1，2 次系水化学の取り組みについて
(1) PWR Primary and Secondary Water Chemistry Management for Plant Start-Up after Long-Term Outage

*前田 哲宏，山﨑 慎吾，石原 伸夫，荘田 泰彦
三菱重工業(株)

1. 緒言 P

2011 年に発生した福島第一原子力発電所における事故をきっかけに，国内の原子力発電所は長期停止を強いられてきた。海外を含め，2 年以上の長期保管を経験した発電所は数例あり（表 1）[1]，これまでに大きな不具合は報告されていなかった。しかし，国内 PWR プラントの長期停止期間は約 4 年から 10 年を超過し（表 2），再稼働に際しては，構成材料腐食や外部からの不純物持込み等に対する入念な準備が求められてきた。

本報では，これまでの PWR プラント再稼働に際し，再稼働時の水質に起因する影響を最小限とすることを目的として検討した，水化学管理要領の概要について紹介する。

2. 再稼働に向けた１，２次系水化学管理要領

2-1. １次系水化学管理要領

再稼働時における 1 次系水化学管理の課題である以下の 3 項目について，事前に対策を検討した。

- １次冷却材中の溶存酸素除去操作（O_2 スカベンジ）におけるヒドラジンと酸素の反応速度低下
- 有機物増加による 1 次冷却材ポンプシールおよびフィルタに対する影響
- 長期気中保管による 1 次系酸化皮膜（亜鉛皮膜）に対する影響

2-2. ２次系水化学管理要領

長期保管による 2 次系構成材料の腐食や外部からの不純物持込みを想定し，以下の対策について検討した。

- ２次系系統の長期保管要領および保管手法毎の発錆影響の検討
- 長期停止時の発錆および不純物持ち込み影響を考慮したクリーンアップ手順の立案
- SG への不純物持ち込み低減を考慮したプラント起動時の系統浄化促進手順の立案と成立性の検証

3. 結論

過去の長期保管影響に基づき抽出された重要な項目を中心に，事前の対策や手順を整備することで，国内 PWR プラントの長期停止後の再稼働を水質に起因する問題を生じることなく完了できた。また，このような取り組みは海外からも注目されており，２次系系統の長期保管要領の事例は海外のガイドラインにも取り入れられた[2]。

表 1　北米における長期保管後の再稼働例[1]

Plant	Outage Dates	Outage Duration, years
TMI-1	2/79–10/85	6.7
Bruce A Unit 3 (Canada)	4/98–1/04	5.8
Bruce A Unit 4 (Canada)	1/98–10/03	5.8
Point Lepreau (Canada)	3/08–11/12	4.7
Ft. Calhoun	4/11–12/13	2.6
Cook-2	9/97–6/00	2.8
Davis-Besse	2/02–3/04	2.1

表 2　国内 PWR プラントの長期保管実績（2023 年 3 月時点）

Plant	Outage Dates	Outage Duration, years	Status
Sendai unit 1	4/11 – 8/15	4.4	Restarted
Sendai unit 2	8/11 – 10/15	4.2	Restarted
Takahama unit 3	2/12 – 2/16	4.1	Restarted
Takahama unit 4	6/11 – 5/17	6.0	Restarted
Ikata unit 3	4/11 – 8/16	5.4	Restarted
Ooi unit 3	9/13 – 3/18	4.5	Restarted
Ooi unit 4	9/13 – 5/18	4.7	Restarted
Genkai unit 3	12/10 – 3/18	7.3	Restarted
Genkai unit 4	12/11 – 6/18	6.5	Restarted
Mihama unit 3	4/11 -6/21	10.2	Restarted
Takahama unit 1	12/10 –	8.8	
Takahama unit 2	11/11 -	7.9	

Other 3 units will restart after 2023

[1] R. Thompson, “Long-term wet Lay-up strategy and chemistry trends for the Crystal River-3 replacement once-through steam generators during an extended outage”, 16th ENVIRONMENT DEGRADATION, Asheville, NC, USA., (2013).

[2] EPRI, "Pressurized Water Reactor Secondary Water Chemistry Guidelines - Revision 8", EPRI Technical report 3002010645, (2017)

*Akihiro Maeda, Shingo Yamazaki, Nobuo Ishihara, Yasuhiko Shoda
Mitsubishi Heavy Industries, LTD.

2023年春の年会

水化学部会セッション

プラント再稼働に必要となる水化学の取り組み
Water Chemistry Activities Required for Nuclear Power Plants Restart

（2）PWR プラントの高経年化対策としての一次冷却材の溶存水素濃度最適化に関する取り組み
(2) Activities on the Optimization of Dissolved Hydrogen Concentration in PWR Primary Coolant as a Countermeasure Against Aging Plants

*杉野 亘[1], 垣谷 健太[2], 河村 浩孝[3]
[1]日本原電, [2]三菱重工, [3]電中研

1. 緒言

PWR プラントの高経年化とともに一次系の主要構成材料である 600 合金等の Ni 基合金の一次系環境下応力腐食割れ（PWSCC: Primary Water SCC）が国内外で顕在化している。また我が国の PWR 一基あたりの従事者の被ばく線量は欧米と比較し高く推移しており[1]，高経年化に伴う改良工事などの作業量の増加，熟練技術者が減少するなかでの設備保全品質の維持等を考慮すると，今後更なる被ばく低減対策が必要となる。

本報では，PWSCC の発生抑制と被ばく線源強度低減を同時に達成できる可能性のある一次冷却材の溶存水素（DH: Dissolved Hydrogen）濃度の最適化について述べる。

2. DH 濃度最適化の検討

2-1. PWSCC 発生に及ぼす DH 濃度依存性

PWSCC 発生メカニズムはまだ定説が無いものの，DH 濃度を現在の運用濃度である 25cm^3 /kg-H_2O より低く若しくは高くすることで発生までの時間を延伸できることが示唆されているが，我が国では，DH 濃度を上昇させると燃料被覆管の健全性に影響がある[2]ことなどを考慮し，DH 濃度を 5cm^3 /kg-H_2O 程度まで低減する方向で検討中である。PWR 一次系環境を模擬したテストループを用いて，600 合金の PWSCC 発生感受性に及ぼす DH 濃度依存性を評価した結果，DH 濃度を高めるよりも低減した場合の方が PWSCC 発生までの時間を延伸できる効果が大きいことが分かった。

2-2. 被ばく線源強度に及ぼす DH 濃度の影響

PWR の主要な被ばく線源は燃料被覆管表面に付着した Ni の放射化によって生じる ^{58}Co である。PWR 炉心部を模擬したテストループを用いて，DH 濃度を変動させた場合の模擬燃料被覆管表面への Ni 付着試験を行った結果，図 1 に示す通り模擬燃料被覆管の単位表面積当たりの Ni 付着量（付着面密度という）は現状の DH 濃度である 25cm^3 /kg-H_2O が最も大きく，高 DH 側（42cm^3 /kg-H_2O），低 DH 側（5cm^3 /kg-H_2O）ともに小さくなることが分かった。

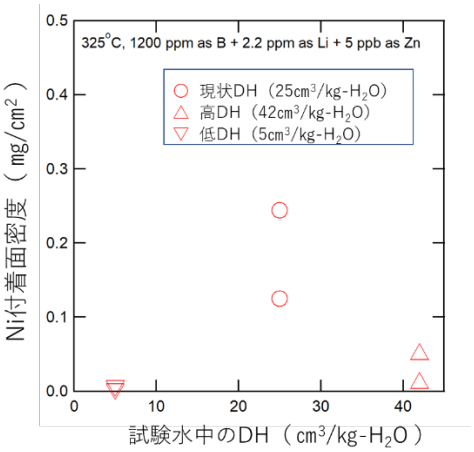


図 1　模擬燃料被覆管表面の Ni 付着量の DH 濃度依存性

3. 結論

PWR プラントの高経年化対策として，運転中の一次冷却材の DH 濃度を現状の 25cm^3 /kg-H_2O から 5cm^3 /kg-H_2O 程度まで低減することにより，PWSCC の発生抑制とプラント線源強度低減を同時に達成できる可能性のあることが明らかとなった。

また，運転中の DH 濃度低減は，プラントの起動時・停止時における DH 濃度の調整に要する時間を短縮できる可能性があり，プラント稼働率の向上による CO_2 排出量の削減にも繋がる可能性がある。

[1] A. Suzuki, “The Radiation Management Reported by Licensees and the Relevant Regulations Amendment in Japan”, 2018 ISOE International Symposium, October (2018)

[2] E. Hillner, “Hydrogen Absorption in Zircaloy during Aqueous Corrosion, Effect of Environment”, WAPDTM-411 (Nov.1964)

*Wataru Sugino[1], Kenta Kakitani[2], Hirotaka Kawamura[3]
[1]The Japan Atomic Power Company, [2]Mitsubishi Heavy Industries, LTD., [3]Central Research Institute of Electric Power Industry.

2023年春の年会

水化学部会セッション

プラント再稼働に必要となる水化学の取り組み
Water Chemistry Activities Required for Nuclear Power Plants Restart

（4）プラント長期停止後の CF 逆洗管理について

（4）CF Management to Backwash after the Plant Long-Term Outage

*六沢 隼人[1]，山田 琢馬[1]，小西 康夫[1]，南川 啓一[1]，原 宇広[2]，青井 洋美[2]，
[1]東北電力株式会社，[2]東芝エネルギーシステムズ株式会社

１．緒言

長期運転停止中のプラントは、錆(クラッド)の発生抑制として水抜き保管などの対策が取られている。しかし、10 年を超えるプラント停止後の再稼働時は、保管中に発生したクラッド量の増加が予想されるため、復水浄化系によるクラッド除去運用を考慮した工程検討が必要となる。

復水浄化系は復水ろ過装置(CF)と復水脱塩装置(CD)で構成され、主にクラッドは CF で除去する。実機プラントの CF は中空糸膜(HFF)によるクラッド除去を採用しており、CF は逆洗運用する。

本報告では、長期停止後の CF 運用方法について検討した。

２．差圧管理値を用いた CF 逆洗基準の検討

CF の運用に関わるパラメータは、流量、差圧、温度(水の粘性)およびクラッド濃度となる。この内、クラッド濃度は、サンプリング分析による確認が必要となるため、即時評価には適していない。その為、CF 運用のパラメータとして差圧に着目した。

図-1 に実機プラントの CF 差圧と逆洗時期を示す。図-1 では CF 差圧の経時変化と逆洗のタイミングの明確な相関が確認できない。相関が不明瞭な理由は、CF 差圧がクラッド捕捉量の他に、CF 通水流量や水の粘性に依存することに起因する。そこで、クラッド捕捉量以外の影響を排除するため、通水流量と水の温度による粘性補正を実施した。結果を図-2 に示す。CF 差圧補正により、逆洗時期とクラッド捕捉量の相関を明確に確認することができた。

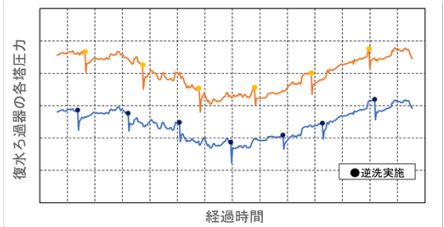


図-1 CF各塔の圧力経時変化

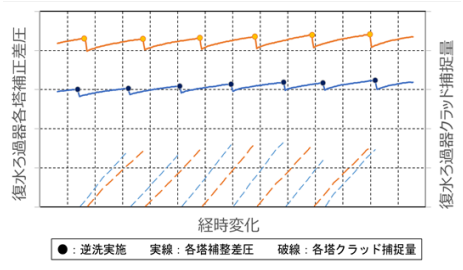


図-2 CF各塔の補正後差圧とクラッド捕捉量の経時変化

次に、プラントの運転実績から、逆洗時の CF クラッド捕捉量の最大値を確認した。その結果、約 8g/m^2 であった。また、本クラッド捕捉量における逆洗後の CF 差圧は逆洗前と同等レベルに戻っており、運用に問題ないことを確認した。

その為、逆洗後の CF 差圧補正値を初期値(ゼロ kPa)とし、CF 差圧補正値とクラッド捕捉量の相関式を作成した。また、作成した相関式から、クラッド捕捉量が 8g/m^2 に到達する際の CF 差圧補正値の上昇値を確認した。その結果、各塔のバラツキ等を考慮し、逆洗管理値として CF 各塔の最大補正差圧を 10kPa と評価した。

３．結言

起動前の給復水浄化運転や起動時は CF に流入する系統構成が変化する。その結果、CF 入口鉄クラッド濃度のみならず、CF 通水流量や水温も大きく変動する。そのため、これらを考慮した CF の逆洗管理値として、補正後の CF 差圧の上昇が 10kPa に到達するまでに CF の逆洗を実施することとした。本評価を踏まえ、プラント起動時は、CF プロセスデータと鉄クラッド分析データを計画的に採取し、安定起動に向け注力する。

*Hayato Rokusawa[1], Takuma Yamada[1], Yasuo Konishi[1], Keiichi Minamikawa[1], Takahiro Hara[2] and Hiromi Aoi[2]

[1]Tohoku Electric Power Company, [2]Toshiba Energy System & Corporation.

2023年春の年会

水化学部会セッション

再稼働に必要となる水化学の取り組み
Water Chemistry Activities Required for Nuclear Power Plants Restart

（4）BWR プラントの腐食電位測定
(4) Measurement of Electrochemical Corrosion Potential in BWRs

*伊藤　剛[1,2]，石田　一成[1]、和田 陽一[1]
[1] 日立，[2] 日立 GE

1. 緒言
再稼働後の沸騰水型原子炉（BWR）の信頼性向上および高経年化対策への水化学技術の一つとして、構造材料の腐食電位(ECP)を低減して、粒界応力腐食割れの進展を抑制する水素注入（HWC）や貴金属注入（NMCA）等の腐食環境緩和技術があり、一部の BWR では適用されている。HWC や NMCA の効果として ECP が目標値以下に低下していることを実機で実測によって確認する必要がある。そこで本発表では、BWR 向け ECP センサと BWR での ECP 測定の状況について報告する。

表 1 ECP センサの種類と特徴

センサータイプ			仕様	特徴	状況
Ag/AgCl			導電率:<1mS/cm pH:5.8-8.6 温度:302°C 圧力:8.62 MPa	•実績有	開発済
Pt	標準			•耐久性 •水素注入必要	
	ピン構造		導電率:<1mS/cm LiOH:2.2-3.5ppm 温度:320°C 圧力:15.4MPa	•コンパクト •水素注入必要	
ZrO_2隔膜	Ag/Ag_2O		Ag/AgCl及びPt(標準)センサーと同様	•安定	開発中
	Fe/Fe_3O_4				
Zr				•耐久性 •水素注入無で使用可能	開発済

2. ECP センサを用いた実測
当社では、加圧水型原子炉向けの Pt 型のピンヘッド構造を除き、これまで 5 種類の BWR 向け ECP センサを開発し実機で使用してきた(表 1)。Fe/Fe_3O_4 型は新たに開発したもので、今後 Ag/AgCl 型の代わりに使用予定である。ECP センサはいくつかの型がある。これは基準電位発生原理の異なる 2 つ以上の型の ECP センサを設置するのが基本的測定方法のためである。評価対象部位に応じて、炉底部（ボトムドレン）や再循環系から引き出した配管にこれらの ECP センサを複数本設置する。

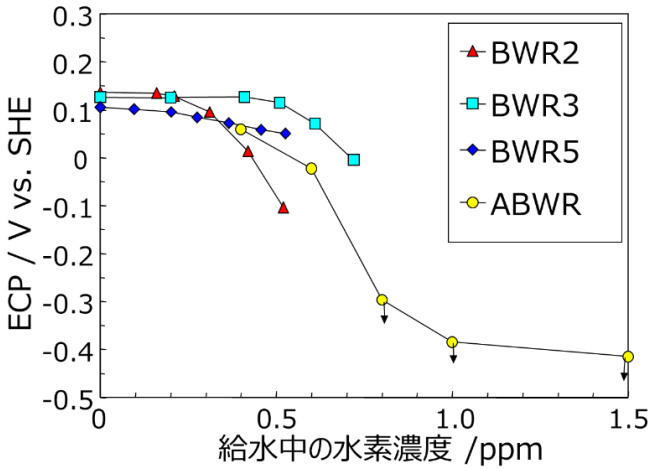


図 1 実機における ECP 測定結果[1-3]

3. 実機での測定結果
種々の BWR 炉型でこれまでの短期水素注入調査時にボトムドレンで測定された ECP の例を図 1 に示した[1-3]。いずれの BWR 炉型においても、給水水素濃度の増加により ECP が低下する傾向を確認している。ただし、炉型や出力の違いによって ECP 低減効果は異なる。再稼働後に腐食環境緩和技術を適用する場合には、HWC 単独に比べて少ない水素注入量で一次冷却系の広い範囲で ECP を－230 mV 以下に低減できる NMCA 等の改良水化学技術を適用し、ECP を測定して効果を確認することが望ましいと考える。

[1] Takiguchi, et al., Journal Nuclear Science and Tech. 1999, 36, 179. [2] Goto et al., Proc. 13th Chino-Seminar on Nuclear Saftey. [3] Murai et al., Proc. 7th ICONE 1999, 7305.

*Tsuyoshi Ito[1,2], Kazushige Ishida[1] and Yoichi Wada[1]
[1]Hitachi, Ltd., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd..

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

[2G08-12] Stabilization and Immobilization 1

Chair:Ryosuke Maki(Okayama Univ. of Science)

Tue. Mar 14, 2023 2:45 PM - 4:05 PM Room G (13 Bildg.1F 1311)

[2G08] A study of the compaction properties of potassium and metakaolin-based geopolymers for radioactive metals.

*Yaru Yang[1], Hisayuki Suematsu[1], Thi Mai Dung Do[2], Thi Chau Duyen Le[4], Tadachika Nakayama[1], Koichi Niihara[1], Gordon Thorogood[3] (1. Extreme Energy-Density Research Institute, Nagaoka University of Technology , 2. Department of Nuclear System Safety Engineering, Nagaoka University of Technology, 3. ANSTO, New Illawarra Rd, Lucas Heights, NSW, 2234, Australia , 4. Dandang University of Science and Technology,54 Nguyen Luong Bang, Lien Chieu, Danang City, Vietnam)

2:45 PM - 3:00 PM

[2G09] Leaching behavior of Cs from cement and geopolymer solidified forms of Cs adsorbent and fly ash

*Lang Lang[1], Kanako Toda[1], Takumi Saito[1] (1. UTokyo)

3:00 PM - 3:15 PM

[2G10] Investigation of possible triggers why alkali-activated materials can be crystalised: A review

*Azusa Ito[1], Ryoichiro Kuroki[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:15 PM - 3:30 PM

[2G11] Cs retention property of geopolymer waste

*Makoto Arisaka[1], Tomoaki Kato[1], Yusyke Sagawa[2], Vincent Cantarel[1] (1. JAEA, 2. NECO)

3:30 PM - 3:45 PM

[2G12] Development of novel mixing method using Resonance Acoustic Mixer for improving performance of solidified cement

*Koichi Tabata[1], Junya Sato[1], Toshimitsu Saito[1], Jun Suahara[1], Takumi Taniguchi[1], Takeshi Osugi[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

A study of the compaction properties of potassium and metakaolin-based geopolymers for radioactive metals

*Yaru Yang[1], Thi-Chau-Duyen Le[4], Thi-Mai-Dung Do[1,2], Koichi Niihara[1], Tadachika Nakayama[1], Gordon Thorogood[1,4] and Hisayuki Suematsu[1]
[1]Extreme Energy-Density Research Institute, Nagaoka University of Technology, 1603-1 Kamotomioka-cho, Nagaoka, Niigata 940-2188, Japan
[2]Department of Nuclear System Safety Engineering, Nagaoka University of Technology, 1603-1 Kamotomioka-cho, Nagaoka, Niigata 940-2188, Japan
[3]ANSTO, New Illawarra Rd, Lucas Heights, NSW, 2234, Australia
[4]Dandang University of Science and Technology,
[5]Nguyen Luong Bang, Lien Chieu, Danang City, Vietnam

Abstract

After the decommissioning of JMTR, the geopolymer treatment method for difficult waste ion exchange was proposed. Geopolymers have been investigated for applications to nuclear waste treatments, however, compaction of radioactive aluminum ions has never been attempted. As geopolymers are used to compaction of radioactive aluminum ions, the stability of geopolymer after compact the radioactive Al metal ions is important.

Keywords: Geopolymer, metakaolin, radioactive, aluminum

Introduction

With the development of the nuclear industry, there are inevitable problems of nuclear power plant abandonment and nuclear waste disposal. The disposal of some radioactive metal ions has not yet been well solved. Geopolymers are inorganic polymers composed of AlO_4 and SiO_4 tetrahedral structural units and a three-dimensional network structure [1]. This structure is very conducive to dividing and enclosing metal ions and other toxic substances in the cavity, and the aluminum ions in the framework can adsorb metal ions [2]. As geopolymers are used to compaction of radioactive aluminum ions, the stability of geopolymer after compact the radioactive Al metal ions is important. This study will investigate the leaching performance of Al ions in water after mixed in geopolymer and cured for 14 days.

Experiment

Geopolymers were made of EFACO silica, metakaolin powder, potassium hydroxide and potassium silicate solution with molar ratios of Al: Si: K: H_2O =1: 2.1: 0.8: 8. 0.5wt% of Al powder, Al wire were added in the samples respectively. Then the samples were cured 60 degrees for 1 day and then kept at RT until the 14 days. After 2 weeks curing, geopolymer samples were leaching in water for (2h, 7h, 24h, 48h, 72h). ICP-MS was used for detecting the Al and Cs ions in the liquid.

Results and Discussion

Synthesized samples are shown in Fig.1. The samples added with Al powder appeared more cracks than added with Al wire. Hydrogen gas produced by the corrosion reaction of aluminum metal introduces voids into the paste mixture. The chemical reaction as shown in formula (1).

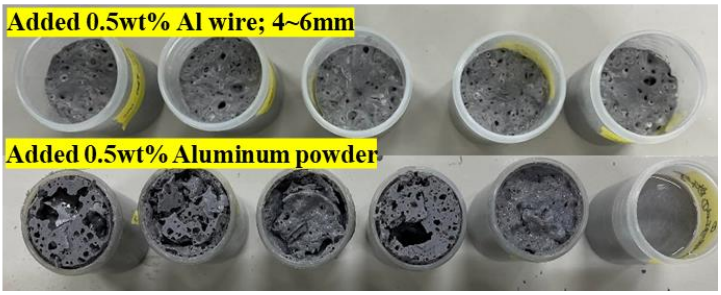


Fig 1. Geopolymer samples synthesized with 0.5wt% of Al powder, Al wire were demolded after 1 day.

$$2Al+6H_2O+2NaOH \rightarrow 2NaAl(OH)_4+3H_2 \quad (1)$$

The reaction contact area of aluminum wire was smaller than that of aluminum powder, so the rate of reaction to generate hydrogen was higher weaker than that of aluminum powder, and the damage to the sample was less than that of aluminum powder.

References

[1] Roy, D.M., New strong cement materials: chemically bonded ceramics. Science, 1987. 235(4789): p. 651-8.

[2] Chindaprasirt, P, et al. Workability and strength of coarse high calcium fly ash geopolymer. Cement and Concrete Composites, 2007. 29(3).

Leaching behavior of Cs from cement and geopolymer solidified forms of Cs adsorbent and fly ash

*Lang LANG[1], Kanako TODA[1], Takumi SAITO[1] (1. UTokyo)

Abstract — After the Fukushima Daiichi nuclear power plant accident, a great volume of incineration ash with radio-Cs (r-Cs) is produced and stored at the interim storage facility. Solidification of incineration ash or volume-reduced manners of r-Cs by adsorbents are candidate disposal forms. In this study, cement and geopolymer, stabilized zeolite and calcined ferrocyanide are considered as solidifying matrices and adsorbents, respectively. This research evaluates Cs leaching behaviors of various solidified forms.

***Keyword*:** geopolymer, cement, incineration ash, leaching, adsorbent, solidification, radioactive cesium

1. Introduction

After the Fukushima Daiichi nuclear power plant (FDNPP) accident, a wide region of northeastern Japan was contaminated with radio-Cs (r-Cs). Surface soils excavated by decontamination works have been stored in the interim storage facility (ISF). To reduce the volume of the collected materials, combustible materials are incinerated, resulting in formation of Cs bearing incineration fly ash (IA).

R-Cs presents the most serious risk and could be released to environments if incineration ash or secondary wastes produced from various treatments of incineration ash are not properly conditioned in the final disposal site by leaching from the waste forms. Various adsorbents are used to further reduce the large volume of IA for disposal. Therefore, the most important purpose is minimizing the leaching amount to ensure the safety of disposal by evaluating the Cs leaching behavior from adsorbents and IA with different solidification methods [1].

2. Leaching experiments

Leaching experiments were based on the ANS16.1 standard leaching test [2]. As a variable, the size of the specimens and loaded Cs concentration was examined in leaching test to see the effect. Different size of geopolymer specimens using a M_2O: SiO_2: H_2O =1:1:13 solution, where M stands for Na+ or K+ loaded with various concentrations of Cs were prepared. Specimens with diameters of 12 mm or 20 mm and heights from 15 mm to 35 mm were made and cured hermetically for 7 days. ICP-MS was used to determine the concentration of Cs in the leachates, and LR (Leaching rate) was calculated to evaluate the size effect on leaching. As a result, no regular trend on LR result of different sizes is found so the size of specimens may not play a significant role in leaching test.

Specimens with cement and geopolymer bearing model IA, Cs-loaded zeolite and calcined ferrocyanide are prepared and were taken to 7-days leaching test following ANS16.1 standard with the specimen size determined above. The maximum volumes of model IA and adsorbents mixed with matrices were determined by unconfined compressive strength test and slump flow tests that achieve strength and workability requirements for construction works. Ultra-pure water was used for leachate, which was exchanged at 2, 7 hours and each day after. Then, Cs concentration was measured for each collected leachate. The CLF (cumulative leach fraction) and LR was calculated to evaluate the leaching behaviors of Cs from the specimens.

3. Conclusion

The size effect on leaching behavior of Cs was evaluated. No significant effect was shown in the size leaching test with different sizes specimens within this study indicating sample sizes could be smaller than the actual wastes to determine the Cs leaching behavior from wastes with the same composition. The maximum volumes of IA and adsorbents mixed with matrices were decided by unconfined compressive strength tests and slump flow tests. Leaching behaviors of Cs from different immobilized waste matrices were evaluated and will be presented in the conference.

References

[1] Li Q. Sun Z, Tao D, et al. Immobilization of simulated radionuclide 133Cs (+) by fly ash-based geopolymer [J]. Journal of hazardous materials, 2013, 262C:325-331

[2] ANSI/ANS-16.1-2019, American National Standard Measurement of the Leachability of Solidified Low-Level Radioactive Wastes by a Short-Term Test Procedure

Alkali-activated materials の結晶化に繋がる因子の探求：文献レビュー

Investigation of possible triggers why alkali-activated materials can be crystalised: A review

*伊藤 あずさ[1]，黒木 亮一郎[1]
[1]国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

福島第一原子力発電所で発生している多量の Sr-90 や Cs-137 を含む水処理二次廃棄物（スラリーやスラッジ等）の安定な固化方法として、非晶質の alkali-activated materials（AAM）固化が検討されている。しかし AAM は、時間経過とともに部分的にゼオライト等の結晶の生成が報告されている。この結晶化により、AAM 固化体の核種閉じ込め性能に影響を及ぼす可能性が想定されるが、この結晶化の原因は未だ明らかになっていない。本文献調査報告より、AAM とゼオライト合成の両面から、この結晶化の原因の究明方法の提案を行う。

キーワード：AAM、ゼオライト、廃棄物固化、水処理二次廃棄物

1. 緒言

AAM はアルミノケイ酸塩を主成分とするメタカオリン（MK）等と、水ガラスなどのアルカリ活性剤の反応により合成される非晶質体であるが、合成後、部分的に結晶化が生じることが報告されている。この原因として、未反応の合成材料の存在や合成温度等が挙げられているが、結晶化との明確な原因は分かっていない[1]。この結晶化の条件抽出のため、特に結晶化が多く報告されている N-A-S-H 系 AAM（主要構成元素が Na、Al、Si、H の AAM）について調査を実施した。

2. 文献調査結果

2-1. 合成条件と合成後の N-A-S-H 系 AAM 状態について

合成後 AAM の結晶化の有無及び、結晶化の因子として想定した合成条件（①主要組成（Na、Al、Si）、②含水率及び③合成温度）との関係を整理した（図 1）。結果、AAM の結晶化が生じる明確な領域は見いだせず、これらが結晶化の直接的な因子ではないことが示唆された。

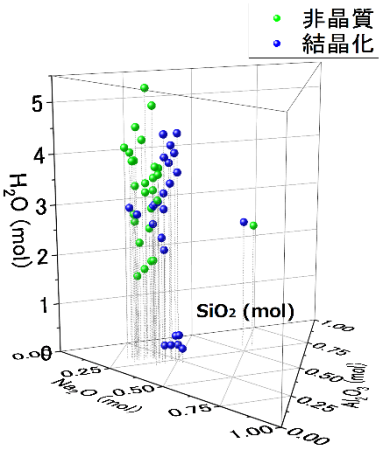


図 1 AAM 主要組成（底面）と含水率（縦軸）条件による合成後の AAM 状態の比較

2-2. AAM とゼオライト合成条件及び材料の比較

次に、主要組成が同じ AAM と結晶化で生成されるゼオライトの一般的な合成法について比較した。その結果、AAM とゼオライト共に主要組成以外の不純物を含む MK などからも合成が可能であり、アルカリ活性剤として水ガラスが両合成法で使用されるなど共通点がある一方で、一般的な AAM 合成では pH が 10～12 であるのに対し、ゼオライト合成時は pH12 以上と高いことが分かった[2,3]。また、pH により水ガラス中のシリカ形態が異なるとともに、合成中のシリカ形態がゼオライト形成に影響を与えることが示唆されている[3,4]。これらより、pH に起因する原材料中のシリカ形態が、結晶化とその反応速度に影響していると推定されることから、AAM の結晶化の因子として抽出した。

今後、pH、水ガラス中のシリカ形態、結晶化の関係性について試験的な確認を行う。

参考文献

1. Kohout, J., et al., *Effect of Different Types of Aluminosilicates on the Thermo-Mechanical Properties of Metakaolinite-Based Geopolymer Composites.* Polymers (Basel), 2022. **14**(22).
2. Adak, D., et al., *Anti-microbial efficiency of nano silver–silica modified geopolymer mortar for eco-friendly green construction technology.* RSC Advances, 2015. **5**(79): p. 64037-64045.
3. Lechert, H., *The pH value and its importance for the crystallization of zeolites.* Microporous and Mesoporous Materials, 1998. **22**(4): p. 519-523.
4. Lunevich, L., Aqueous Silica and Silica Polymerisation. 2019.

*Azusa Ito[1] and Ryoichiro Kuroki[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

ジオポリマー廃棄体のセシウム保持特性

Cs retention property of geopolymer waste

*有阪　真[1]，加藤　友彰[1]，佐川　祐介[2]，カンタレル　ビンセント[1]

[1]JAEA，[2]NECO

東京電力福島第一原子力発電所（1F）における汚染水処理により発生する水処理二次廃棄物の処理方法の確立が課題である。本研究では、 Cs を吸着した廃ゼオライトを Na 系ジオポリマーにより固化処理する場合を想定し、ジオポリマー廃棄体の Cs 保持特性を調べるため浸出試験を行い、浸出性指数を得た。

キーワード：ジオポリマー，セシウム，浸出試験

1. 緒言

1F における汚染水処理により発生する水処理二次廃棄物の実処理に向け、固化剤の候補の一つとして、ジオポリマーの適用が検討されている。これまで当研究グループでは、Cs を吸着したゼオライトを Na 系ジオポリマーにより固化処理する場合を想定した基礎研究を行っており、ジオポリマー廃棄体の水素発生量評価[1]などを実施している。本発表では、ジオポリマー廃棄体の Cs 保持特性を評価することを目的に、浸出試験を実施し、浸出性指数（L_{Cs}）を得たので報告する。

2. 実験

2-1. 試料調製

[Cs 吸着ゼオライト] ①塩化セシウム水溶液中にゼオライト A-4（TOSO）を 1 昼夜浸漬。②純水で洗浄後に 120℃で 2 時間乾燥。③20℃・80%RH 環境下で調湿。調製した Cs 吸着ゼオライトの粒径は約 1 mm であり、約 0.07wt%の Cs を含んでいた。

[ジオポリマー廃棄体] ①水酸化ナトリウム（和光純薬）水溶液と水ガラス（キシダ化学）を 1 昼夜撹拌。②「①」にメタカオリン（Imeris）を加え混練。③「②」に一定量の Cs 吸着ゼオライトを混ぜ、型枠（1 cm×1 cm×1 cm）に流し込む。④「③」を室温・100%RH 環境下で 28 日間養生。ゼオライトを含まない廃棄体は、「①」に CsCl を添加して調製した。

2-2. 試験方法

調製したジオポリマー廃棄体に対し、ANSI/ANS-16.1-2019 に準拠した動的浸出試験（条件：室温、24 時間毎に浸出液を交換）を行い、浸出性指数（L_{Cs}）を得た。比較試験として、普通ポルトランドセメント（OPC）で固化した試料についても同様の試験を行った。

3. 結果

得られた浸出性指数（L_{Cs}）を表 1 にまとめた。ジオポリマー廃棄体の L_{Cs} は、OPC のそれに比べて大きな値を示し、好ましい保持特性を示した。また、ジオポリマー廃棄体の L_{Cs} は、含まれるゼオライト量に依存しなかったことから、保持特性は主にジオポリマーの特性を反映したものと考えられる。

表 1　調製した廃棄体の Cs 浸出性指数測定結果

固化剤種類	ジオポリマー			OPC
ゼオライト量 / wt%	0	10	20	0
L_{Cs}	7.8±0.1	8.1±0.3	8.2±0.2	5.8±0.1

参考文献

[1] V. Cantarel, M. Arisaka, I. Yamagishi, On the hydrogen production of geopolymer wasteforms under irradiation, J. Am. Ceram. Soc. 102, 7553-7563 (2019).

---

*Makoto Arisaka[1], Tomoaki Kato[1], Yusuke Sagawa[2] and Vincent Cantarel[1]

[1]JAEA, [2]NECO

セメント固化体の高性能化に向けた音響ミキサーによる新規混練手法の開発

Development of a novel mixing method using Resonance Acoustic Mixer for improving performance of solidified cement

*田畑 光一，佐藤 淳也，齊藤 利充，砂原 淳，谷口 拓海，大杉 武史
日本原子力研究開発機構

攪拌翼を用いず振動で混練を行う音響ミキサーを使用して固化体を作製し、作製した固化試料の一軸圧縮強度や水分量測定を実施し固化体特性を評価した結果、音響ミキサーによる混練手法の実現性が示された。
キーワード：音響ミキサー、セメント、圧縮強度、超音波伝搬、無翼攪拌

1. 緒言

低レベル放射性廃棄物の一部はセメントを使用して固化されている。セメント固化を行う際は廃棄物に由来する放射線によりセメント固化体内に存在する水が分解され水素ガスが発生し、容器の破裂、爆発の恐れなど保管中の安全性に影響を及ぼすことが課題となる。水素ガス発生量を低減する方策の一つとして、混練水量を減らすことが有効である。しかしながら従来のモルタルミキサーによる混練では、水量不足により均一に混練することが出来ず、固化体の強度が確保できなくなる恐れがある。今回検討した音響ミキサーは、セメントと水を同時に混練容器に入れた後、振動により混練を行うため、少ない水量で均一に混練できると考えた。そこで混練水量をパラメータとして音響ミキサーで混練したセメント固化体に関して、一軸圧縮強度試験や水分量測定試験など特性評価試験を実施し、新規混練手法の実現性を調査した。

2. 混練条件及び特性評価試験

固化材料は研究用セメント(セメント協会製)を用いた。音響ミキサーを用いた場合は、水セメント比(w/c)を 0.15、0.20 及び 0.25 として、混練時間 4 分間、振動数 60Hz、加速度 20G~~-g~~の条件で混練した。比較としてモルタルミキサーを用いた場合は、水セメント比を 0.20 として、JIS R5201 に従い 4 分間混練をした。それぞれのミキサーで作製した混練物は、5×10cm の円柱型枠に充填して 20℃の恒温槽内で 28 日間養生した後、固化体外観検査、一軸圧縮強度試験、水分量測定を実施した。

3. 試験結果

混練直後のセメントを目視観察するとモルタルミキサーで混練したものは全体が不均一でダマが発生していた練り上がりだったのに対して音響ミキサーで混練したセメントは均一でダマは見られなかった。養生後の固化体外観についてモルタルミキサーで混練を行った固化体は表面に多数の空隙が発生しており一部が崩れている一方、音響ミキサーで混練した固化体表面は空隙が少なく崩れている部分は確認されなかった。セメント固化体の一軸圧縮強度試験結果を図 1 に示す。水セメント比 0.20 の固化体では、モルタルミキサーと比較して音響ミキサーで混練した方が高い強度を示した。また、音響ミキサーで混練した固化体の水分量測定試験を実施した結果、通常条件のモルタルミキサー混練体よりも低水分量含有固化体であることが確認された。試験結果より、高強度・低水分の固化体を作製する事ができ、音響ミキサーによる新規混練手法の実現可能性が示された。

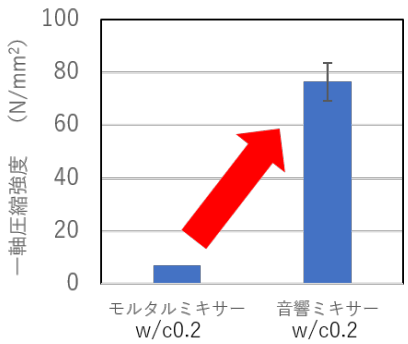


図1 w/c0.2条件での固化体圧縮強度の比較

謝辞 本研究を遂行するにあたり、装置の提供を頂いたアルテック株式会社に深く感謝いたします。

*Koichi Tabata, Junnya Sato, Toshimitsu Saito, Jun Sunahara, Takumi Taniguchi, Takeshi Osugi
JAEA.

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

[2G13-17] Stabilization and Immobilization 2

Chair:Makoto Arisaka(JAEA)

Tue. Mar 14, 2023 4:05 PM - 5:25 PM Room G (13 Bildg.1F 1311)

[2G13] Challenge of Novel Hybrid-waste-solidification of Mobile Nuclei Generated in Fukushima Nuclear Power Station and Establishment of Rational Disposal Concept and its Safety Assessment

*Masahiko Nakase[1], Shinta Watanabe[1], Ryosuke Maki[2], Satofumi Maruyama[4], Hidetoshi Kikunaga[3], Tohru Kobayashi[5], Tomofumi Sakuragi[6], Hamada Ryo[6], Miki Harigai[6], Hidekazu Asano[6] （1. Tokyo Institute of Technology, 2. Okayama University of Science, 3. Tohoku University, 4. TOkyo City University, 5. Japan Atomic Energy Agency, 6. Radioactive Waste Management Funding and Research Center）

4:05 PM - 4:20 PM

[2G14] Challenge of Novel Hybrid-waste-solidification of Mobile Nuclei Generated in Fukushima Nuclear Power Station and Establishment of Rational Disposal Concept and its Safety Assessment

*Ryosuke Maki[1], Masahiko Nakase[2], Shinta Watanabe[2], Satofumi Maruyama[3], Hidetoshi Kikunaga[4], Tohru Kobayashi[5], Tomofumi Sakuragi[6], Ryo Hamada[6], Miki Harigai[6], Hidekazu Asano[6] （1. Okayama University of Science, 2. Tokyo Institute of Technology, 3. Tokyo City University, 4. Tohoku University, 5. Japan Atomic Energy Agency, 6. Radioactive Waste Management Funding and Research Center）

4:20 PM - 4:35 PM

[2G15] Challenge of Novel Hybrid-waste-solidification of Mobile Nuclei Generated in Fukushima Nuclear Power Station and Establishment of Rational Disposal Concept and its Safety Assessment

*Satofumi MARUYAMA[1], Satoshi NOMURA[1], Ryosuke MAKI[2], Masahiko NAKASE[3], Shinta WATANABE[3], Hidetoshi KIKUNAGA[4], Miki HARIGAI[5], Tomofumi SAKURAGI[5], Ryo HAMADA[5], Hidekazu ASANO[5] （1. TCU, 2. OUS, 3. Tokyo Tech, 4. Tohoku Univ., 5. RWMC）

4:35 PM - 4:50 PM

[2G16] Challenge of Novel Hybrid-waste-solidification of Mobile Nuclei Generated in Fukushima Nuclear Power Station and Establishment of Rational Disposal Concept and its Safety Assessment

*Tohru Kobayashi[1], Masahiko Nakase[2], Shinta Watanabe[2], Ryosuke Maki[3], Satohumi Maruyama[4], Hidetoshi Kikunaga[5], Hidekazu Asano[6], Tomohumi Sakuragi[6], Ryo Hamada[6], Miki Harigai[6] （1. JAEA, 2. Tokyo Tech, 3. OUS, 4. TCU, 5. Tohoku Univ., 6. RWMC）

4:50 PM - 5:05 PM

[2G17] Challenge of Novel Hybrid-waste-solidification of Mobile Nuclei Generated in Fukushima Nuclear Power Station and Establishment of Rational Disposal Concept and its Safety Assessment

*Miki Harigai[1], Ryo Hamada[1], Tomofumi Sakuragi[1], Hidekazu Asano[1], Watanabe Shinta[2], Masahiko Nakase[2], Ryosuke Maki[3], Hidetoshi Kikunaga[4], Toru Kobayashi[5] （1. RWMC, 2. Tokyo Tech, 3. Okayama Univ. of Sci., 4. Tohoku Univ., 5. JAEA）

5:05 PM - 5:20 PM

©Atomic Energy Society of Japan

福島原子力発電所事故由来の難固定核種の新規ハイブリッド固化への挑戦と合理的な処分概念の構築・安全評価
(6)プロジェクト進捗とハイブリッド固化体への放射線照射影響と浸出挙動について

Challenge of Novel Hybrid-waste-solidification of Mobile Nuclei Generated in Fukushima Nuclear Power Station and Establishment of Rational Disposal Concept and its Safety Assessment
(6) Progress in research project; irradiation effect and leaching behavior of hybrid solidified wastes

*中瀬正彦[1]，渡邊真太[1]，牧涼介[2]，丸山恵史[3]，菊永英寿[4]，小林徹[5]，
桜木智史[6]，浜田凉[6]，針貝美樹[6]，朝野英一[6]
[1]東工大，[2]岡理大，[3]都市大，[4]東北大，[5]原子力機構，[6]原環センター

我々は令和 3 年から英知事業で福島第一原子力発電所(1F)から発生する多様な廃棄物のハイブリッド固化に関する研究開始している。これまでのプロジェクト推進状況についてシリーズ発表にて中間報告を行う。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、ハイブリッド固化体、放射線影響、浸出挙動

1. プロジェクト概要と進捗　1F 事故では核燃料サイクル事業で想定されていない多様な廃棄物が発生し、これらの廃棄体化と処分、安全評価を繋げた検討が必要である。柔軟かつ現実的な時間での解決策を提示するため、ハイブリッド固化体を提案している(図 1)。廃棄物または廃棄物を何らかの方法で安定化した 1 次固化体を、安全評価実績があるジルカロイや SUS といったマトリクスに分散させ圧密化する。圧密方法は 1 次固化体や固化元素に応じて柔軟に一軸圧縮焼成、スパークプラズマ焼成(SPS)、熱間等方圧加圧(HIP)等から選択する。これにより核種閉じ込めの多重化、長期評価モデルの信頼性向上、処分概念具体化、安全評価までが結節される。まずは難固定核種のヨウ素や潜在的有害度が高いα核種のマイナーアクチノイド(MA)を対象とし、以下の 4 テーマで検討を進めている。

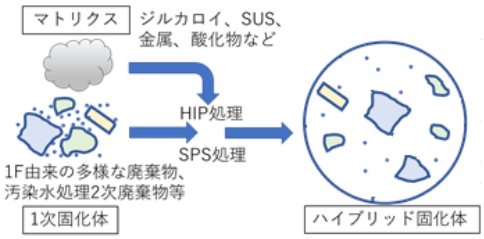


図 1 提案するハイブリッド固化体

①一次固化体合成と核種浸出性に関する研究、②固化体の構造、物性評価、③固化体計算と溶出モデルの検討、④固化体のハイブリッド化及び処分概念・安全評価に関する検討

2. 放射線照射実験　東工大、東北大において、各種の放射線照射実験を実施している。照射系構築、PHITS による吸収線量計算、分析を進めている。例えばヨウ素-カルシウムアパタイト(I-CaHAP)では、γ線照射では殆ど影響が見られなかったが、電子線照射によるヨウ素の放出が確認された。ALPS 沈殿系廃棄物のリン酸塩固化体では、β線の影響は殆ど見られなかったが、α線照射による非晶質化が確認された。計算科学による放射線影響、長期安定性の解明にも挑戦している。

3. 核種浸出性　廃棄体寿命評価ではマトリクスとして金属を用いる場合、腐食速度であれば安全評価パラメータとしてすでに実装されており、固化体評価が可能となる。1 次固化体の物性理解は重要であるため、浸出試験を行っている。例えば I-CaHAP の ANS に準拠した動的浸出試験により、純水環境では低レベル廃棄物基準を満たすことが確認された。多様な溶液条件、放射線照射前後の溶出特性評価等を進めている。

4. 今後の研究展開　令和 3、4 年で 1 次固化体、ハイブリッド固化体の合成、RI を用いた 1 次固化体への核種移行率評価、各放射線に対する影響解明、微構造解析、計算検討を開始し、廃棄体から処分影響までを結節した検討を可能とした。最終年度は検討結果を統合し、1F 廃棄物処分技術選定に資する知見をまとめる。

5. 謝辞　JAEA 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業 JPJA21P21460873 の助成で実施している。

* Masahiko Nakase[1], Shinta Watanabe[1], Ryosuke Maki[2], Satofumi Maruyama[3], Hidetoshi Kikunaga[4], Tohru Kobayashi[5], Tomofumi Sakuragi[6], Ryo Hamada[6], Miki Harigai[6], and Hidekazu Asano[6]
[1]Tokyo Tech., [2]OUS, [3]TCU, [4]Tohoku Univ., [5]JAEA, [6]RWMC

福島原子力発電所事故由来の難固定核種の新規ハイブリッド固化への挑戦と合理的な処分概念の構築・安全評価
（7）ハイブリッド固化体の閉じこめ性能に及ぼす合成プロセスの影響評価

Challenge of Novel Hybrid-waste-solidification of Mobile Nuclei Generated in Fukushima Nuclear Power Station and Establishment of Rational Disposal Concept and its Safety Assessment
(7) Effect of solidification process on immobilization of radionuclides in hybrid waste

*牧 涼介[1]，中瀬 正彦[2]，渡邊 真太[2]，丸山恵史[3]，菊永 英寿[4]，小林 徹[5]，
桜木 智史[6]，浜田 凉[6]，針貝 美樹[6]，朝野 英一[6]
[1]岡理大，[2]東工大，[3]都市大，[4]東北大，[5]原子力研究機構，[6]原環センター

福島第一原子力発電所の事故により発生した様々な放射性廃棄物の固化技術の開発は喫緊の課題である。本研究ではヨウ素などを含有する多様なセラミック廃棄物を一次固化体とし、それを SUS などのマトリックス材料に内包したハイブリッド固化体を放電プラズマ焼結（SPS）および熱間等方圧加圧法（HIP）を用いて作製した。これにより核種閉じ込めの多重化に加え、廃棄体の迅速・低温焼結および安定固化が可能である。本発表では異なるプロセスで合成したハイブリッド固化体について評価し、放射性核種の閉じ込め性能について検討した。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，放射性廃棄物処理，ハイブリッド固化体，セラミックス，放電プラズマ焼結（Spark Plasma Sintering: SPS），熱間等方圧加圧法（Hot Isostatic Pressing: HIP）

1. 本文

福島第一原子力発電所の事故により発生した様々な放射性廃棄物の固化技術として、SPS および HIP 法を用いたハイブリッド固化体の合成プロセスについて検討した。SPS を用いることで廃棄体の迅速固化、減容化、高強度化および揮発性核種の安定固化が見込まれる。また、HIP では金属カプセルに一次固化体とマトリックス材料を充填して固化するため、さらに優れた核種閉じこめ性能が期待される。本研究では異なるプロセスにより多様なマトリックス材料を用いたハイブリッド固化体を合成し、微構造評価等を行うとともに放射性核種の閉じ込め性能について検討した。

一次固化体として、ヨウ素を対象とした AgI および I-CaHAP に加え、模擬 ALPS 沈殿系廃棄物（Ca : Mg : Fe : P = 2 : 3 : 1 : 5 mol 比に少量の Sr^{2+}, Cs^{+}, Ce^{4+}, Eu^{3+}をドープした Fe 含有リン酸塩）および模擬 AREVA スラッジのリン酸塩固化体を選択した。図 1 に AgI と種々のマトリックス材料（金属、セラミックス）を用い、SPS により合成したハイブリッド固化体の一例を示す。ハイブリッド固化体の化学的耐久性はマトリックス材料に強く依存し、セラミックスおよび Fe, Cu で良好な安定性を示した。研究結果の詳細については、当日発表する。

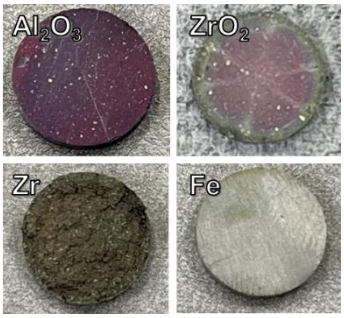


図 1 ハイブリッド固化体(AgI 10wt.%)

謝辞

本研究は、JAEA 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業 JPJA21P21460873 の助成を受けたものです。

*Ryosuke Maki[1], Masahiko Nakase[2], Shinta Watanabe[2], Satofumi Maruyama[3], Hidetoshi Kikunaga[4], Tohru Kobayashi[5], Tomofumi Sakuragi[6], Ryo Hamada[6], Miki Harigai[6] and Hidekazu Asano[6]
[1]OUS, [2]Tokyo Tech., [3]TCU, [4]Tohoku Univ., [5]JAEA, [6]RWMC

福島原子力発電所事故由来の難固定核種の新規ハイブリッド固化への挑戦と合理的な処分概念の構築・安全評価
(8) 放電プラズマ焼結 (SPS) 法を用いたシンロック固化体の迅速固化技術の開発

Challenge of Novel Hybrid-waste-solidification of Mobile Nuclei Generated in Fukushima Nuclear Power Station and Establishment of Rational Disposal Concept and its Safety Assessment
(8) Development of rapid fabrication of synroc based waste-solidification using Spark Plasma Sintering(SPS) method

*丸山恵史[1]，野村知司[1]，牧 涼介[2]，中瀬 正彦[3]，渡邊 真太[3]，菊永 英寿[4]，針貝 美樹[5]，桜木 智史[5]，浜田 凉[6]，朝野 英一[5]
[1]都市大，[2]岡理大，[3]東工大，[4]東北大，[5]原環センター

福島第一原子力発電所の事故により発生した様々な放射性廃棄物の固化技術の開発は喫緊の課題である。本研究では、チタン酸塩鉱物系シンロックへの核種固定化を目的とし、新進の材料焼結装置である放電プラズマ焼結（SPS）法を利用したシンロック固化体の迅速合成を検討した。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、放射性廃棄物処分、ハイブリッド固化体、シンロック、SPS

1. 緒言

福島第一原子力発電所の事故で発生した放射性廃棄物の中には安定固化が難しい核種や潜在的有害度が高いα核種のマイナーアクチノイド(MA)が含まれており、新たな固化技術の開発は喫緊の課題である。本研究ではチタン酸塩鉱物系シンロックへの MA 固化を見据えて、放電プラズマ焼結（SPS）法による迅速・低温固化技術に関する検討を行なった。SPS 法とは、試料を充填した導電性金型に対して加圧と通電を同時に実施し、通電時に発生するジュール熱で加熱する材料合成法の一種である。従来の電気炉による焼成とは反応挙動が異なり、緻密化する温度が大きく低下することから、高温・高圧が求められるチタン酸塩鉱物の合成条件を、低温化かつ簡便化することが可能である。本発表ではチタン酸塩系シンロックの作製を通して、SPS 法の有用性について検討した。

2. SPS 固化体の作製方法

本研究ではジルコノライトおよびパイロクロアを主に検討した。原料粉末を秤量・混合した後、黒鉛製の型に充填した。その後 SPS 装置にて、加圧と通電を同時に実施し、シンロック固化体を作製した。SPS の際、加圧力、焼成温度といった焼成パラメータを変更し、シンロックを作製した。

3. 実験結果

SPS にて作製したパイロクロアおよびジルコノライトの XRD を図１に示す。無置換ではほぼ単相の試料の作製に成功した。また模擬元素である Ce^{4+}, Eu^{3+}を置換した試料では、置換に伴う低角側へのピークシフトが生じたものの、各種シンロックと同一の XRD パターンであることから、模擬元素置換に成功したと推察される。各種分析結果は当日報告する。

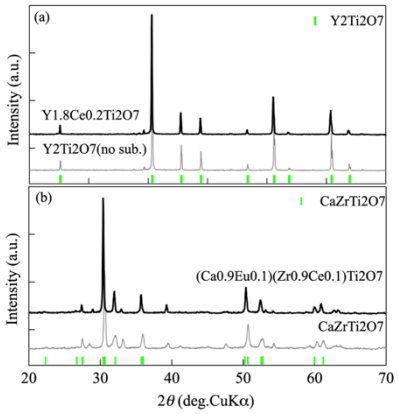


図１ SPS 後の(a)パイロクロアおよび(b)ジルコノライトの XRD パターン．それぞれの図中，上段が模擬元素置換試料，下段が無置換試料である．

*Satofumi Maruyama[1], Satoshi Nomura[1], Ryosuke Maki[2], Masahiko Nakase[3], Shinta Watanabe[3], Hidetoshi Kikunaga[4], Miki Harigai[5], Tomofumi Sakuragi[5], Ryo Hamada[5] and Hidekazu Asano[5]
[1]TCU, [2]OUS, [3]Tokyo Tech., [4]Tohoku Univ., [5]RWMC

福島原子力発電所事故由来の難固定核種の新規ハイブリッド固化への挑戦と合理的な処分概念の構築・安全評価
(9) 放射光 XAFS による固化体の化学状態と局所構造解析

Challenge of Novel Hybrid-waste-solidification of Mobile Nuclei Generated in Fukushima Nuclear Power Station and Establishment of Rational Disposal Concept and its Safety Assessment

(9) Chemical state and structural analysis of solidified wastes by synchrotron radiation based XAFS

*小林徹[1]，中瀬正彦[2]，渡邊真太[2]，牧涼介[3]，丸山恵史[4]，菊永英寿[5]，朝野英一[2,6]，
桜木智史[6]，浜田涼[6]，針貝 美樹[6]
[1]JAEA，[2]東工大，[3]岡山理科大，[4]東京都市大，[5]東北大，[6]原環セ

福島第一原子力発電所で発生する多様な廃棄物の固化技術の開発を進めている。本発表では SPS や HIP を用いて作成したハイブリッド固化試料について、含有元素の化学状態や局所構造について放射光 XAFS 法で検討した結果を報告する。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，ハイブリット固化，放射光，XAFS

1. 緒言

福島第一原子力発電所の事故では、汚染水処理で発生した 2 次廃棄物の安定固化や廃棄体化が課題となっている。本研究では、固化が難しく長半減期で低収着性のため長期の被ばく線量を支配するヨウ素と、潜在的有害度が高く、長期的な発熱源かつα核種であるマイナーアクチノイドに着目し、種々の方法で固化した一次固化体を金属材料やセラミック材料などのマトリクス材料中に内包させ、放電プラズマ焼結法（SPS）や熱間等方圧加圧法（HIP）等で固定化する新しい固化技術の開発を検討している。本発表では、これらの方法で固化処理した試料について、含有元素の化学状態や局所構造を放射光 XAFS 法で検討した結果を報告する。

2. 実験

測定試料の作成に関しては前講演の通りである。実験は SPring-8 の JAEA 専用ビームライン BL22XU にて QXAFS システムを用い、透過法または蛍光法にて測定した。各元素の K 吸収端または L_3 吸収端の EXAFS 領域を測定した。

3. 結果と結論

図 1 に AgI を種々のマトリクス材料と混合して SPS により固化した試料の XANES スペクトルを示した。この結果から、用いるマトリクス材料の種類によって固化元素の化学状態が異なることが分かる。本講演では、これらをはじめとする種々の方法で作成した固化試料中の含有元素の化学状態について議論するとともに、マイクロ XAFS による顕微観察の結果についても報告する予定である。

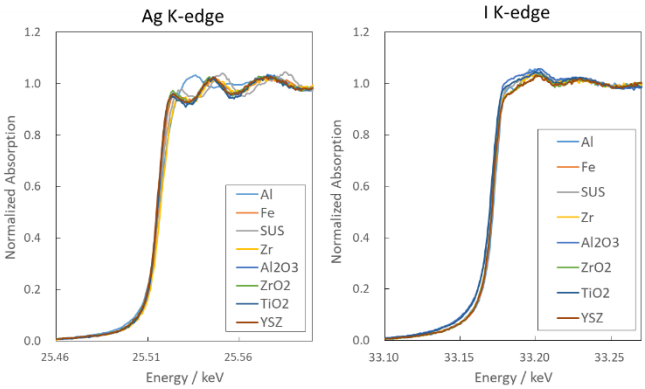


図 1．AgI を種々のマトリクス材料と SPS 固化した試料の Ag（左）及び I（右）-K 吸収端の XANES スペクトル

謝辞

本研究は、JAEA 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業 JPJA21P21460873 の助成を受けたものです。

*Tohru Kobayashi[1], Masahiko Nakase[2], Shinta Watanabe[2], Ryosuke Maki[3], Satohumi Maruyama[4], Hidetoshi Kikunaga[5], Hidekazu Asano[2,6], Tomohumi Sakuragi[6], Ryo Hamada[6] and Miki Harigai[6]

[1]JAEA, [2]Tokyo Tech, [3]OUS, [4]TCU, [5]Tohoku Univ., [6]RWMC

福島原子力発電所事故由来の難固定核種の新規ハイブリッド固化への挑戦と合理的な処分概念の構築・安全評価
(10) ヨウ素を閉じ込めたハイブリッド固化体の安全評価

Challenge of Novel Hybrid-waste-solidification of Mobile Nuclei Generated in Fukushima Nuclear Power Station and Establishment of Rational Disposal Concept and its Safety Assessment
(10) Safety assessment of composite waste form for iodine immobilization

*針貝 美樹[1]，浜田 涼[1]，桜木 智史[1]，朝野 英一[1]，渡邊 真太[2]，中瀬 正彦[2]，
牧 涼介[3]，菊永 英寿[4]，小林 徹[5]
[1]原環セ，[2]東工大，[3]岡山理科大，[4]東北大，[5]JAEA

福島原発事故由来の放射性廃棄物に含まれる I-129 は、処分後の安全評価に大きな影響を与えることが考えられる。本発表では、ヨウ素を内包した廃棄物を金属マトリクスでさらに固化したハイブリッド固化体を対象として安全評価を行い、ハイブリッド固化体の処分概念構築に向けた検討を行った。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，放射性廃棄物，ヨウ素 129，ハイブリッド固化体，安全評価

1. 緒言

福島第一原発事故由来の放射性廃棄物には、難固定化核種である放射性ヨウ素（I-129）が含まれている。I-129 は緩衝材や岩盤への収着性が低い上に長半減期核種でもあり、処分後の安全評価（被ばく線量）に大きな影響を与えることが考えられるため、ヨウ素を安定に固化した廃棄体が重要となる。そこで、I-129 の安定固化体として、ヨウ素を内包する廃棄体を金属マトリクスで覆ったハイブリッド固化体を検討している。このハイブリッド固化体は、熱間等方圧加圧法（HIP）によって緻密化することにより、十分な固化体寿命を有する可能性が報告されている[1]。本発表では、ハイブリッド固化体の処分概念を検討する材料として、緩衝材等の人工バリアや天然バリアの各バリア機能について、既存の処分概念[4]に基づいたモデルを使用して感度解析によって比較評価した。

2. 評価方法

核種移行解析は、シミュレーションソフトウェア GoldSim[2]を用いて実施した。インベントリには、福島第一原子力発電所で発生した核種インベントリ評価結果の I-129 の値[3]を用い、TRU 廃棄物（グループ 1）を対象とした地層処分のリファレンスケース[4]をモデルとして安全評価を行った。

3. 結果

結果の一例として、最大被ばく線量で緩衝材の効果を比較したグラフを示した。廃棄体による核種閉じ込めを期待しない、いわゆる瞬時放出では、緩衝材がないことで人工バリア出口での被ばく線量がリファレンスケースの 2 倍程度高くなり、生活圏での被ばく線量も約 30%高くなった。従って、瞬時放出モデルにおいては、緩衝材のバリア効果は多少あると言える。一方、ハイブリッド固化体の寿命を 50 万年と仮定した場合、人工バリア出口の被ばく線量を比較すると、緩衝材が無くても、リファレンスケースの 1/40 倍よりも低い値となった。これは、緩衝材によるバリア機能よりも固化体の寿命（固化体の浸出）が大きく効いていることを示している。発表では天然バリアの効果についても説明する。

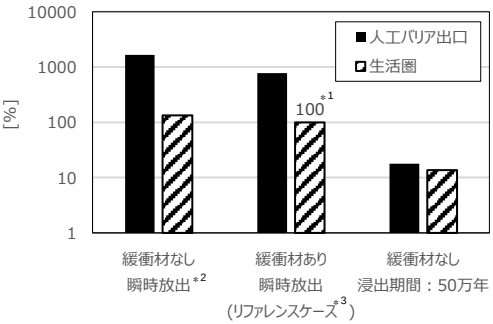


図　最大被ばく線量の比較
*1 リファレンスケースの生活圏の被ばく線量を 100%として換算。*2 瞬時放出：廃棄体の核種浸出期間が 0（年）*3 インベントリは I-129 のみ

4. 謝辞

本研究は JAEA 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業 JPJA21P21460873 の助成で実施した。

参考文献

[1]桜木ら,日本原子力学会 2022 年秋の大会, 3A12. [2] GoldSim Player User's Guide, Version 14.01. GoldSim technology group LLC. (2021) [3] 浜田ら, 日本原子力学会 2022 年秋の大会, 3A-14. [4] 電気事業連連合会, 核燃料サイクル開発機構, TRU 廃棄物処分技術検討書－第 2 次 TRU 廃棄物処分研究開発取りまとめ－ (2005)

*Miki Harigai[1], Ryo Hamada[1], Tomofumi Sakuragi[1], Hidekazu Asano[1], Shinta Watanabe[2], Masahiko Nakase[2], Ryosuke Maki[3], Hidetoshi Kikunaga[4] and Toru Kobayashi[5]
[1]RWMC, [2]Tokyo Tech, [3]Okayama Univ. of Sci., [4]Tohoku Univ., [5]JAEA

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

[2H01-05] Hydrogen Generation, Boiling and Drying out Accident

Chair:Kenji Nishihara(JAEA)

Tue. Mar 14, 2023 10:00 AM - 11:25 AM Room H (13 Bildg.1F 1312)

[2H01] Investigation on the temperature dependence of G value of H_2 in Reprocessing Solutions

*Yuta Kumagai[1], Kanichi Oyama[2], Tomonori Sato[1], Yasuhiro Ishijima[1], Mitsumasa Taguchi[3], Masayuki Watanabe[1], Yuma Abe[1,2], Masanao Nakano[2], Yoshikazu Tamauchi[2] (1. JAEA, 2. JNFL, 3. QST)

10:00 AM - 10:15 AM

[2H02] Investigation on the temperature dependence of G value of H_2 in Reprocessing Solutions

*Yuma Abe[1,2], Yuta Kumagai[1], Shinobu Hotoku[1], Masao Inoue[1], Sachiko Suzuki[1], Tomohiro Toigawa[1], Masayuki Watanabe[1], Masanao Nakano[2], Kanichi Oyama[2], Yoshikazu Tamauchi[2] (1. JAEA, 2. JNFL)

10:15 AM - 10:30 AM

[2H03] Development of PIRT for Boiling and Drying out Accident Analysis at Fuel Reprocessing Plant

*Yuki Amano[1], Yuichi Yamane[1], Ken Muramatsu, Daisuke Fujiwara[2], Hisayuki Kyo[2] (1. JAEA, 2. TEPSYS)

10:30 AM - 10:45 AM

[2H04] Development of PIRT for Boiling and Drying out Accident Analysis at Fuel Reprocessing Plant

*Hisayuki Kyo[1], Takashi Kodama[2], Yuki Amano[3], Yuichi Yamane[3], Daisuke Fujiwara[1], Shingo Matsuoka[5], Ken Muramatsu[4] (1. TEPCO SYSTEMS CORPORATION, 2. Japan Nuclear Fuel Limited, 3. Japan Atomic Energy Agency, 4. TOKYO CITY UNIVERSITY, 5. UI Science. inc)

10:45 AM - 11:00 AM

[2H05] Development of PIRT for Boiling and Drying out Accident Analysis at Fuel Reprocessing Plant

*Daisuke Fujiwara[1], Hisayuki Kyo[1], Yuuki Amano[3], Yuichi Yamane[3], Takashi Kodama[2], Shingo Matsuoka[4] (1. TEPSYS, 2. JNFL, 3. JAEA, 4. UI)

11:00 AM - 11:15 AM

©Atomic Energy Society of Japan

水素発生 G 値の温度依存性に関する調査研究
（5）硝酸 Pu 溶液を用いた水素発生量測定の試験方法の検討と検証試験

Investigation on the temperature dependence of G value of H_2 in Reprocessing Solutions

(5) Experimental apparatus and its validation test for measuring radiolytic H_2 production from aqueous plutonium nitrate solution.

*熊谷 友多[1]，小山 幹一[2]，佐藤 智徳[1]，石島 暖大[1]，田口 光正[3]
渡邉 雅之[1]，阿部 侑馬[1,2]，中野 正直[2]，玉内 義一[2]
[1]JAEA，[2]日本原燃，[3]QST

再処理プロセスで取り扱う硝酸 Pu 溶液等からは放射線分解により水素が発生する。この水素発生量の評価試験を行うため、試験装置を製作し、装置性能の確認として Co-60 ガンマ線照射による硝酸溶液からの水素発生量を測定した。本発表では試験装置の概要と検証試験で得られた結果を報告する。

キーワード：再処理，水の放射線分解，水素，温度依存性，硝酸

1. 緒言

再処理プロセスでは、放射線分解により水素が発生するため、給排気機能が失われる事故では水素が蓄積する可能性がある。また、冷却機能が失われた場合には、放射性物質を含む溶液は崩壊熱により温度が上昇する。このような想定での安全評価には、水素発生量の温度依存性について定量的な知見が必要である。そこで、硝酸 Pu 溶液を対象に水素の放射線化学収量（G 値）の温度依存性を実測するため、試験装置を製作し、装置性能と試験手順の確認のため硝酸溶液を試料として Co-60 ガンマ線を用いた検証試験を実施した。

2. 方法

装置はジルコニウム製の試料容器と温調機器、サンプリングのための閉ループで構成した。試料容器に硝酸溶液を入れ、所定の温度でガンマ線を照射し、発生した水素をガスクロマトグラフィにより分析した。水素濃度を均一にするため、照射中も送気ポンプにより気相を閉ループ内で循環させた。ループに取り付けた脱着可能なサンプリング容器を用いてガス試料を採取し、ガスタイトシリンジを用いて分析装置に注入した。

3. 結果と考察

水素の測定値を図 1 に示した。室温と沸騰条件での結果を示したが、いずれの条件でも吸収線量に対して直線的に増加した。また、同様の試験を G 値既知の 1mM KBr 水溶液で実施し、測定した G 値が報告値[1]（0.45 molec./100eV）と一致することを確認した。これらの結果から、昇温条件も含めて、硝酸 Pu 溶液の放射線分解による水素の実測に、製作した装置を適用可能であることを確認した。

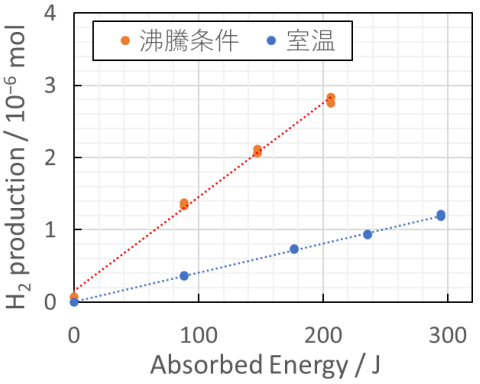


図 1 硝酸溶液（4.5 M）からの水素発生量

謝辞：照射試験には、QST の施設共用制度にて高崎量子応用研究所のコバルト 60 照射施設を利用した。

参考文献：[1] J. A. LaVerne, M. R. Ryan, T. Mu, *Radiat. Phys. Chem.*, 78 (2009) 1148.

*Yuta Kumagai[1], Kanichi Oyama[2], Tomonori, Sato[1], Yasuhiro Ishijima[1], Mitsumasa Taguchi[3], Masayuki Watanabe[1], Yuma Abe[1,2], Masanao Nakano[2], Yoshikazu Tamauchi[2]

[1]JAEA, [2]JNFL, [3]QST

水素発生 G 値の温度依存性に関する調査研究
（6）硝酸 Pu 溶液を用いた水素発生 G 値の温度依存性に関する考察

Investigation on the temperature dependence of G value of H_2 in Reprocessing solutions
(6) Consideration on the temperature dependence of G value of H_2 in plutonium nitrate solution.

*阿部 侑馬[1,2]，熊谷 友多[1]，宝徳 忍[1]，井上 将男[1]，鈴木 紗智子[1]，
樋川 智洋[1]，渡邉 雅之[1]，中野 正直[2]，小山 幹一[2]，玉内 義一[2]
[1]JAEA，[2]日本原燃

硝酸プルトニウム（Pu）溶液における水素発生 G 値の温度上昇等に伴う変化について評価するため，種々の温度条件において Pu の放射性壊変によって硝酸 Pu 溶液から生じる水素発生量を測定し、G 値を算出した。

キーワード：硝酸プルトニウム，水素，水素発生 G 値

1. 緒言

放射性物質を含む溶液からは、水の放射性分解により水素が発生する。再処理施設で取り扱う溶液の性状は多種多様であり、加えて放射性物質であるが故の実験の困難さもあることから、実際に使用されている溶液性状が考慮された研究は少ない。特に、バブリング等による撹拌の影響や温度依存性に関する研究は極めて少ない。そこで本研究では硝酸 Pu 溶液を対象として、撹拌の有無及び温度をパラメータとして水素発生量の測定を行い、G 値を算出した。本報では水素発生量測定試験の方法及び試験結果について報告する。

2. 実験

硝酸 Pu 溶液（Pu 濃度 22.1g/L, 酸濃度 4.5M）を調整し、表 1 に示す各試験条件で水素発生量（試験装置内における水素濃度）を測定した。発生した水素の物質量と試験装置内の水素濃度との関係は、室温にて水素濃度既知の標準ガスを用いたコールド試験で取得した。常温静置における G 値はコールド試験の結果を用いて、絶対評価（①）により決定した。昇温条件では、装置の温度分布や水蒸気圧の違いから、室温のコールド試験の結果を適用できないため、試験装置に内部標準として注入しておいた Kr の分析値を用いて、常温静置における水素発生量との相対評価（②）を行い、常温静置以外の G 値を決定した。

表 1　撹拌の有無及び温度

バブリングによる撹拌あり（撹拌）	常温（23℃）、70℃、90℃
バブリングによる撹拌なし（静置）	常温（23℃）、沸騰（106℃）

3. 結果

各試験条件で得られた水素発生 G 値を図 1 に示す。溶液に撹拌が生じる試験条件（バブリング撹拌あり又は沸騰）では、常温静置から G 値が 2～3 割程度増加した。また、溶液に撹拌が生じる条件において、温度上昇に伴う明確な G 値の増加／低下の傾向は確認されなかった。以上より、硝酸 Pu 溶液の G 値は撹拌により上昇する、また、撹拌状態において顕著な温度依存性は存在しないと考えられる。前報の硝酸溶液とは異なる温度依存性[1]を示した原因としては、Co-60 γ線と Pu からのα線では LET の違いにより放射線分解で生じるラジカルの組成や反応挙動が異なることが影響している可能性がある。

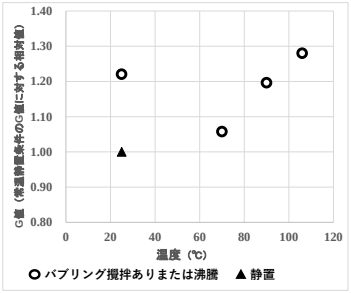


図 1　G 値の算出結果

参考文献

[1] 熊谷友多他，日本原子力学会　春の大会（2023）

*Yuma Abe[1,2], Yuta Kumagai[1], Shinobu Hotoku[1], Masao Inoue[1], Sachiko Suzuki[1], Tomohiro Toigawa[1], Masanao Nakano[2], Kanichi Oyama[2] and Yoshikazu Tamauchi[2], [1]Japan Atomic Energy Agency., [2]Japan Nuclear Fuel, Ltd.

再処理施設における蒸発乾固事故の影響評価のための PIRT の整備
（1）蒸発乾固 PIRT 整備の位置付け

Development of PIRT for Boiling and Drying out Accident Analysis at Fuel Reprocessing Plant
(1) Positioning of Development of PIRT for Boiling and Drying out Accident Analysis

*天野 祐希[1]，山根 祐一[1]，村松 健，藤原 大資[2]，京 久幸[2]
[1]JAEA，[2]テプシス

近年、欧米を中心に、安全解析の品質向上や解析結果のレビューに PIRT(Phenomena Identification and Ranking Table)が活用されつつある。原子力学会再処理・リサイクル部会核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究ワーキンググループ（SAWG)では、再処理施設の蒸発乾固事故を対象とする PIRT の整備を開始した。

キーワード：蒸発乾固，PIRT，技術継承，知識レベル，リスク評価

概要

PIRT は重要度ランクテーブルともいわれ、着目する事象の中で生じる現象を抽出し、安全性評価指標(FOM : Figure of Merit)への影響度の大きさを尺度として分類し整理した表である。近年、欧米では、安全解析の品質向上や解析結果のレビューに PIRT が活用されつつある。例えば、欧州で PWR のシビアアクシデントを主な対象として PIRT を実施し、重要かつ知見不足の現象を抽出している[1]。また、日本でも BWR を対象として事象進展解析の課題の抽出に PIRT が活用されている[1]。このように、発電炉では PIRT が活用されているが、核燃料サイクル施設ではまだ活用例がほとんどない。

SAWG では、核燃料サイクル施設のリスク評価等に資する目的で、フェーズⅠ[2]、フェーズⅡ[3]と活動を行ってきた。現在のフェーズⅢでは、再処理施設の各シビアアクシデントに対するリスク評価モデルおよび評価手法に関する検討を進めている。現在、蒸発乾固事故、臨界事故および水素爆発事故の各事故についてサブグループを構成し、各サブグループで各事故のリスク評価モデルおよび評価手法に関する検討を行っている。リスク評価の際に PIRT を利用することで、①安全解析のための知識レベルの完備性の見える化、②安全解析のための評価モデル整備完備性の見える化、③実験体系-実機体系間のスケール歪み分析への活用、④安全解析における感度・不確実さ解析への活用が可能である。このように各シビアアクシデントについて今後評価手法を高度化していくにあたって PIRT が役に立つと考えられることから、2022 年より他の事故に先駆け、蒸発乾固事故を対象とする PIRT の整備を開始した。なお、再処理施設を対象とした PIRT 整備は世界初の取り組みであり、今後の再処理施設のリスク評価における技術開発、技術継承及びリスク評価技術の活用促進に大きく資するものと考えられる。この活動の位置付け、計画、これまでの成果を 3 件のシリーズとして発表する。本発表では、SAWG における活動の全体概要等を紹介する。

参考文献

[1] 日本原子力学会「シビアアクシデント評価」研究専門委員会「シビアアクシデント評価に関する調査研究報告書」(2014).
[2] 日本原子力学会再処理・リサイクル部会核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究ワーキンググループ報告書「核燃料サイクル施設における対応を検討すべきシビアアクシデントの選定方法と課題」(2014).
[3] 日本原子力学会再処理・リサイクル部会核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究ワーキンググループフェーズⅡ報告書「再処理施設において想定される事故の影響評価手法の現状と課題」(2017).

---

*Yuki Amano[1], Yuichi Yamane[1], Ken Muramatsu, Daisuke Fujiwara[2] and Hisayuki Kyo[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]TEPCO SYSTEMS CORPORATION.

再処理施設における蒸発乾固事故の影響評価のための PIRT の整備
（2）蒸発乾固 PIRT の整備手順

Development of PIRT for Boiling and Drying out Accident Analysis at Fuel Reprocessing Plant
(2) Process of Development of PIRT for Boiling and Drying out Accident Analysis.

*京　久幸[1]、小玉 貴司[2]、天野 祐希[3]、山根 祐一[3]、藤原 大資[1]、松岡 伸吾[5]、村松 健[4]
[1]テプシス、[2]日本原燃、[3]JAEA、[4]東京都市大学、[5]UI 技研

NUREG/CR-5809 に倣い、蒸発乾固事故 PIRT に係る重要な物理/化学現象の抽出、及び重要度ランキング決定のための投票を実施した。この PIRT 整備作業に当たっては、蒸発乾固事故に係る幅広い分野の専門家が参加し、事前の勉強会を経て現象の抽出および投票を進めた。

キーワード：PIRT、NUREG/CR-5809、投票、AHP、デルファイ法

1. はじめに　再処理工場の蒸発乾固事故シナリオには数多くの物理/化学現象が含まれ、これらがソースターム（難揮発性 FP 及び揮発性 Ru）に与えうる影響の大きさをランク付けすることは、影響評価手法整備などの観点から重要である。この背景のもと、本ワーキングでは NUREG/CR-5809 に倣い、蒸発乾固事故シナリオに含まれる重要な物理/化学現象を専門家議論により抽出したのち、専門家間投票にてそれらの重要度をランキングし、蒸発乾固事故 PIRT を整備する。

2. 物理/化学現象の抽出　蒸発乾固事故に係る幅広い分野の専門家による勉強会計 4 回を経て、事故シナリオに含まれる重要な物理/化学現象 60 点を抽出した（表 1 参照）。この抽出の過程で、各現象に対する現時点の知識レベル調査も併せて実施した。

3. ランキング決定のための投票実施　評価指標（FOM）は難揮発性 FP 及び揮発性 Ru のソースタームを事故進展フェーズで分けた計 5 つとし、AHP（階層分析法）を用いてランキングを決定する。投票に際してはデルファイ法を参考とし、一度専門家間で投票を実施したのち、その投票結果を全員に共有して再投票を実施した。再投票にて得られた現象の重要度ランキング結果を表 1 に併せて示す。

4. 結論　蒸発乾固事故 PIRT 整備のため、重要な物理/化学現象の抽出およびランキング決定のための投票を実施した。なお、今回整備する PIRT は現時点の知見に基づくものであり、知識レベルの新規拡充あるいは活用範囲の拡大に応じて、継続的にブラッシュアップを実施していく必要がある。

表 1　蒸発乾固事故 PIRT 案

現象			ソースターム（難揮発性FP）			ソースターム（揮発性Ru）		
分類	大項目	小項目	沸騰早期	沸騰晩期	乾固期	沸騰早期	沸騰晩期	乾固期
廃液沸騰・濃縮	発熱	崩壊熱	H	H	H		H	H
	熱物性	硝酸溶液物性	H	H	L		H	L
		乾固物物性	L	M	H		M	H
		貯槽構造物の伝熱	H	H	M		H	H
	硝酸溶液の沸騰	蒸気発生（蒸発、沸騰）	H	H	L		H	L
		廃液濃縮	H	H	L		M	L
		モル沸点上昇	H	M	L		M	L
		共沸	H	M	L		M	L
		塩効果	M	M	L		M	L
		硝酸活量	M	M	L		M	L
		硝酸解離度（電離度）	M	M	L		M	L
		結晶水脱水	L	L	L		L	L
		硝酸塩・酸化物析出	M	M	L		L	L
硝酸、NOx反応	脱硝反応（乾固段階）	NOx、O2発生	L	M	H		M	H
		吸熱反応	L	L	M		M	H
	NOx挙動	化学平衡	L	M	L		M	M
		NO2の液相中への溶解	M	M	M		M	M
		気液中のNOx成分比変化	L	M	L		M	M
		NO2液相吸収に伴う亜硝酸生成	L	L	L		M	H
	放射線分解	放射線分解に伴う亜硝酸生成	M	H	M		H	M
	硝酸-壁面反応	コンクリート壁面との反応	M	M	L		M	M
		金属壁との反応	M	M	L		H	H
揮発性Ruの移行	RuO4生成	Ru酸化	L	M	L		H	H
		亜硝酸によるRu還元	L	L	L		H	M
		乾固物からの移行	L	L	L		M	H
	RuO4気相移行	気液平衡	L	M	L		H	H
		CeによるRu揮発性低減	L	L	L		H	H
	気相からのRuO4除去(LPF)	Ru還元	L	L	L		M	H
		RuO4分解	L	L	L		H	H
		壁面への沈着（化学吸着/物理吸着）	L	L	L		H	H
		液相吸収（化学吸収）	L	L	L		H	H
		還元剤との反応	L	L	L		M	M
	工学的手段によるRuO4除去(LPF)	スプレーによる除去	M	M	M		H	H
		凝縮器による除去	M	M	M		H	H
難揮発性物質の移行	飛沫同伴による粒子状FP生成	液面近傍における蒸気流速	H	H	M		L	L
		液相物性	H	H	L		L	L
		気相物性	M	M	M		L	L
		飛沫同伴	H	H	M		L	L
	RuO_4還元による粒子状FP生成	RuO_4還元による粒子状FP生成	H	H	H		H	H
	粒子径分布	凝集	H	H	H		M	M
		液滴蒸発	H	H	H		L	L
	気相からの粒子状FP除去(LPF)	重力沈降	H	H	H		L	L
		拡散泳動	M	M	M		L	L
		熱泳動	M	M	M		L	L
		慣性衝突	H	H	H		L	L
		気相物性	M	M	M		L	L
		吸湿性による粒子成長	H	H	H		L	L
	工学的手段による粒子状FP除去(LPF)	スプレーによる除去	H	H	H		M	M
		凝縮器による除去	H	H	H		M	L
		フィルタによる除去	H	H	H		L	L
キャリアガスの振る舞い	気相流動	壁面凝縮	H	M	M		M	M
		ミスト生成	H	M	M		M	M
		差圧移流	M	M	M		M	M
		自然循環	M	M	M		M	L
		成層化	M	L	L		M	L
	工学的手段によるキャリアガスへの影響	スプレイによる流速抑制	H	H	H		H	H
		凝縮器による流速抑制	H	H	H		H	H
		換気系作動	H	H	H		H	H
その他	沈着物からの再放出	再浮遊（再蒸発）	L	L	L		L	M
	蒸温の貯槽への注水時の放出	注水の影響	L	M	M		M	M

※揮発性Ruは沸騰初期（沸騰開始～廃液温度120℃）では発生しないとの既存知見より、「沸騰早期の揮発性Ruの環境放出量」はFOMから除外

*Hisayuki Kyo[1], Takashi Kodama[2], Yuki Amano[3], Yuichi Yamane[3], Daisuke Fujiwara[1], Shingo Matsuoka[5], Ken Muramatsu[4] (1. TEPCO SYSTEMS CORPORATION, 2. Japan Nuclear Fuel Limited, 3. Japan Atomic Energy Agency, 4. TOKYO CITY UNIVERSITY, 5. UI Science. inc)

再処理施設における蒸発乾固事故の影響評価のための PIRT の整備
（3）蒸発乾固 PIRT の内容紹介及び今後の展望について

Development of PIRT for Boiling and Drying out Accident Analysis at Fuel Reprocessing Plant
(3) Introduction of PIRT for Boiling and Drying out Accident,
and Perspective of PIRT Utilization and Maintenance

*藤原 大資[1]、天野 祐希[2]、山根 祐一[2]、京 久幸[1]
[1]テプシス、[2]JAEA

整備した蒸発乾固 PIRT のランキングを紹介すると共に、各物理/化学現象に対する実験データ、及び評価モデルの整備状況を俯瞰する。また、ここで抽出された当該領域の課題を整理し、今後の PIRT の活用、及び継続管理について展望を紹介する。

キーワード：実験的知見、評価モデル、知識レベル、見える化、不確実さ評価

1. PIRT ランキング　（2）で整備した PIRT のランキング結果をドーナツグラフ化し、各物理/化学現象の事故進展フェーズ毎の重要度を可視化した。各専門家からの投票を集約したランキング結果は、SAWG 蒸発乾固サブ WG メンバーに共有され、各事故進展フェーズにおける物理/化学現象の状況を反映した妥当なものであると判断された。大項目のランキングは、難揮発性 FP/揮発性 Ru 共にそれぞれの移行挙動に係る項目が最上位を占め、それ以外の「廃液沸騰・濃縮」、「キャリアガスの振る舞い」、「硝酸、NO_x 反応」、及び「その他」は事故進展フェーズ間で順位が異なる。

2. 知識レベルの見える化　上記 PIRT に各物理/化学現象に対する現状の知識ベースを付記することで当該技術領域の全体像を見える化し、且つ各知識のソースターム評価上の重要度を明らかにした。知識ベースには実験的知見と評価モデルの整備状況が含まれ、これまでに蓄積された膨大な知見を俯瞰できるデータベースとしての役割を果たすことも意図している。なお、これまでに公開された知識の中には、継続的研究により更新が行われたものも存在し、これらについては PIRT に付記する際に最新知見を引用している。

3. PIRT の活用　PIRT の活用先としては、発電炉における実績を鑑みて「技術継承」、「解析コード整備」、「リスク情報の活用」、及び「知識レベルの把握・向上」が想定される(図 1)。本 PIRT を用いて現状の知識レベルを俯瞰することは当該分野の技術継承・人材育成に繋がり、また補強すべき実験的知見、評価モデル整備があぶり出されることで、再処理施設運用に係る安全性向上にも資する研究、解析コード開発を促進するものと期待される。更に、リスク情報活用における不確実さ評価という断面でも、不確実さパラメータ抽出の判断材料に PIRT が引用される事例が見られる。

4. PIRT の継続管理　PIRT で掲げている物理/化学現象とそれに付記した知識ベースは現状のものであり、これは将来の研究開発の進展、PIRT 利用先の拡大、及び運用事例の蓄積からのフィードバックにより適宜更新していくことが必須となる。PIRT は業界全体の財産であり、維持管理を継続するための体制整備が今後の課題となる。

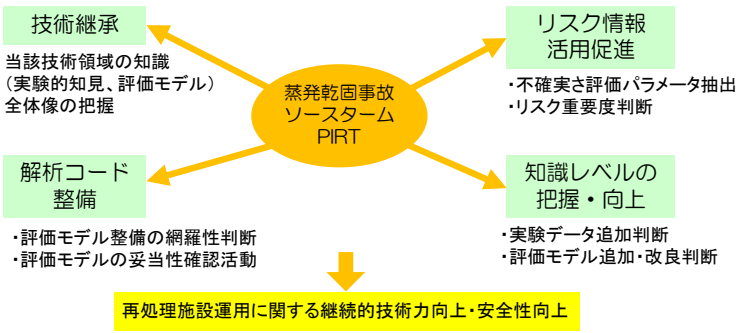


図 1　蒸発乾固事故 PIRT の活用

* Daisuke Fujiwara[1], Yuki Amano[2], Yuichi Yamane[2], Hisayuki Kyo[1] (1. TEPCO SYSTEMS CORPORATION, 2. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2H06-07] Spent Fuel Management

Chair:Koichiro Takao(Tokyo Tech)

Tue. Mar 14, 2023 11:25 AM - 12:00 PM Room H (13 Bildg.1F 1312)

[2H06] Management of plu-thermal spent fuel

*Takumi Abe[1], Kenji Nishihara[1] (1. JAEA)

11:25 AM - 11:40 AM

[2H07] Management of plu-thermal spent fuel

*Kenji Nishihara[1], Takumi Abe[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

プルサーマル使用済み核燃料の管理
(1)直接処分概念の検討

Management of plu-thermal spent fuel
(1) Study of the direct disposal concept

*阿部 拓海[1]，西原 健司[1]
[1]日本原子力研究開発機構

プルサーマル使用済み核燃料は崩壊熱が大きいため、直接処分時には処分条件が厳しくなることが予想される。本研究では廃棄体の冷却年数や処分深度、廃棄体あたりの専有面積をパラメータとした廃棄体周辺の熱伝導解析を有限要素法にて実施し、緩衝材最高温度が制限値未満となる複数の処分概念を得た。

キーワード：プルサーマル，使用済み核燃料，廃棄物管理，直接処分，熱伝導解析

1. 緒言

わが国において、将来的に高速炉によるプルトニウムの本格利用を実施しない場合、プルサーマル使用済み核燃料(MOXSF)は直接処分されると考えられる。MOXSF は崩壊熱が大きいため、既存の UO_2 使用済み核燃料(UO_2SF)の直接処分概念を適用することは困難である。そのため、本研究では地層処分場における廃棄体周辺の熱伝導解析により、緩衝材最高温度の制限を満たす直接処分概念の検討を行った。

2. 廃棄体周辺の熱伝導解析

2-1. 解析手法・モデル

まず、燃焼計算コード ORIGEN2 を用いて MOXSF の組成及び発熱量を得た。次に、硬岩・竪置の地層処分概念に対して、MOXSF の冷却年数、処分深度および専有面積をパラメータとして廃棄体周辺領域の熱伝導解析を有限要素法解析コード ABAQUS にて行い、緩衝材最高温度の変化を調査した。処分モデルは文献[1]と同一とした。

2-2. 解析結果

表 1 に処分パラメータと緩衝材最高温度を、文献[1]で検討された UO_2 使用済み核燃料直接処分概念の解析結果とともに示す。処分深度 1000 m かつ UO_2SF と同等の 50 年冷却ではいかなる専有面積でも緩衝材最高温度は制限を下回らなかったため、UO_2SF と同様の直接処分概念は適用できないと判明した。一方で、処分直後の温度上昇は Pu-238 や Am-241 のような半減期が数十～数百年の核種の崩壊が原因であるため、冷却年数の延長や処分深度の変更による処分場初期温度の低減が有効であると判明した。また、冷却年数を 75 年とし、処分深度 600 m で処分場を建設できれば、専有面積は UO_2SF の 3 倍程度であるとわかった。

表 1 直接処分概念例

	集合体/キャニスタ	冷却年数[年]	処分深度[m]	専有面積[m2/キャニスタ]	緩衝材最高温度[℃]
UO2SF	4	54	1000	126	86.8
MOXSF	1	50	1000	126	193.0
	1	50	600	784	99.5
	1	75	1000	1600	99.5
	1	75	600	360	99.0

参考文献

[1] 原子力委員会新計画策定会議技術検討小委員会，2004

*Takumi Abe[1], Kenji Nishihara[1]
[1]JAEA

プルサーマル使用済み核燃料の管理
（2）諸量評価

Management of plu-thermal spent fuel
(2) Quantity assessment

*西原 健司[1]，阿部 拓海[1]
[1] 日本原子力研究開発機構

プルサーマル燃料の燃焼後に発生するプルサーマル使用済み核燃料の管理方法を検討するために、プルサーマルを実施しない場合、プルサーマルを 1 回行う場合、およびプルサーマルを 2 回行う場合のサイクル諸量を、使用済み核燃料の長期貯蔵、直接処分、および再処理を前提として比較した。

キーワード：プルサーマル、使用済み核燃料、廃棄物管理

1. 緒言

わが国では、ウラン使用済み核燃料(UO_2 SF)から回収されたプルトニウムを利用するためにプルサーマル燃料が軽水炉で使用され、プルサーマル使用済み核燃料(MOX SF)の取り出しが始まっている。MOX SF は当面の間原子力サイトに貯蔵されるが、その後の管理には複数の選択肢が考えられる。中でも注目されるのは MOX SF の再処理により再びプルトニウムを回収し、プルサーマル燃料として軽水炉で使用する選択肢である（プルサーマル 2 回利用と呼ぶこととする）。プルサーマル 2 回利用を実施したのちにはプルサーマル使用済み燃料が発生し、その管理にも MOX SF と同様に複数の選択肢が考えられる。ただし、3 回以上のプルサーマル利用は、核分裂性プルトニウム同位体の割合が減少することから技術的に困難な可能性がある。その他の選択肢として、SF を長期貯蔵する考え方、あるいは、再処理せずに地層に直接処分する考え方がある。

2. シナリオ設定

1GWe の加圧水型軽水炉(PWR)を 60 年間運転する条件において、プルサーマルを実施しない場合、プルサーマルを 1 回利用する場合、及び、プルサーマルを 2 回利用する場合を考える。それぞれの場合に対して、更に 3 つのシナリオが存在する。一つ目は SF を長期貯蔵するシナリオ S、二つ目は SF を直接処分するシナリオ D、三つめは SF を再処理し、得られるプルトニウムを長期貯蔵するシナリオ R である（右図）。これらの組み合わせで合計 9 個のシナリオを設定することができる。軽水炉でのプルトニウム利用を含む諸量評価を行う場合、無限回のプルサーマル利用が技術的に困難で、どこかの工程で高速炉サイクルなどの次世代型のプルトニウム利用に移行する必要がある。そのため、「どの工程で評価を打ち切るか」が諸量評価結果に影響する。

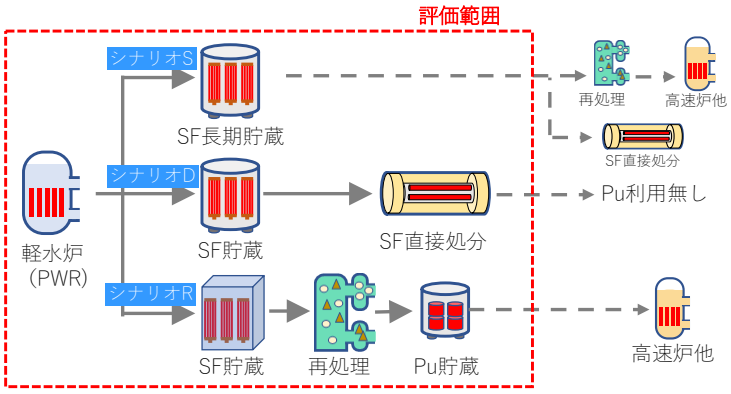


図 ３つのシナリオ

本発表では、NMB コード[1]を用いてこれらの 9 シナリオに対して諸量評価を実施し、天然ウラン消費量、燃料製造量、SF のべ貯蔵量、再処理量、高レベル放射性廃棄物発生量、処分場規模などを示す。

参考文献 [1] NMB コードホームページ https://nmb-code.jp/

*Kenji Nishihara[1], Takumi Abe[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

General Meeting

[2H_GM] The 29th General Meeting of Committee on Nuclear Non-Proliferation, Safeguards and Security

Tue. Mar 14, 2023 12:05 PM - 12:55 PM Room H (13 Bildg.1F 1312)

[2H_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Tue. Mar 14, 2023 12:05 PM - 12:55 PM Room H)

[2H_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Non-Proliferation, Safeguards, Nuclear Security Network

[2H_PL] Reduction of Highly Enriched Uranium and Nuclear Nonproliferation for Research Reactors

Chair:Masato Hori(JAEA)

Tue. Mar 14, 2023 1:00 PM - 2:30 PM Room H (13 Bildg.1F 1312)

[2H_PL01] Activities on the Nuclear Non-Proliferation and Nuclear Security in MEXT

*Masafumi Sato[1] (1. MEXT)

[2H_PL02] Recent Efforts and International Trends in Reduction of Uranium Enrichment for Research Reactors

*Hironobu Unesaki[1] (1. Kyoto Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

2023年春の年会

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

試験研究炉の高濃縮ウラン低減と核不拡散

Reduction of Highly Enriched Uranium and Nuclear Nonproliferation for Research Reactors

（１）文部科学省における核不拡散・核セキュリティに関する取組

(1) Activities on the Nuclear Non-Proliferation and Nuclear Security in MEXT

*佐藤政文[1]

[1]文部科学省

1. 緒言

2001年に発生した米国同時多発テロは、世界に新たな緊急性をもってテロ対策に係る取組の強化を促す契機となった。2009年には当時の米国オバマ大統領がプラハにおいて演説を行い、核テロが世界の安全保障に対する最も緊急かつ最大の脅威であるとした上で核セキュリティ・サミットの開催が提唱され、国際社会の脅威となり得る核物質の最小化や核セキュリティ強化に向けた取組が各国において促進された。我が国においても、国際的な協力の下での核不拡散・核セキュリティの更なる強化に向けて、核セキュリティ・サミットで採用されたコミュニケに示される活動を推進してきたところである。

現在、ロシアによるウクライナ侵攻は、国際秩序の根幹を揺るがす未曾有の事態として国際社会に大きな脅威をもたらし、世界的に核不拡散・核セキュリティの重要性が再認識されたところである。本梗概では、文部科学省が推進する試験研究炉の核物質最小化に向けた取組や、核不拡散・核セキュリティ分野における研究開発及び人材育成支援の取組について概要を紹介する。

2. 世界の核不拡散・核セキュリティの取組に対する日本の貢献

2.1 地球的規模脅威削減イニシアティブ（GTRI）政策への協力

2004年5月米国エネルギー省長官より、高濃縮ウランがテロリストの手に渡ることを防ぐため、米露起源の高濃縮ウラン燃料等の米露への返還を中心に、国際社会の脅威となり得る核物質及び放射性物質を削減する包括的構想の地球的規模脅威削減イニシアティブ（Global Threat Reduction Initiative; GTRI）政策が提唱された。このGTRI政策には、国内外研究炉燃料の低濃縮化（高濃縮ウラン燃料から低濃縮ウラン燃料への転換）等を含む1978年策定の試験研究炉低濃縮化（RERTR）計画や、低濃縮化を実施（又は約束）した国内外研究炉からの使用済燃料の引取り等を含む1996年策定の外国研究使用済み燃料受入プログラム（FRRSNF-AP）等が組み込まれている[1]。我が国は、国内の試験研究炉で使用されてきた燃料の返還を進め、これらの米国政策へ協力を行っている。

2.2 核セキュリティ・サミットへの貢献

2010年にワシントンで開催された第1回核セキュリティ・サミットにおいて、我が国はアジア諸国を始めとする各国の核セキュリティ強化に貢献するための拠点（現在の日本原子力研究開発機構（JAEA）核不拡散・核セキュリティ総合支援センター（ISCN））を設立すること、並びに、核物質の測定、検知及び核鑑識に係る技術の開発を実施すること等がコミュニケによって示された[2]。その後、2012年にソウルで開催された第2回核セキュリティ・サミットにおいては、ISCNの設立と国際協力、核鑑識や核物質検知等のための技術開発[3]、2014年にハーグで開催された第3回核セキュリティ・サミットではISCNの国際協力、技術開発のほかに高濃縮ウラン燃料の撤去の決定等が示された[4]。さらに、2016年にワシントンで開催された第4回核セキュリティ・サミットにおいては、高速炉臨界実験装置（FCA）からの高濃縮ウラン燃料及び分離プルトニウム燃料の撤去完了、また京都大学臨界集合体実験装置（KUCA）の全ての高濃縮ウラン燃料の撤去を表明するなどの成果が示された[5]。

3. 核物質の最小化に向けた取組

前述のとおり、我が国では米国の核物質削減政策に協力しており、文部科学省が中心となり、次に示す国内研究炉の核燃料物質の撤去を実施してきた。代表的な成果を以下の(1)～(4)に示す。これらのうち東京大学

弥生や国内の他の試験研究炉の燃料返還については、2022 年 5 月の日米共同声明において両首脳により進展を歓迎される[6]とともに、2022 年 9 月の第 66 回 IAEA 総会における一般討論演説では、我が国が東京大学弥生及び京都大学 KUCA の高濃縮ウラン燃料の撤去をはじめ、核物質の最小化に積極的に取り組んでいることや、近畿大学 UTR-KINKI の高濃縮ウラン燃料撤去及び低濃縮化を実施することを決定したことが世界に対して示され、国際社会からの期待及び注目が高まっている[7]。

(1) JAEA 高速炉臨界実験装置（Fast Critical Assembly; FCA）

FCA は高速炉の核特性の研究を目的とする実験装置である。2014 年にハーグで開催された第 3 回核セキュリティ・サミットにおいて全ての高濃縮ウラン燃料及び分離プルトニウム燃料の返還が決定し、2016 年にワシントンで開催された第 4 回核セキュリティ・サミットにおいて燃料の返還完了が表明された[8]。

(2) 東京大学高速中性子源炉弥生 (Fast Neutron Source Reactor “YAYOI”)

弥生は国内の大学で唯一の研究用高速炉である。2011 年 3 月の東日本大震災を契機に停止が判断された後、2018 年第 5 回民生用原子力協力に関する日米二国間委員会において高濃縮ウラン燃料の返還を表明しており、現在までに燃料の返還が完了している[9]。

(3) 京都大学臨界集合体実験装置（Kyoto University Critical Assembly; KUCA）

KUCA は原子炉の核特性に関する基礎研究、開発研究及び教育訓練を行うことを目的とした共同利用研究施設である。2016 年にワシントンで開催された第 4 回核セキュリティ・サミットにおいて全ての高濃縮ウラン燃料の返還と低濃縮化の決定が表明されており、高濃縮ウラン燃料の返還が完了している[10]。

(4) 近畿大学原子炉（University Teaching & Research Reactor – KINKI; UTR-KINKI）

UTR-KINKI は教育、研究及び訓練を行うことを目的とした原子炉である。2022 年 9 月に文部科学省及び米国エネルギー省の間において高濃縮ウラン燃料返還及び低濃縮化を決定した。本決定により、日本国内全ての試験研究炉から高濃縮ウラン燃料の返還が決定したこととなる[11]。

4. 研究開発

JAEA の ISCN が実施する研究開発の概要を以下のとおり紹介する。[12]

はじめに、不正の検出やリアルタイムの高精度な検出を行うための検知技術の高度化として、ISCN は、荷物等に隠匿された核物質を非破壊で検知するための研究開発を実施している。具体的には、ニュースバル放射光施設で純単色ガンマ線を利用した試験を実施するとともに、核共鳴蛍光反応シミュレーションコードを改良することで、核共鳴蛍光による核物質の非破壊検知測定技術を開発している。

次に、外部から中性子を照射し核反応によって生成されるガンマ線などを測定する中性子アクティブ法のうち、中性子源を利用した非破壊測定システム及び中性子共鳴を利用した核物質の非破壊測定技術の開発を実施している。

また、核鑑識技術開発としては、核物質等の不法取引や核・放射線テロ行為の際に押収または採取されることが想定される核物質・汚染試料について、同位体比の違い、精製年代、粒子形状等を同定し、その由来を特定する技術を開発するとともに、核物質及び放射性物質に関する情報基盤の整備や警備側の初動対応検出器等の開発を実施している。

さらに、核セキュリティ事象に係る魅力度評価に係る研究として、核燃料サイクル施設に対する核セキュリティ上の脅威である、核起爆装置及び放射性物質の飛散装置を目的とした盗取、原子力施設の妨害破壊行為に関わり、対象となる核物質・放射性物質の魅力度を評価する手法を開発するとともに、魅力度を削減するための技術の開発を実施している。

加えて、放射線イメージングを用いた広範かつ迅速な核・放射性物質検知技術開発として、大規模イベント等における核テロ行為を未然に防止するため、広範囲での迅速な核・放射性物質の計測技術、放射能マッピング技術及び放射線イメージング技術の開発とともに、核物質検知のための中性子モニタ技術の開発を実施している。

5. 人材育成

前出の ISCN は、核不拡散・核セキュリティに関するアジア初の人材育成支援拠点と位置付けられており、アジア諸国から受講者を受け入れ、研修を通じて本分野の人材育成支援を行っている。また、対象国の管理

監督層及びトレーナー育成に重点を置いたトレーニングを実施して本分野で能力向上を図るとともに、アジア地域における自律的な能力維持向上の仕組みの構築を図っている。さらに、支援対象国の様々なニーズに対して、地域に共通する重要項目に優先順位をつけて効率的に実施するとともに、個別ニーズに応えるために当該国を往訪し現地でトレーニングを開催している。加えて、本分野における世界初の海外向けオンライントレーニングを開発・実施するなど、コロナ禍においても質の高い人材育成支援などを提供している。これらの人材育成支援により、受講者が、各国の核不拡散・核セキュリティ分野における体制整備強化に重要な役割を果たすとともに、アジア地域における関係者の人的ネットワークを構築している。

ISCN は、令和 3 年 10 月に IAEA 協働センターの指定[13]を受け、国際的な存在感や発信力を高めている。令和 4 年 5 月、原子力科学技術委員会核不拡散・核セキュリティ作業部会が取りまとめた「今後の核不拡散・核セキュリティ分野における人材育成について」では、同分野の継続的な教育機会の確保のため、ISCN が大学連携を推進する拠点となること、また、新たな脅威への対応として核物質防護実習フィールドの拡充の必要性等が示されている。昨今の国際情勢等を契機とした緊急的かつ発展的な人材育成支援の提供のため、文部科学省では核物質防護実習フィールドの拡充に着手し、今後はこのフィールドを活用したトレーニングの拡充等、人材育成支援を加速していくこととしている[14]。

6. おわりに

近年、核不拡散・核セキュリティの重要性を主張する機運が高まりつつある一方で、我が国では、核不拡散・核セキュリティ分野の専門人材の高齢化等の理由により、同分野を担う人材の確保及び育成が急務とされている。今後の人材育成支援に当たっては、今回紹介した文部科学省や ISCN の取組のみならず、関連学会、大学、研究機関、民間企業等の幅広いステークホルダーとの横の繋がりを深化した継続的な教育研究機会の確保が重要である。日本原子力学会におかれても、核不拡散・核セキュリティに係る教育や研究開発の推進のため、より一層活発な活動が展開されることを期待している。文部科学省としても、核不拡散・核セキュリティ分野における世界への貢献や国益に資する活動を引き続き積極的に推進していきたい。

参考文献

[1] “Global Threat Reduction Initiative”, International Partners’ Conference, Summary of the Proceedings and Findings Of the Conference, 18-19 September 2004, Vienna, Austria, [2] Nuclear Security Summit, “Communique of the Washington Nuclear Security Summit”, Washington, 2010, [3] Ministry of Foreign Affairs of Japan, “Seoul Nuclear Security Summit”, March 2012, [4] Ministry of Foreign Affairs of Japan, “Disarmament and Non-proliferation, Peaceful Uses of Nuclear Technology, The Hague Nuclear Security Summit”, March 2014, [5] Ministry of Foreign Affairs of Japan, “Disarmament and Non-proliferation, The 2016 Nuclear Security Summit”, April 2016, [6] 日米首脳共同声明, 「自由で開かれた国際秩序の強化」, 2022 年 5 月 23 日, [7] Statement by TAKAICHI Sanae, Minister of State for Science and Technology Policy, Japan at the 66th IAEA General Conference, 26 September 2022 (IAEA HP), [8] 文部科学省, “第 4 回核セキュリティ・サミットについて”, 資料 1, 科学技術・学術審議会, 研究計画・評価分科会, 原子力分野の研究開発に関する委員会, 核不拡散・核セキュリティ作業部会（第 7 回）, 平成 28 年 5 月 30 日, [9] 東京大学プレスリリース, “東京大学原子炉「弥生」の高濃縮ウラン燃料を米国に返還～弥生廃止措置活動の大きな進展～”, 令和 4 年 5 月 24 日, [10] 文部科学省ホームページ, “京都大学臨界集合体実験装置（KUCA）における高濃縮ウラン燃料の米国への撤去が完了しました, 令和 4 年 8 月 10 日, [11] 文部科学省ホームページ, “近畿大学原子炉（UTR-KINKI）の高濃縮ウラン燃料の撤去及び低濃縮化の実施を決定しました”, 令和 4 年 9 月 27 日, [12] 文部科学省, “ISCN の技術開発実施状況について”, 資料 2, 科学技術・学術審議会, 研究計画・評価分科会, 原子力科学技術委員会 核不拡散・核セキュリティ作業部会（第 24 回）, 令和 4 年 5 月 18 日, [13] 原子力機構, ISCN Newsletter No.0300 2021 年 12 月号, [14] 文部科学省, “今後の核不拡散・核セキュリティ分野における人材育成について”, 令和 4 年 6 月 24 日

*Masafumi Sato[1]

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

2023年春の年会

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

試験研究炉の高濃縮ウラン低減と核不拡散

Reduction of Highly Enriched Uranium and Nuclear Nonproliferation for Research Reactors

（２）試験研究炉の低濃縮化に関する取り組みと国際動向

(2) Recent Efforts and International Trends in Reduction of Uranium Enrichment for Research Reactors

*宇根崎 博信[1]
[1]京都大学

1. はじめに

民間部門における核不拡散／核セキュリティ措置の強化としては、規制対応を通じた保障措置や核物質防護措置の強化が継続して進められており、関連した技術開発も活発化している。その一方で、核不拡散や核セキュリティ上のリスクそのものを低減するための措置として、試験研究炉の高濃縮ウラン燃料の撤去と、低濃縮化が実施されている。試験研究炉の高濃縮ウラン燃料の撤去は、我が国の核不拡散／核セキュリテイにとっても定量的かつ具体的な国際的な貢献であり、また、試験研究炉の低濃縮化という炉工学的な観点との繋がりも強い。この発表では、試験研究炉の低濃縮化に関する取り組みと国際動向について、試験研究炉と高濃縮ウラン燃料のつながり、低濃縮化にかかる技術的な論点と、近年における国際動向について概説する。

2. 試験研究炉の低濃縮化：技術的側面

2-1. 試験研究炉と高濃縮ウラン燃料

試験研究炉は文字通り「試験、研究のための原子炉」であり、炉心の特性として、「如何に大量の中性子を安定的に供給できるか」を主眼とした設計が行われている、というのが特徴である。このために、極めて高い出力密度を持った、可能な限り小型の炉心を実現し、炉心の内外で高中性子束場を提供する、という設計が行われている。このような extreme な炉心設計要求を満足するために、高濃縮ウラン（以下「HEU」：大多数は濃縮度 93%）が利用されてきた。

試験研究用原子炉向け HEU は 1960 年代から米国、ソ連が各国に供給し、原子力平和利用と学術研究に供せられていたところ、1980 年代に入り、世界各国に分散された HEU のセキュリティ上の懸念が問題となってきた。HEU は、燃焼した後（U-235 で 25%～70%程度まで）の使用済燃料も「高濃縮ウラン」のままであることから、新燃料のみならず、各国で蓄積された HEU 使用済燃料も核セキュリティー上のリスクが大きい。また、HEU を燃料として用いる試験研究炉を運転するためには、継続した HEU 燃料の供給が必要であり、燃料製造工程を含むサプライチェーン全体で HEU が存在することになる。2017 年のレポートによると、民間部門における世界の HEU 存在量はおよそ 61 トンであり、軍事部門における在庫量と比べると少ないものの、核不拡散、核セキュリティの面で大きなリスクが存在することになる。このことから、米国は、まずは世界中に拡散された試験研究炉用 HEU 燃料を回収し、それと共に、試験研究炉の燃料を濃縮度 20%未満の低濃縮ウラン（以下「LEU」という。）に転換していきたい、という方針を定め、米国 DOE が Foreign Research Reactor Spent Nuclear Fuel (FRR SNF) Acceptance Program というプログラムのもと、条件付きで海外からの HEU 回収を実施してきた。このプログラムは、当初は 1996 年～2006 年の 10 年間（正確には 2006 年 5 月までに照射された使用済燃料を 2009 年 5 月まで引き取り）であったところ、2004 年に期限が延長されて 2016 年まで（引き取り期限は 2019 年）となった（注：我が国は例外的措置としてさらに 10 年間の延長が認められている）。なお、このプログラムに沿った場合、運転継続のためには低濃縮化と HEU 撤去の双方が必要であるが、LEU 化のための運転ライセンス取得が困難な場合、HEU 撤去により運転を休止せざるを得ないケースが生じ、国際的に大きな問題としてユーザー側から米国 DOE 側へ問題提起がなされたという事実もある。

2-2. 試験研究炉の低濃縮化

HEU 燃料の使用を前提として設計された試験研究炉を低濃縮化する際には、炉心設計上様々な制約が生じ

る。LEU 燃料内に（HEU 燃料と）同じ量の U-235 を装荷したとしても、U-238 量も増えるため、臨界性は劣化する（U-238 増による中性子吸収増を相殺するために U-235 量を追加する必要あり）。このため、同じ出力の場合は炉心の中性子束が一般的に低下する。また、U-235 と U-238 が増加するため、中性子スペクトルも変化する。一般論として、低濃縮化によって炉心の中性子利用特性が変化（劣化）することになるが、これは特に高中性子束試験研究炉にとっては致命的なインパクトであり、炉心設計の変更、出力上昇、試験研究設備の設計変更等が必要となる場合がある。このため、LEU 燃料そのものの設計が極めて重要なポイントとなり、試験研究炉の低濃縮化に関する技術開発、国際協力の推進とステークホルダー間の調整を目的として、1978 年に DOE により RERTR (Reduced Enrichment of Research and Test Reactor)プログラムが立ち上げられている。この RERTR プログラムを通じて、現在主流となっているウランシリサイド燃料の実用化と、ウランモリブデン燃料の開発をはじめとした低濃縮化に関する様々な技術開発が進められている。

3. 国際動向

試験研究炉の低濃縮化は先述した FRRSNF Acceptance と RERTR の両プログラムの政策的な流れと同調しており、90 年代後半から 2010 年代の半ばにかけて世界各国の中小型試験研究炉の低濃縮化と HEU 燃料の撤去が進められた。また、2014 年ごろからは、従前の試験研究炉に加えて、臨界集合体や実験用核燃料物質なども HEU 撤去の対象となり、世界的な核セキュリティリスクの軽減に対して一定の成果を挙げたものと考えられる。我が国としても、RERTR プログラムに沿った活動として JRR-3, JRR-4, JMTR, KUR の HEU 使用済燃料、FCA の HEU 及び Pu 燃料、KUCA の HEU 燃料の米国への撤去が成功裡に実現しており、国際的にも高い評価を得ているところである。また、2022 年 9 月には近畿大学研究用原子炉 UTR-KINKI の HEU 撤去と低濃縮化が日米政府間で合意されている。

一方で、超高中性子束の供給や中性子高度利用のための特別な設計を持つハイパフォーマンス炉が米国に５基（ATR、NIST 炉、MITR、MURR、HIFR）、欧州に２基（BR-2、FRM-II）存在するが、これらの炉については、実用化されている LEU 燃料の主流であるウランシリサイド燃料では炉心のパフォーマンスが劣化し、存在意義がなくなる、という点から低濃縮化が未了である。これらの炉には高出力炉も含まれており、燃料の消費量も多いため、米国にある ATR, HIFR, MURR の３基で世界の年間 HEU 供給量の約半分を占めている。これらハイパフォーマンス試験研究炉が低濃縮化されない限り、民間部門において相当量の HEU のサプライチェーンを維持する必要があることから、現在、ウランモリブデン合金を用いた高ウラン密度燃料の開発が継続されているところ、残念ながらその実用化の目処は明確には立っていない。

この点を含めて、試験研究炉の低濃縮化については、米国と欧州ハイパフォーマンス試験研究炉の低濃縮化の状況に加えて、米国 DOE の PRO-X プロジェクトとの関連性、RI 製造（特に医療用 RI）及びサプライチェーンの確保、SMR をはじめとする次世代型発電炉における HALEU 利用との技術的つながりなど、様々な観点から引き続き注視していく必要があろう。

---

*Hironobu Uneski[1]

[1]Kyoto University

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

[2H08-10] Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security for Future Nuclear System

Chair:Yoshiki Kimura(JAEA)

Tue. Mar 14, 2023 2:45 PM - 3:35 PM Room H (13 Bildg.1F 1312)

[2H08] Update of White Papers on Proliferation Resistance and Physical Protection

*Tomooki Shiba[1] (1. JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM

[2H09] Small and medium modular light water reactor with inherent nuclear safety and non-proliferation features-Evaluation of Nuclear Security-

*Natsumi Mitsuboshi[1], Hiroshi Sagara[1] (1. Tokyo Tech)

3:00 PM - 3:15 PM

[2H10] Feasibility on offshore floating nuclear power plant in terms of 3S characteristics (1) The behavior of hyper-velocity jet in the water generated by shaped charge

*Daisuke Hara[1], Hiroshi Sagara[1] (1. Tokyo Institute of Technology)

3:15 PM - 3:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

核拡散抵抗性・核物質防護ワーキンググループ白書の改定

Update of White Papers on Proliferation Resistance and Physical Protection

*芝 知宙
原子力機構

第 4 世代原子力システム国際フォーラム（GIF）が選定した 6 炉型の核拡散抵抗性（PR）および核物質防護（PP）に関する白書の改定作業が進んでいる。その概要について説明する。

キーワード：第 4 世代原子力システム国際フォーラム，核拡散抵抗性・核物質防護ワーキンググループ

1. 概要

GIF の選定した 6 炉型の第 4 世代原子力システムの実現可能性と性能を検証するための研究が世界中で進んでいる。その試みの中で、核拡散抵抗性・核物質防護（PRPP）は GIF の中核的な目標である。PRPP ワーキンググループ（WG）は、ガス冷却高速炉、鉛冷却高速炉、溶融塩炉（MSR; 液体燃料及び固体燃料）、超臨界圧水冷却炉（圧力容器方式及び圧力管方式）、ナトリウム冷却高速炉（ループ型及びタンク型）、超高温ガス炉（VHTR; ペブルベッド燃料及びブロック燃料）の 6 炉型の設計概念に関する白書の更新を現在行っている [1]。各設計オプションについて、PRPP 白書は仮想敵対者のターゲットと適用可能な保障措置及び核物質防護方策に関するシステム要素を特定し、現在入手可能な最新の設計技術情報を用いて、脅威に対するシステムの応答を評価している。PR の脅威としては、特殊核分裂性物質の転用や秘密裏の生産、ブレークアウト・シナリオにおける原子力システムの使用などが含まれる。PP の脅威には、核爆発装置や放射性物質拡散装置に使われる物質の盗取、原子力施設における妨害破壊行為がある。本白書は、6 炉型のシステム運営委員会と共同で改定作業が行われ、各原子力システムが PR や PP の脅威に対して非常に魅力的でなく、核拡散や核テロのパスウェイを考慮した際に最も望ましくないルートとなる技術的特徴を解明し、PRPP を強化するために役立つ。この作業は、2011 年の初版の白書を更新し、一般に公開することを目標としている（2022 年 12 月時点で MSR を除く 5 炉型で公開済）。今回の改定に際し、PRPP WG は全炉型に共通する白書のテンプレートを作成し、相互の整合性を図った。すべての炉型を横断する PRPP 特性を評価するクロスカット白書も開発中である。なお、日本は VHTR の改定を担当した。

先進炉設計者は、システム設計における PRPP 検討の出発点として本白書を利用することができる。設計固有の特徴を生かすとともに、将来的にコストのかかるシステム改造を回避することができる。設計の早期段階に本白書を用いて PRPP 特性を検討することにより、費用対効果の高い商用原子力システムを開発するのを助ける。

本発表では、高温ガス炉の白書に焦点を当てながら、白書の概要について説明する。

参考文献

[1] https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9365/pr-pp

---

*Tomooki Shiba
JAEA

高い固有安全・核不拡散性を有する中小型軽水炉の研究-核セキュリティ性の評価-

Small and medium modular light water reactor with inherent nuclear safety and non-proliferation features
-Evaluation of Nuclear Security-

*三星 夏海[1]，相楽 洋[1]
[1]東京工業大学

本研究は、中小型軽水炉システムに対して、核セキュリティ性を評価し中小型炉特有の課題を明らかにした。

キーワード：中小型炉，核不拡散，核セキュリティ，事故耐性燃料，ケイ化物燃料

1. 緒言

中小型炉には大型炉同様に燃料交換を実施するデザインや、長期間燃料交換を行わず、燃料を装荷したまま原子炉を燃料交換施設に輸送するデザイン（可搬型炉）がある。可搬型炉に対しては、核燃料が装荷された原子炉そのものへの妨害破壊行為といった、これまでにない核セキュリティ上の検討課題が生じる。本研究では、U ケイ化物燃料を装荷した中小型炉軽水炉の妨害破壊行為に対する枢要区域及び設備を選定する。

2. 評価手法

妨害破壊行為は、直接核燃料物質を破壊し、高放射線影響をもたらす直接妨害破壊行為と、意図的な炉心損傷事故などにより間接的に高放射線影響をもたらす間接妨害破壊行為に分けられる。これらの行為に対して防護すべき区域や設備としてそれぞれ枢要区域、枢要設備が設定されている。本評価では、U ケイ化物燃料を装荷した中小型 PWR（熱出力 160 MW×12 基）を評価対象とし、枢要設備の選定に IAEA による枢要区域選定手法[1]を参照する（**図 1**）。対象とする中小型 PWR は受動的に崩壊熱を除去する崩壊熱除去システム（DHRS）と非常用冷却システム（ECCS）を有する。主要な事故事象を初期事象として炉心損傷を引き起こす経路評価[2]に基づき、新たに妨害破壊行為を想定したイベントツリー評価を行う。

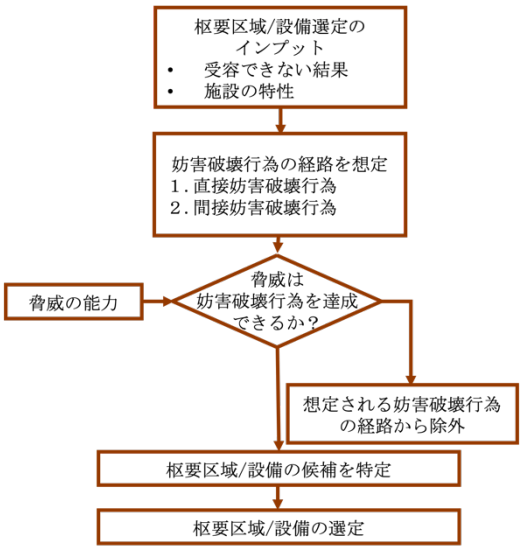


図 1　枢要区域/設備の選定フロー[1]

3. 結果

妨害破壊行為に対して最も脆弱な経路は、「電源設備を破壊し、原子炉プールの破壊により DHRS 及び ECCS による崩壊熱除去機能を同時に喪失させる」経路であると評価された。また、枢要設備として、「電源設備、原子炉プール、中央制御室、2 次冷却系、化学体積制御系」が選定され、炉心損傷を引き起こすためには、2 つ以上の設備の機能を同時に喪失させる必要があり、固有安全性強化により、間接妨害破壊行為に対する堅牢性は大幅に強化されることを明らかにした。また、原子炉プールを複数ユニットで共有することによりシステムの簡素化が図られる一方、複数ユニットに対する共通起因事象ともなりうる中小型モジュラー炉特有の課題を見出した。さらに、U ケイ化物燃料の装荷により安全-セキュリティの複合事象においても、事故遅延効果が期待できる。

4. 結論

U ケイ化物燃料を装荷した中小型炉軽水炉の妨害破壊行為に対する枢要区域及び設備を選定し、固有安全性強化により間接妨害破壊行為に対する堅牢性が強化される一方、システム簡素化による課題を見出した。

参考文献

[1] IAEA, NSS-No.16, 2011.　[2] NuScale Standard Plant Design Certification Application Chapter19 Revision 5, 2020.

*Natsumi Mitsuboshi[1], Hiroshi Sagara[1]
[1]Tokyo Institute of Technology

浮体式洋上原子力発電所の 3S 特性と実現可能性
(1)Shaped Charge による生成超高速ジェットの水中挙動の解明

Feasibility on offshore floating nuclear power plant in terms of 3S characteristics

(1) The behavior of hyper-velocity jet in the water generated by shaped charge

*原 大輔[1], 相楽 洋[1]

[1] 東京工業大学

本研究では、浮体式洋上原子力発電所の核セキュリティ上重要な項目のうち、水中での Shaped Charge(成型炸薬)による生成超高速ジェットの挙動を解明する。

キーワード：浮体式洋上原子力発電所, 核セキュリティ, 物理的防護, 成型炸薬, Shaped Charge

1. 緒言

浮体式洋上原子力発電所(OFNP)は、原子炉と石油産業の浮体式構造物という既存技術の融合として提案されており、福島第一原子力発電所事故の教訓である地震・津波、除熱機能喪失および住民避難に対する大幅なリスク低減等の長所が期待される[1][2]。一方で、洋上特有の核不拡散・核セキュリティ上のリスクとして、数 km/sec を超え機械的強度が無視される超高速ジェットといった新たな脅威への対応が重要である。本研究では OFNP の核セキュリティ上重要な Shaped Charge による生成超高速ジェットの水中挙動を解明する。

2. 研究手法

原らは既に、陸上と異なる点に着目し、OFNP で新たに考慮すべき核セキュリティ上の代表的な脅威の手段を整理しており、水中からの脅威の手段として魚雷等の超高速ジェットを選定した(表 1) [3]。その対策としては、水中ネットなどの物理的防護により、意図的に爆発時の進行方向をずらすことや早期爆発させることが考えられる(図 1)。本研究では、一般的な Shaped Charge や周囲の水・空気を模擬し、Ansys-Autodyn コードによる解析を用いた。

表 1 脅威の手段の分類[3]

	地上	水上	水中
テロリスト・非国家主体	✓直接的な攻撃 ➢地上攻撃 ➢自殺爆撃 1. トラック 2. 航空機/ドローン ➢スタンドオフ型攻撃 ✓インフラへの攻撃 →陸上のNPPの検討されており、OFNPは十分な隔離距離があるため検討不要	✓直接的な攻撃 A ➢船舶移乗 タイムライン評価 ➢自殺爆撃 1. 高速ボート 2. ダイバー C 3. 航空機 衝突評価 4. ドローン爆撃 B ➢スタンドオフ型攻撃 1. 小型ボート 2. 陸上式 D ➢船舶衝突 ✓インフラへの攻撃	✓直接的な攻撃 ➢自殺爆撃 B ➢魚雷 1. 空中発射 2. 潜水艦発射 ➢ダイバー ✓インフラへの攻撃

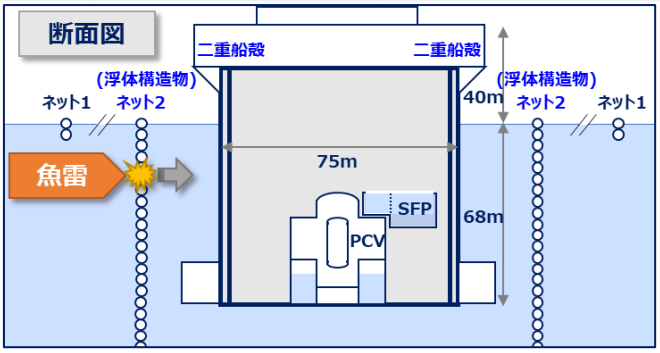


図 1 OFNP の水中脅威に対する防護断面図

3. 結果

Shaped Charge による超高速ジェットは、生成地点からの距離に応じて、水中で速度が減衰し、数百 m/sec 程度の通常の機械的強度が保たれる速度まで低下することが確認された。気中と比較すると、水による抵抗が非常に大きく、水中における防護対策として、水中ネットなどによる早期爆発は非常に有効であることを確認した。

4. 結言

Shaped Charge による生成超高速ジェットの水中挙動として、ジェットの進行距離と速度の関係性を明らかにした。今後、魚雷以外の OFNP に対する核セキュリティ上の代表的な脅威の手段について議論する。

参考文献 [1] J. Buongiorno et al., NT Vol 194 1-14 [2] COCN, 2021 年度報告 [3] D. Hara et al, INMMJ 2023 年次大会

*Daisuke Hara[1], Hiroshi Sagara[1]

[1]Tokyo Tech

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

[2H11-14] Physical Protection

Chair:Hori Masato(JAEA)

Tue. Mar 14, 2023 3:35 PM - 4:40 PM Room H (13 Bildg.1F 1312)

[2H11] Mechanization in controlled area entry verification

*masayuki narita[1], tomobu shibano[1], junichi taira[1] (1. Tokyo electric power company holdings Kashiwazaki-Kariwa nuclear power plant)

3:35 PM - 3:50 PM

[2H12] Design of a virtual cyber physical system for simulating cyber-attacks on nuclear facilities

*YUE XIAO[1], FEIYAN DONG[1], SHI CHEN[1], KAZUYUKI DEMACHI[1] (1. UTokyo)

3:50 PM - 4:05 PM

[2H13] Game Engine Based Data Augmentation for Malicious Behaviors Identification in Nuclear Security

*Xingyu Song[1], Zhan Li[1], Shi Chen[1], Kazuyuki Demachi[1] (1. UTokyo)

4:05 PM - 4:20 PM

[2H14] Temporal scene graph based action sequence analysis for malicious behaviors identification in nuclear security

*ZHAN LI[1], XINGYU SONG[1], SHI CHEN[1], KAZUYUKI DEMACHI[1] (1. UTokyo)

4:20 PM - 4:35 PM

©Atomic Energy Society of Japan

管理区域立入照合における機械化

Mechanization in controlled area on-site verification

*成田　真之，吉田　武史，平　純一，中澤　勝，遠藤　祐介，柴野　智武
東京電力ホールディングス，柏崎刈羽原子力発電所

抄録
原子力発電所管理区域の入域に際しては、目視による照合確認を実施していたが機械による照合システムを導入することにより人為的ミス防止、照合時間効率化などを図った。

キーワード：管理区域入域、照合ミス防止

1. 緒言

柏崎刈羽原子力発電所の管理区域入域は、放射線防護教育を受け、許可された者に発行されるＩＤカードと本人照合を当社が委託する監視員の照合に合致した者のみを入域許可していた。

監視員照合は、長時間多数の入域者の照合を実施することから人為的ミスの恐れのある状況にあった。入域者照合の照合ミス防止の観点から機械化による自動照合確認を検討した結果、顔認証ゲート方式による本人照合で短時間且つ正確に判断することに成功した。合わせて、照合時間の効率化が図れた。

2. 設計検討

柏崎刈羽原子力発電所は、法令，保安規定に基づき許可していない者を管理区域に立入らせない措置を講じることを決めている。これまでは、監視員による目視による確認を実施していたが照合ミスの可能性がある状態にあった。また、大きな問題としてＩＤカードと本人照合時にＩＤカードを収納する透明袋に劣化が生じている場合が多く、視認性が悪いことから照合に時間を要する問題があった。これらを解決すべく検討を実施した。

検討を進める中で個々の照合が必須であったことから駅改札口の様に個々が保有するＩＤカードと本人照合が可能に出来る顔認証器及びゲートを選定し、顔認証器とゲートを連動した仕組を構築することを検討結果とした。顔認証器とゲートを連動させるには、顔認証器から発する信号をゲート側受信しゲート開放を行うための接続部に Internet of Things（IoT）を使用する連結設計とした。

本人が保有するＩＤカードと本人照合により管理区域への入域を許可する仕組を構築するにあたり、ＩＤカード内情報の氏名・顔写真・個人ＩＤ情報を予め顔認証器へ転送する設計とした。

3. 照合精度

柏崎刈羽原子力発電所が制定する保安規定及び法令に準拠する顔認証ゲート採用により、人為的照合ミス撲滅に大きく起因した。

顔認証器は、ＩＤカード内情報の顔写真（２Ｄ）を顔認証器赤外線３Ｄスキャンにより顔写真登録データを３Ｄ認証変換によって高セキュリティ認証となる。これまで認証時間 3.8 秒要していたが顔認証ゲート導入により約 1.7 倍の時間短縮に繋がり非接触型装置採用により昨今の COVID-19 対策も講じることができた。

所内ネットワークを利用し顔認証ゲートに予めＩＤカード内情報を登録することでよりスムーズな時間短縮に繋げることに成功した。

---

*Masayuki Narita[1], Takeshi Yoshida[1] , Junichi Taira[1],Masaru Nakazawa[1], Yusuke Endo[1], and Tomobu Shibano[1]

[1]Tokyo electric power company holdings Kashiwazaki-kariwa nuclear power plant

Design of a virtual cyber physical system for simulating cyber-attacks on nuclear facilities

*Yue Xiao[1], Feiyan Dong[1], Shi Chen[1] and Kazuyuki Demachi[1]
[1]The University of Tokyo

Given the difficulty of deep learning models training due to the lack of cyber-attacks data on nuclear facilities, we design a virtual cyber physical system (CPS) to simulate cyber-attacks and generate cyber-attack datasets. With hacking the virtual CPS and network traffic monitoring allows flexible generation of cyber-attack datasets.

Keywords: nuclear security, cyber physical system (CPS), cyber security

1. Introduction

With the increasing adoption of digital instrument and control systems in nuclear facilities, cyber-attacks pose serious threats and bring a new issue to nuclear security. To this end, we introduce deep learning-based time series analysis to detect cyber-attacks on nuclear facilities. Due to the insufficient cyber-attacks data on nuclear facilities, we design a virtual cyber physical system (CPS) to simulate cyber-attacks and generate cyber-attack datasets.

2. Methodology

As demonstrated in Figure 1, the virtual CPS deploys a workstation, the human machine interface (HMI), programmable logic controller (PLC) and controlled devices connected via Modbus/TCP protocol to simulate the control processes in nuclear facilities. In particular, we simulate the PLC on a Raspberry Pi by *OpenPLC* software [1]. The current simulation of cyber-attacks focus on the Modbus Attack targeting the PLC. In this regard, we simulate hacking a PLC through a local area network (LAN) to cause confusions, thereby collecting Modbus/TCP network traffic data on the attacked PLC device to generate the dataset.

As a preliminary exploration, we performed an hour of simulation with multiple attacks on the built virtual CPS and generated the dataset. As visualized in Figure 2, the generated dataset contains 7,168 samples of data with the features including time, source & destination address, length, function code, et al. The IP address and the function code are used to label attack and normal data.

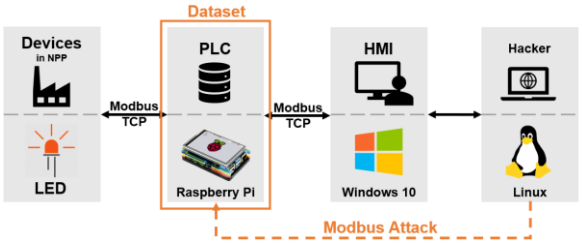


Figure 1: Overview of the built virtual CPS

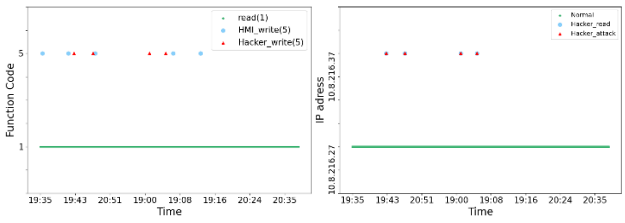


Figure 2: Visualization of the generated dataset.

3. Conclusion

This simulation imitates a real cyber-attack activity that could happen in nuclear facilities. Moreover, the design of virtual CPS allows flexible generation of extensive cyber-attacks datasets, which has significant benefits for further evaluation of the design of cyber security systems for nuclear facilities.

References

[1] https://openplcproject.com/

Game Engine Based Data Augmentation for Malicious Behaviors Identification in Nuclear Security

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

Abstract: We propose to carry out data augmentation with game engine to obtain datasets of nuclear security behaviors. We customize maps and characters in the adopted game engine to simulate scenarios nuclear facilities may facing, recording by the in-game camera in arbitrary distance and angle.

Keywords: Nuclear security, Malicious behaviors identification, Deep learning, Game engine

1. Introduction

Nuclear security is potentially seriously compromised by external and internal threats to nuclear facilities. However, commonly employed detection systems rely on manual monitoring and extensive sensor deployment, which is time-consuming and costly. To this end, we have introduced deep learning for vision-based automatic malicious behaviors identification in our previous work. Given that existing benchmark datasets using for deep learning model training lack actions and characters related to nuclear security, we propose to carry out data augmentation with game engine.

2. Methodology

To simulate the environment of nuclear facilities, we build a virtual nuclear power plant (NPP) equipped with physical protection (see Figure 1) in the game GTA-V [1] using CodeWorker [2], which is a 3D map editor to customize the buildings, facilities, and interiors (see Figure 2). In addition, to simulate different character behaviors in the built virtual NPP, we adopt an in-game modification plugin called ScriptHookV [3] to customize the appearance and behavioral style, including walking, standing, and running. Videos of such characters' behaviors are recorded through in-game adjustable camera. The angle, direction, position, and distance of camera can be modified freely, to obtain the view of behaviors in arbitrary perspective.

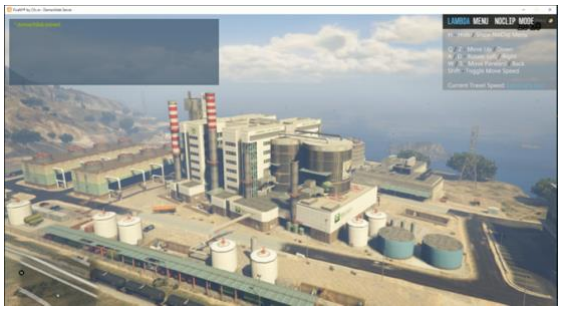


Figure1: Overview of the built virtual NPP

Figure2: Sample of CodeWorker

3. Conclusion

We have presented a data augmentation approach that simulates the environment of nuclear facilities by customizing maps and characters in in the game engine and using in-game camera to collect videos in arbitrary view.

References

[1] https://www.rockstargames.com/jp/gta-v
[2] https://github.com/dexyfex/CodeWalker
[3] http://www.dev-c.com/gtav/scripthookv/

Temporal scene graph based action sequence analysis for malicious behaviors identification in nuclear security

Zhan Li*, Xingyu Song, Shi Chen, Kazuyuki Demachi
The University of Tokyo

Abstract: A novel framework is proposed to perform comprehensive human action sequences analysis in nuclear security. First, we employ deep learning-based action recognition model and object detection model to obtain temporal actions and human-object actions, respectively. Subsequently, the human action sequences are structured as temporal scene graphs for malicious identification and visualized for secondary verification.
Key words: nuclear security; action sequence analysis; deep learning; temporal scene graphs

1. Introduction

Intrusion and sabotage to nuclear facilities pose serious consequences to society, to which the protection against malicious behaviors is critical. However, commonly employed malicious behaviors identification approaches in nuclear security are incomprehensive, since the sequential and pairing relationships of actions are not well investigated. To this end, we propose a framework to perform comprehensive action sequences analysis for malicious behaviors identification.

2. Methodology

The proposed framework is shown in Fig.1. First, visual information of input frame sequences, i.e., bounding box of objects and skeleton points of humans, is extracted using deep learning-based object detection and pose estimation models [1]. Subsequently, human action sequences are generated from extracted visual information, for which we adopt deep-learning based action recognition model to obtain temporal actions and apply human-object interaction analysis to obtain human-object interaction actions. After that, action sequences are structured as temporal scene graphs. Finally, malicious behaviors identification is performed.

3. Conclusion

As demonstrated in Fig.2, with the implementation of the proposed approach, a preliminarily identification of malicious behaviors in four scenarios, i.e., normal status, fence climbing, weapons holding, wire net cutting, has been conducted.

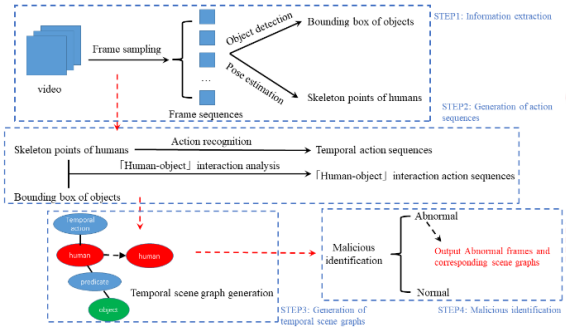


Fig.1 The proposed framework

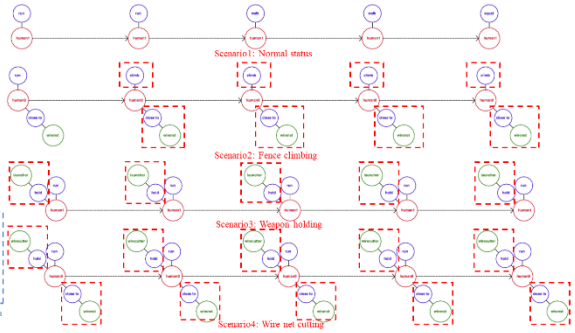


Fig.2 Visualization of the identification results

References

[1] Chen S., Demachi K., 2021. Towards on-site hazards identification of improper use of personal protective equipment using deep learning-based geometric relationships and hierarchical scene graph. Automation in Construction 125, 103619.

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

[2H15-17] Nuclear Detection and Nuclear Forensics

Chair:Tomooki Shiba(JAEA)

Tue. Mar 14, 2023 4:40 PM - 5:30 PM Room H (13 Bildg.1F 1312)

[2H15] Improvement of a low-cost and transportable device for detecting nuclear materials

*Masao Komeda[1], Yosuke Toh[1], Kosuke Tanabe[2] (1. JAEA, 2. NRIPS)

4:40 PM - 4:55 PM

[2H16] Development of Gamma-ray Source Location Estimation Technology by Using Voxel-Type Detector Module

*Yoshiki Kimura[1], Tohn Takahashi[1] (1. JAEA)

4:55 PM - 5:10 PM

[2H17] The Evaluation of Nuclear Forensics Analytical Capability in the 7th Collaborative Materials Exercise of the Nuclear Forensics (CMX-7)

*Yoshiki Matsui[1], Yoshiki Kimura[1], Yuji Umino[1], Masaharu Hosoi[1], Tetsuya Matsumoto[1], Nobuo Shinohara[1], Hitoshi Yamazaki[1], Tomoki Yamaguchi[1] (1. JAEA)

5:10 PM - 5:25 PM

©Atomic Energy Society of Japan

低コスト可搬型核物質検知装置の高度化

Improvement of a low-cost and transportable device for detecting nuclear materials

*米田 政夫[1]，藤 暢輔[1]，田辺 鴻典[2]

[1]原子力機構，[2]科警研

アクティブ中性子法の一つである回転照射法は、低コスト化と小型化が期待できるため、核セキュリティ用の核物質検知法として有望である。実用化研究の一環として、回転照射法を用いた低コスト可搬型核物質検知装置を開発した。本発表では、装置の概要及び核物質検知実験の結果等について報告する。

キーワード：アクティブ中性子法、非破壊測定装置、核物質、低コスト、可搬型、水チェレンコフ光検出器、核セキュリティ

１．緒言

核物質を用いたテロは社会に甚大な影響を与えるものとして深く憂慮されており、核物質検知装置の重要性が高まっている。アクティブ中性子法は、中性子を照射して核物質の核分裂反応で発生する核分裂中性子を測定することで核物質検知を行う。この手法は高感度であるが、装置が高価で大型であるため、核物質検知装置としては全く普及していない。そのため、低コストで可搬性を有するアクティブ中性子法の開発に取り組んできた。開発した新しいアクティブ中性子法である回転照射法は、円盤に乗せた中性子線源を高速回転させて照射するものであり、従来の加速器を用いた手法に比べて装置の大幅な低コスト化と小型化(可搬型)を実現できる。これまでの研究では、回転照射法の原理実証実験及び低コスト中性子検出器の開発を行った。今回、実用化研究の一環として検知性能及び利便性の向上を目指し、新たな回転照射装置の開発を行った。

２．新型回転照射装置

回転照射法は、核物質の核分裂反応が速度の遅い熱中性子で起こり易いことを利用している。熱中性子による核分裂反応で生じる核分裂中性子は、線源からの中性子に対して遅れるため、中性子線源を乗せた円盤の回転速度を低速と高速の 2 通りで測定を行うと、両者の中性子カウントの時間分布に差が生じ、核物質を検知することができる。このとき、線源の移動速度が速くなるほど、核物質の検知性能が向上する。今回開発した回転照射装置（右図）は、従来機に比べて線源の回転半径を 15cm から 20cm に、回転速度を 4000 回転から 5000 回転に上げることで約 2 倍の移動速度を実現した。また、折り畳み型の固定脚の採用や本体構造のコンパクト化によって可搬性の向上も達成した。

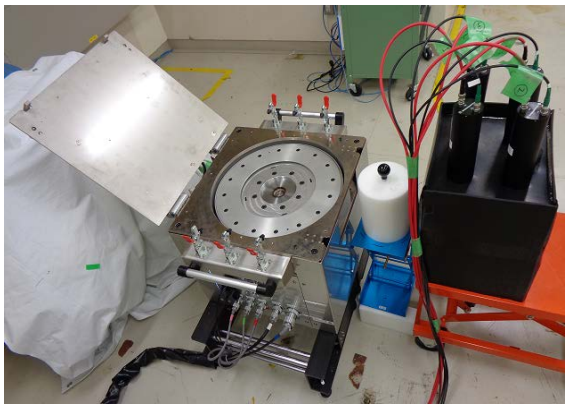


図　低コスト可搬型核物質検知装置：寸法：50×80×70cm(回転照射装置)、30×25×30cm(水チェレンコフ光検出器)、円筒容器(白色)は測定対象物。

３．結言

新たに開発した回転照射装置とこれまでに開発してきた水チェレンコフ光検出器と組み合わせることで低コスト可搬型核物質検知装置（上図）を構成した。本装置を用いて原子力機構 NUCEF において核物質の検知実験を行い、プルトニウム 7g の検知に成功した。本発表では、開発した回転照射装置の概要及び実験結果等について報告する。

---

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

[1]JAEA, [2]NRIPS

ボクセル型検出器モジュールによるガンマ線源の位置推定技術開発
-ボクセル型検出器モジュールを対象とした線源位置推定アルゴリズムの検討-

Development of Gamma-ray Source Location Estimation Technology by Using Voxel-Type Detector Module
-Study of source location estimation algorithms for voxel-type detector modules-

*木村 祥紀[1]，高橋 時音[1]
[1]日本原子力研究開発機構

本研究では、方向感度型ガンマ線検知装置の開発を最終目標とした、ボクセル型検出器モジュールによる新しいガンマ線源位置推定技術に関する基礎研究を進めている。 本発表では、ボクセル型検出器モジュールを対象としたガンマ線源位置推定アルゴリズムの検討とその有効性の検証結果、本研究の今後の展望を報告する。

キーワード：核セキュリティ，線源位置推定，ボクセル型検出器

1. 緒言

大規模公共行事等における核セキュリティでは、異常な放射線を即時に検知し、その発生源を迅速・正確に特定することが必要不可欠となる。異常な放射線源の特定は放射線サーベイによって行われることが一般的だが、近年はガンマカメラなどの放射線源のイメージング技術を適用することも検討されている。本研究では、異常な放射線発生源位置の迅速な特定に資する方向感度型ガンマ線検知装置の開発を最終目標とした、ボクセル型検出器モジュールによる新しい線源位置推定技術の基礎研究を進めている[1]。

2. 手法

モンテカルロシミュレーションにより構築した応答関数ライブラリと測定データを直接比較することで、ガンマ線源の立体角方向及び距離を自動的に推定するアルゴリズムを開発した。本アルゴリズムでは、ボクセル型モジュールの各検出器チャンネルにおける測定スペクトルから最大計数ピークを検出し、線源位置の推定に利用するエネルギー領域（ROI）を自動的に決定する。その後、測定データ及びライブラリデータそれぞれについて各チャンネルにおける ROI 計数の相対値を算出し、それらを比較することで立体角方向と距離を推定する。ライブラリと測定データの比較においては、kNN 法に基づく最近傍点探索アルゴリズムを使用した。

3. 結果と今後の課題

CsI(Tl)検出器で構成されるボクセル型モジュールによる ^{137}Cs と ^{60}Co 線源の位置推定に関して、シミュレーションにより作成した仮想的な測定データを用いてアルゴリズムの性能を検証した。その結果、^{137}Cs 線源の位置に関しては高い精度でその立体角方向を推定できることを確認した。また、その距離についても一定の範囲において高い精度で推定が可能であり、モジュールにおける検出器チャンネル間の距離を離すことでこの範囲が増加することも確認した。標準線源を実際に測定したデータに対してもアルゴリズムを試験的に適用したが、性能を議論するにはデータが不足しており、今後さらなる試験の実施が必要である。また本研究ではガンマ線源の立体角方向と距離を推定する技術の開発を目標としているが、性能を評価するための尺度や基準に関しても検討が必要であると考えられる。

参考文献

[1] 木村祥紀, 高橋時音, 日本原子力学会 2022 年春の年会.

---

*Yoshiki Kimura[1] and Tohn Takahashi[1]
[1]JAEA

第 7 回核鑑識共同試料分析演習(CMX-7)における核鑑識分析能力の評価

The Evaluation of Nuclear Forensics Analytical Capability in the 7th Collaborative Materials Exercise of the Nuclear Forensics (CMX-7)

*松井 芳樹[1],木村 祥紀[1],海野 勇次[1※],細井 雅春[1※],松本 哲也[1※],篠原 伸夫[1],山崎 斉[1],山口 知輝[1]
[1]日本原子力研究開発機構(JAEA)

The Integrated Support Center for Nuclear Nonproliferation and Nuclear Security (ISCN) of the JAEA participated in the 7th Collaborative Materials Exercise (CMX-7) this time. This paper reports the experience of the exercise, and discusses nuclear forensics analytical capability of the ISCN based on the review of the exercise.

キーワード：核セキュリティ、核鑑識

1. 緒言

JAEA の核不拡散・核セキュリティ総合支援センター(ISCN)では、核・放射性物質の起源等の特定を目的とした核鑑識に関する技術開発を行っている。核鑑識についての情報共有及び分析技術の向上を目的として、核鑑識国際技術ワーキンググループ(ITWG)が主催する共同試料分析演習(CMX)が定期的に開催されている。

本稿では、第 7 回目の演習となる CMX-7 について、ISCN における本演習の分析結果等の概要を紹介するとともに、演習終了後のレビューを踏まえた ISCN の分析能力に関わる評価と今後の課題を報告する。

2. 演習の概要及び ISCN の分析について

CMX では核鑑識の適用が必要となる仮想的な事案(核物質の不法移転)シナリオのもと、押収された証拠として核物質試料(CMX-7 では劣化ウラン)が配布され、各参加者が核鑑識分析を実施する。分析結果は、IAEA の核鑑識ガイドライン[1]で推奨されているタイムフレーム(試料受取から 24 時間、1 週間、2 か月)に従って報告を行う。基本的には 24 時間及び 1 週間報告で試料の物理的特性(質量と色など)と短時間で測定が可能な非破壊分析の結果、2 か月報告で破壊分析の結果と最終的なデータの解釈について報告する流れとなる。例えば、ISCN では 2 か月報告として表面電離型質量分析計(TIMS)によるウラン同位体比分析及びウラン年代測定と、誘導結合プラズマ質量分析装置(ICP-MS)による微量元素分析の結果を報告している。

3. 分析能力に関わる評価と今後の課題

ISCN によるウラン同位体比及び微量元素分析については非常に良い結果が得られていた一方で、ウラン年代測定については全体平均から大きく外れる結果であった。短時間(24 時間及び 1 週間)で報告可能な測定手法の拡充とともに、年代測定の精度向上が ISCN の核鑑識分析における今後の課題である。

参考文献

[1] International Atomic Energy Agency, Nuclear Forensics in Support of Investigations, IAEA Nuclear Security Series No. 2-G (Rev. 1), IAEA, Vienna (2015)

---

*Yoshiki Matsui[1], Yoshiki Kimura[1], Yuji Umino[1], Masaharu Hosoi[1], Tetsuya Matsumoto[1], Nobuo Shinohara[1], Hitoshi Yamazaki[1] and Tomoki Yamaguchi[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA)
※海野及び細井は検査開発株式会社、松本は有限会社アユーからの派遣職員である。

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

[2I01-05] Waste Management 1

Chair:Tsuyoshi Usami(CRIEPI)

Tue. Mar 14, 2023 9:30 AM - 10:50 AM Room I (13 Bildg.1F 1313)

[2I01] α-emitting nuclides analysis of the stagnant water including sediments in Fukushima Daiichi NPS

Kazuki Ouchi[1], *Toshitaka Oka[1], Takumi Yomogida[1], Shiori Morii[1], Yoshihiro Kitatsuji[1], Yoshikazu Koma[1], Katsuhiro Konno[2] (1. JAEA, 2. TEPCO HD)

9:30 AM - 9:45 AM

[2I02] α-emitting nuclides analysis of the stagnant water including sediments in Fukushima Daiichi NPS

*Takumi Yomogida[1], Kazuki Ouchi[1], Shiori Morii[1], Toshitaka Oka[1], Yoshihiro Kitatsuji[1], Yoshikazu Koma[1], Katuhiro Konno[2] (1. JAEA, 2. TEPCO HD)

9:45 AM - 10:00 AM

[2I03] α-emitting nuclides analysis of the stagnant water including sediments in Fukushima Daiichi NPS

*Akane Usui[1], Yukako Yamaguchi[1], Yoshihiro Sekio[1], Koji Maeda[1], Yoshikazu Koma[1], Katsuhiro Konno[2] (1. JAEA, 2. TEPCO HD)

10:00 AM - 10:15 AM

[2I04] α-emitting nuclides analysis of the stagnant water including sediments in Fukushima Daiichi NPS

*Kazuki Ouchi[1], Masami Nakada[1], Takumi Yomogida[1], Toshitaka Oka[1], Yoshikazu Koma[1], Yoshihiro Kitatsuji[1] (1. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM

[2I05] α-emitting nuclides analysis of the stagnant water including sediments in Fukushima Daiichi NPS

*Ayako Nitta[1,2], Hiroshi Hinai[1,2], Shinichi Kitawaki[1,2], Yoshikazu Koma[1,2] (1. JAEA, 2. IRID)

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

福島第一原子力発電所で採取された固形分を含む滞留水のα核種分析 （1）3号機滞留水のα核種分析

α-emitting nuclides analysis of the stagnant water including sediments in Fukushima Daiichi NPS
(1) α-emitting nuclides in the stagnant water at the unit 3 reactor of Fukushima Daiichi NPS

大内 和希[1]，*岡 壽崇[1]，蓬田 匠[1]，森井 志織[1]，北辻 章浩[1]，駒 義和[1]，今野 勝弘[2]
[1]JAEA，[2]東電 HD

福島第一原子力発電所3号機の原子炉建屋滞留水をろ過により粒径ごとに分級し，固形分とろ液中のUおよびNp 濃度をICP-MSで調べた。どちらの核種も大部分は10 μm以上の大きな分級試料に確認され，一部は0.02 μm 以下の微細粒子もしくはイオン状で滞留水中に存在することなどがわかった。

キーワード：福島第一原子力発電所，滞留水，ICP-MS，微粒子

1. 緒言

福島第一原子力発電所原子炉建屋で採取された滞留水中には比較的高い濃度のα核種が検出されている。α核種を含む滞留水処理を円滑に進めるため，滞留水中の固形分に含まれるα核種の粒径･化学状態の把握を進めている [1]。3号機原子炉建屋地下室で採取された固形分を含む滞留水中のα核種の存在形態を明らかにするため，固形分を粒径ごとに分級，各粒子サイズ分画に含まれるUおよびNpの定量を行った。

2. 実験

3号機主蒸気隔離弁（MSIV）室で採取した滞留水を孔径10 μm，1 μm，0.1 μmおよび0.02 μmのフィルタの順にろ過した。固形分とろ液に含まれるα核種は硝酸－過酸化水素水溶液を添加し加熱溶解した。溶解した試料溶液をUTEVA-Resinカラムに通液してUとNpを分離，回収した溶出液を乾固直前まで加熱し0.32 M硝酸で再溶解してICP-MS測定溶液とした。

3. 結果と考察

滞留水の分級前スクリーニング分析では，主要成分としてFeやUなどが検出された。分級後の結果は，試料全体には8752 ppbのUが存在し，分級に基づく分布は>10 μm（割合 99.8%，U-235/U-238 同位体比 1.96 wt%），1 μm–10 μm（0.02 %，1.85 wt%），0.1 μm–1 μm（0.08 %，1.86 wt%），0.02 μm– 0.1 μm（0.10 %，1.86 wt%），<0.02 μm（0.0005 %，－）であった。滞留水に含まれる粒子状固形分のU-235/U-238同位体比は3号炉燃料組成（1.90 wt%）[2]と相対誤差数%で一致した。一方，Npは全体で1.13 ppb存在し，分級に基づく分布は>10 μm（90.3 %），1 μm–10 μm（0.6 %），0.1 μm–1 μm（0.6 %），0.02 μm– 0.1 μm（6.3 %），<0.02 μm（2.2 %）であり，Uに比べると0.1 μm以下のコロイド粒子やイオン状態のものが多いことが示唆された。

4. 結論

滞留水中の粒子状固形分には，原子炉由来のUとNpが含まれ，その大部分は10 μm以上の分級試料として捕集されていた。これらの粒径の大きな粒子は底部に沈降していると考えられる。また，低濃度であるが微細粒子として浮遊あるいはイオンとして水中に存在するものも確認できた。

参考文献

[1] T. Yomogida, K. Ouchi, T. Oka et al., Sci Rep, 12, 7191 (2022).

[2] 西原健司 他, 福島第一原子力発電所の燃料組成評価, JAEA-Data/code 2012-018, 2012.

Kazuki Ouchi[1], *Toshitaka Oka[1], Takumi Yomogida[1], Shiori Morii[1], Yoshihiro Kitatsuji[1], Yoshikazu Koma[1], and Katsuhiro Konno[2]
[1] Japan Atomic Energy Agency, [2]TEPCO HD

福島第一原子力発電所で採取された固形分を含む滞留水のα核種分析 （2）SEM-EDX およびアルファトラック法によるα核種を含有する微粒子の検出

α-emitting nuclides analysis of the stagnant water including sediments in Fukushima Daiichi NPS
(2) Detection of fine particle containing α-emitters by SEM-EDX and alpha Track

蓬田　匠[1*], 大内　和希[1], 森井　志織[1], 岡　壽崇[1], 北辻　章浩[1], 駒　義和[1], 今野　勝弘[2]
[1]JAEA, [2]東電 HD

福島第一原子力発電所 3 号機の滞留水中の固形分の多数の粒子状物質の中から、α核種を含有する微粒子の検出を試みた。SEM-EDX を用いる元素分析により、μm 程度の U を主成分とする微粒子を検出した。また、アルファトラック法により、粒径 100 μm 程度までの鉄粒子上にα核種が分布する様子を観測できた。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，滞留水，ウラン微粒子, α核種含有微粒子, SEM-EDX, アルファトラック法

1. 緒言

3 号機建屋地下室で採取された滞留水には、燃料組成由来と考えられるα核種が含まれていることが、ICP-MS 及びα線スペクトロメトリの分析結果から明らかになっている。本発表では、これらのα核種の存在形態を明らかにするために、(1) 燃料主成分である U と、(2)他のα核種（Pu, Am, Cm 等）に大別し、粒子検出を試みた結果を述べる。

2. 実験

微粒子の分析手順は、過去に 2 号機滞留水に適用した手法を用いた[1]。遠心ろ過後の固形分を捕集し、その一部をカーボンテープ上に薄く塗布して微粒子検出用試料とした。その後、走査型電子顕微鏡–X 線検出(SEM-EDX)による自動粒子計測機能を利用し、U を主成分とする物質を検出した。比放射能が高いその他のα核種については、α線の飛跡を検出するアルファトラック法を適用した。固体飛跡検出器を微粒子検出試料に重ね、α線曝露後に検出器をエッチング処理し、光学顕微鏡によって飛跡を観察した。α核種が多く存在する場所からα核種含有微粒子を同定し、SEM-EDX により元素組成分析を試みた。

3. 結果と考察

SEM-EDX による粒子分析結果から、トーラス室と MSIV 室のいずれの試料からもサブμm からμm サイズの U を含む粒子を検出した。これらの粒子からは U の他、Zr などの燃料被覆管の構成元素も検出された。U と Zr の混合割合 U/(U+Zr)を導出すると、10~100%まで幅広い値をとっていた。これまでに分析した 2 号機滞留水の粒子からは約 70%の U/(U+Zr)比を持つ粒子が観測されていた[1]が、3 号機からは約 10%の低い U/(U+Zr)比を持つ粒子も存在することが明らかになった。このことは、2 号機と 3 号機で粒子が生成された環境が異なる可能性を示唆する。また、アルファトラック分析の結果、粒径 10 μm～数百μm 程度までの鉄を主成分とする粒子にα核種の多くが偏在している様子が観測された。

4. 結論

3 号機滞留水中の固形分におけるα核種は、主に U を含む粒子と、鉄を主成分とする粒子上に偏在するものに大別できる。U が含まれる粒子が生成した環境は、2 号機と異なる可能性がある。

参考文献

[1] T. Yomogida et al., *Sci. Rep.* **2022**, 12, 7191.

---

*Takumi Yomogida[1], Kazuki Ouchi[1], Shiori Morii[1], Toshitaka Oka[1], Yoshihiro Kitatsuji[1], Yoshikazu Koma[1] and Katuhiro Konno[2]
[1] Japan Atomic Energy Agency. [2]TEPCO HD

福島第一原子力発電所で採取された固形分を含む滞留水のα核種分析
(3) 3号機滞留水スラッジから採取したα核種含有粒子の化学状態分析

α-emitting nuclides analysis of the stagnant water including sediments in Fukushima Daiichi NPS
(3) Chemical state analysis of α-emitting nuclide particles obtained from unit #3 stagnant water sludge

*薄井 茜[1]，山口 祐加子[1]，関尾 佳弘[1]，前田 宏治[1]，駒 義和[1]，今野 勝弘[2]
[1]JAEA，[2]東電HD

滞留水のろ過フィルター試料からSEM-WDX分析により選定したU粒子についてTEMによる微細組織観察およびEDXによる元素位置の確認を実施した。3号機原子炉建屋トーラス室滞留水の残渣から確認されたU粒子は、TEM-EDX分析結果に基づき、Uが主成分でZrが固溶している$c\text{-}UO_2$の化学状態（化学形）であることが確認された。

キーワード：福島第一原子力発電所，滞留水，元素分析，化学形

1. 緒言

福島第一原子力発電所の3号機原子炉建屋滞留水においてα核種を含む放射性物質が検出されており、滞留水からα核種を除去する設備の設計が進められている[1]。当該設備の除去性能に係る設計においては、α核種の化学状態（化学形）を把握することが必要不可欠である。本報告では、燃料由来のα核種であるUに着目し、トーラス室の残渣（ろ過スラッジ）に含まれるα核種含有粒子（U粒子）について走査型電子顕微鏡-波長分散型蛍光X線分析装置（SEM-WDX）及び透過電子顕微鏡-エネルギー分散型X線検出器（TEM-EDX）により組成及び化学形を評価した結果を報告する。

2. 実験内容

トーラス室のろ過スラッジから採取した試料について蒸着処理し、SEM-WDXによるU粒子の組成分析を実施した。分析後のU粒子から集束イオンビーム加工装置（FIB）にてTEM分析用薄片試料を作製した。TEM-EDXによる薄片試料の元素マッピング及び電子回折図形の取得を行い、U粒子内部の組成及び化学形を評価した。

3. 結果及びまとめ

トーラス室の滞留水に含まれるU粒子のSEM-WDX分析結果を図1に示す。白点線部で示す箇所にUが検出された。当該箇所を含む赤枠部分を奥行方向にFIBで切削し、薄片化した試料に対して行ったTEM-EDX分析結果を図2に示す。U粒子内部には、Uが均一に分布しており、Zrがわずかに検出された。図2中のU検出部について電子回折図形を取得した結果、微細な相の集合組織として構成された立方晶のUO_2であることを確認した。以上から、U粒子はZrがわずかに固溶したUO_2であると考えられる。

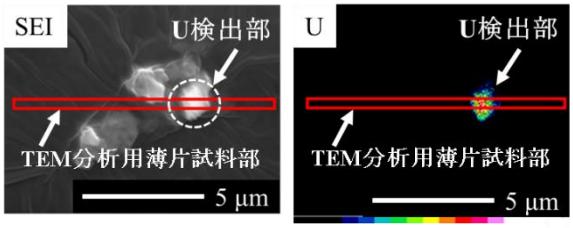


図1 SEM-WDX分析結果

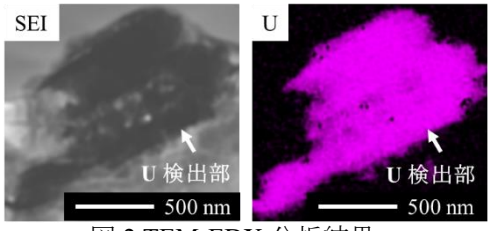


図2 TEM-EDX分析結果

参考文献

[1] 東電HD（2022年9月29日），建屋滞留水処理等の進捗状況について，
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/09/09/3-1-9.pdf

---

*Akane Usui[1], Yukako Yamaguchi[1], Yoshihiro Sekio[1], Koji Maeda[1], Yoshikazu Koma[1], Katsuhiro Konno[2]
[1]JAEA, [2]TEPCO HD

福島第一原子力発電所で採取された固形分を含む滞留水のα核種分析 （4）メスバウアー分光法による滞留水に含まれる粒状固形分の Fe 分析

α-emitting nuclides analysis of the stagnant water including sediments in Fukushima Daiichi NPS (4) Fe analysis of particulate solids in the contaminated water at Fukushima Daiichi NPS by Mössbauer spectroscopy

*大内　和希[1], 中田　正美[1], 蓬田　匠[1], 岡　壽崇[1], 駒　義和[1], 北辻　章浩[1]
[1]JAEA

福島第一原子力発電所の滞留水に含まれる粒子状固形分の存在状態を把握するため、固形分の主要構成元素である鉄の化学種をメスバウアー分光法により分析したところ、2 号機トーラス室など 3 箇所すべての試料について鉄の大部分はβ－オキシ水酸化鉄(III)であることが分かった。また、トーラス室試料では微量の水酸化鉄(II)，タンク試料からは微量の磁性体も検出された。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，滞留水，粒子，メスバウアー分光法，鉄化合物

1. 緒言

福島第一原子力発電所の原子炉建屋地下の滞留水からα核種が検出されている[1]。我々は滞留水に含まれるα核種の存在形態を調べ、その大部分は鉄(Fe)を主成分とする粒子状固形分に含まれることを明らかにしてきた[2]。本研究では、Pu などのα核種が存在する粒子状固形分の主要構成元素が Fe であることに着目し、滞留水に含まれる Fe 微粒子をメスバウアー分光分析し化学種を調べた。

2. 実験

2 号機トーラス室、3 号機トーラス室、3 号機 MSIV 室及び処理水タンクから採取した試料を 10μm フィルタで遠心ろ過し固形分を捕集した。放射線量を低減するため固形分を超純水で洗浄し付着水を除去した。固形分を風乾後、カーボン粉末を混合して測定試料とし、メスバウアー分光測定した。

3. 結果と考察

得られたメスバウアースペクトルをピークフィット解析したところ、2 号機トーラス室の Fe の大部分はβ－オキシ水酸化鉄(III)（β-FeOOH）であることが分かった。また、Fe(II)成分も検出され、滞留水の液性を考慮すると微量の水酸化鉄(II)の存在が示唆される。その他の滞留水についても Fe の大部分はβ-FeOOH であり、微量成分として 3 号機トーラス室からは水酸化鉄(II)，タンク試料からは微量な磁性体が検出された。

4. 結論

すべての試料について Fe の大部分はβ形のオキシ水酸化鉄(III)であることが分かった。また、採取場所により微量成分に違いがあることも明らかになった。

謝辞

滞留水試料は東京電力ホールディングス（株）よりご提供いただきました。

参考文献

[1]東京電力ホールディングス（株）,α核種除去に向けた検討状況のご報告，第 86 回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議 (2021).

[2] T. Yomogida, K. Ouchi et al. *Sci. Rep.* **2022**, 12, 7191.

---

*Kazuki Ouchi[1], Masami Nakada[1], Takumi Yomogida[1], Toshitaka Oka[1], Yoshikazu Koma[1] and Yoshihiro Kitatsuji[1]

[1] Japan Atomic Energy Agency.

福島第一原子力発電所で採取された固形分を含む滞留水のα核種分析
（5）３号機滞留水中の Pu, Am の存在状態の推定

α-emitting nuclides analysis of the stagnant water including sediments in Fukushima Daiichi NPS
(5) Estimation of Pu and Am behavior in the stagnant water of Unit #3 reactor

*二田　郁子[1,2]，比内　浩[1,2]，北脇　慎一[1,2]，駒　義和[1,2]
[1]JAEA, [2]IRID

福島第一原子力発電所（1F）の 3 号機原子炉建屋にて採取された滞留水について，孔径 10～0.02 μm のフィルタで順にろ過し，それぞれ放射能分析を実施した。大部分の Pu, Am は固形分に存在し，わずかにろ液からも検出された。この Pu，Am の存在状態について，ろ液の pH 及び酸化還元電位の測定値，並びにイオン交換試験をもとに推定した。

キーワード：福島第一原子力発電所，滞留水，α核種，放射能分析

1. 緒言

1F の原子炉建屋の滞留水から比較的高いα核種濃度が検出され，α核種を除去する設備の設計を進めるためにα核種の存在状態の把握が必要である[1]。3 号機原子炉建屋の格納容器に隣接する主蒸気隔離弁（MSIV）室では，格納容器内の汚染水が漏洩して滞留している。底部に堆積する固形分（スラッジ）を含む滞留水試料の放射能等を分析し，Pu，Am の化学状態を考察した。

2. 分析

滞留水試料 30 mL を孔径 10, 1, 0.1, 0.02 μm のフィルタで順にろ過し，各フィルタの回収物（スラッジ）と 0.02 μm ろ過のろ液を回収した。フィルタ回収物は，硝酸及び過酸化水素の混合溶液で加熱溶解し，この溶解液と 0.02 μm ろ過のろ液について Pu, Am 分析を行った。また，電極法にてろ液の pH 及び酸化還元電位を測定した。さらに，ろ液については，陽イオン交換樹脂（DOWEX 50W8, Na^+型）または陰イオン交換樹脂（DOWEX 1X8，Cl^-型）とバッチ式で接触させるイオン交換試験を行った。19 時間接触後にろ液を回収し，接触前後のろ液の Pu, Am 分析を行い，濃度を比較した。

3. 結果と考察

スラッジとろ液の Pu, Am 分析の結果，滞留水試料に対する濃度は Pu-238 が 6.9×10^2 Bq/mL，Am-241 が 4.4×10^2 Bq/mL であり，ろ液にはそれぞれ 1.9×10^{-1} Bq/mL，1.6×10^{-1} Bq/mL が検出された。スラッジ（4.0×10^{-4} g/mL）に Pu と Am が優先的に移行していることが明らかとなった。ろ液の pH 及び酸化還元電位は，それぞれ 6.7，533 mV (SHE, at 25°C) であり，滞留水は中性で酸化雰囲気を有することが分かった。純水や海水中におけるアクチノイドの化学形態の pH，酸化還元電位依存性[2]と比較すると，Pu は IV 価または V 価，Am は III 価で存在しうる領域に相当した。

ろ液のイオン交換試験において，Pu, Am ともに，陰イオン交換樹脂との接触後に濃度の減少はなかったが，陽イオン交換樹脂と接触すると Pu は接触前の 0.4 %以下に減少し，Am は検出下限値未満となった（図 1）。これらのことから，滞留水中において，スラッジに吸着・付着しない溶解状態の Pu, Am がわずかに存在し，また，それらが陽イオンであることが示唆された。Pu(IV) の加水分解反応における溶解度積 K_{sp}= -56[3]を用いると，ろ液中の Pu 濃度は可溶な $[Pu^{4+}]$ に比べて大きく，Pu の溶存状態として，より溶解性の高い $Pu(V)O_2^+$ の存在，滞留水中に共存する陰イオン種との錯体形成や放射線等による影響を考慮する必要がある。

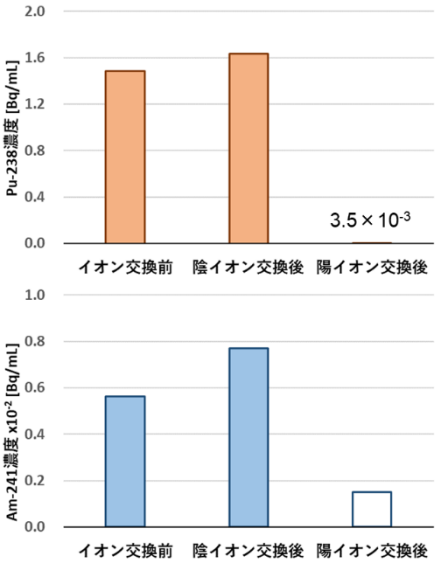


図 1　イオン交換樹脂との接触前後のろ液の Pu，Am 濃度
*白抜きは検出下限値未満を示す

※本件は，経済産業省／令和 3 年度開始廃炉・汚染水対策事業費補助金及び令和 4 年度開始廃炉・汚染水・処理水対策事業費補助金に基づく「固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発」に係る補助事業の成果の一部である。

参考文献

[1]東京電力，「滞留水処理等の進捗状況について」，廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合/事務局会議（第 106 回），2022 年 9 月 29 日.
[2] Choppin, Actinide speciation in the environment, J. Radioanal. Nucl. Chem., Vol. 273, No. 3, 695-703, 2007.
[3] Choppin, Actinide Behabiour in Neutral Media, Nuclear Site Remediation, Chapter 4, 48-62, 2001.

*Ayako Nitta[1,2], Hiroshi Hinai[1,2], Shinichi Kitawaki[1,2] and Yoshikazu Koma[1,2]
[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] International Research Institute for Nuclear Decommissioning

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

[2I06-09] Waste Management 2

Chair:Masahiko Nakase(Tokyo Tech)

Tue. Mar 14, 2023 10:50 AM - 11:55 AM Room I (13 Bildg.1F 1313)

[2I06] Atmospheric effects on the formation of cesium-bearing deposits on concrete and aggregate at 200 °C

*NHUT VU LUU[1], KUNIHISA NAKAJIMA[1] (1. JAEA)

10:50 AM - 11:05 AM

[2I07] Particulate plutonium released from the Fukushima Daiichi meltdowns

*Satoshi Utsunomiya[1], Shinya Yamsaki[2], Kenji Horie[3], Mami Takehara[3], Toshihiko Ohnuki[4], Gareth Law[5], Bernd Grambow[6], Rodney C. Ewing[7] (1. Kyushu University, 2. University of Tsukuba, 3. National Institute of Polar Research, 4. Tokyo Institute of Technology, 5. University of Helsinki, 6. University of Nantes, 7. Stanford University)

11:05 AM - 11:20 AM

[2I08] Effect of Silicon on time-course changes of H-Na ion exchange reaction with A-type zeolites

*Haruki Nishida[1], Kosei Hashimoto[1], Toshimasa Ohashi[1], Takahiko Sugiyama[1] (1. Nagoya Univ.)

11:20 AM - 11:35 AM

[2I09] Characterization of radioactive samples at Fukushima Daiichi NPS site

*Risa Motoyama[1,2], Hiroshi Hinai[1,2], Yoshikazu Koma[1,2], Shinichi Kitawaki[1,2] (1. JAEA, 2. IRID)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

Atmospheric effects on the formation of cesium-bearing deposits on concrete and aggregate at 200 °C

*Vu-Nhut Luu[1] and Kunihisa Nakajima[1]

[1] Japan Atomic Energy Agency

Chemisorption tests of CsOH onto concrete and aggregate were carried out at 200 °C in both dry and humid conditions to investigate the source of high dose rates at the concrete shield plugs of Units 2 and 3 at 1F. Post-test analyses using XRD, Raman, and SEM revealed that water-insoluble Cs-bearing deposits formed different morphologies under dry and humid conditions. Namely, uniform and large Cs deposits were formed under humid conditions, while heterogenous growth and smaller size Cs deposits were observed under dry conditions.

Keywords: Cesium-bearing materials, cesium aluminum silicate, concrete shield plug, Fukushima

1. Introduction

High radioactivity (>20PBq) was recently found in the concrete shield plugs of units 2 and 3 of 1F [1]. This indicates that released radioactive materials, such as CsOH and CsI, may have been trapped on the concrete surface at high temperatures during the severe accident. Although the interaction of CsOH with stainless steels at high temperatures (> 800 °C) has been intensively studied [2], the interaction of CsOH in the gaseous phase with the concrete at elevated temperatures was not fully understood. Our recent preliminary study using thermal analysis and the X-ray diffraction (XRD) method has confirmed the formation of Cs compounds by the interaction of $CsOH{\cdot}H_2O$ with pulverized concrete/aggregate below 300 °C, but the reacted products were difficult to observe due to the convolution of phases in pulverized samples [3]. This study aims to identify the chemistry and morphology of formed products in the gas-solid reaction (i.e., the interaction between concrete and CsOH present in the gas phase) that may occur in severe accidents.

2. Experimental method

Because the interaction behavior of CsOH with different concrete phases may differ, two types of samples were prepared: surface concrete and siliceous aggregate, both of which were cut/extracted from a cylindrical concrete (ϕ100 x 200 mm). By XRD and SEM analysis, SiO_2, $NaAlSi_3O_8$, $KAlSi_3O_8$ (minor), and Mg-Fe chlorite ($(Fe, Mg, Al)_6(Si, Al)_4O_{10}(OH)_8$) (minor) were detected in aggregate, while the predominant crystalline phases on surface concrete are $CaCO_3$ and SiO_2 (minor) though fine aluminosilicate aggregates were also observed by SEM. For chemisorption tests, $CsOH{\cdot}H_2O$ (4 - 5 g)-containing crucible was heated at 650 °C for 3 hours under a constant flow (100 ml/min at 0.1MPa) of dry gas (Ar + 5% H_2) and humid gas (Ar + 5% H_2 + 20% H_2O) from the top to the bottom. The sample temperature was kept at around 200 °C. The chemisorbed samples were soaked in water for 1 hour to remove water-soluble Cs before XRD, Raman, and SEM/EDS analyses.

3. Results and Discussion

Fig.1 shows the XRD analysis and the distribution of insoluble Cs-bearing deposits in both conditions. Under humid conditions, a large Cs-Al-Si-O deposit was observed on aggregate, while micro-size Cs-Al-Si-O deposits were found on surface concrete. The XRD and SEM/EDS analyses detected the formation of $CsAlSiO_4$ on both samples, which was thought to be due to the CsOH – aluminosilicate interaction [3]. Under dry conditions, Cs-Al-Fe-Mg-Si-O deposits and small size Cs-Al-Si-O deposits similar to those found under humid conditions were observed by SEM on aggregate. The elemental mapping on aggregate suggested that Cs-deposits could be trapped at Mg-Fe chlorite sites (i.e., a clay mineral). The elemental mapping also showed the congruency of Cs, Al, Fe, Mg, Si, and O elements on surface concrete. However, XRD did not detect any crystalline Cs phase on either the surface concrete or the aggregate. There was little reaction in the case of dry conditions, even though it is thermodynamically possible for CsOH – aluminosilicate reaction to occur [3]. This could be due to the less contact between CsOH and feldspar in solid-solid reactions. However, in humid conditions, CsOH aerosols absorbing water can lead to the generation of liquid CsOH [4], which makes it easier for the liquid-solid reaction to occur.

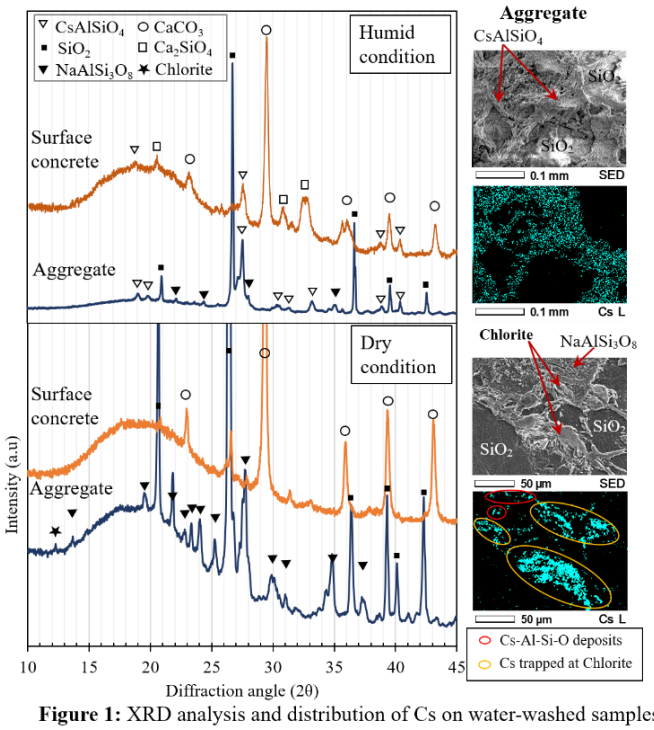


Figure 1: XRD analysis and distribution of Cs on water-washed samples in humid and dry conditions

References

[1] N. Kuwabara, 2020. http://www.asahi.com/ajw/articles/14071742.; [2] S. Nishioka et al., J. Nucl. Sci. Technol., vol. 56, no. 11, pp. 988–995, 2019; [3] V. N. Luu and K. Nakajima, J. Nucl. Sci. Technol., in press, 2022; [4] Krischer W, Rubinstein MC. Elsevier Applied Science: London (UK). 1992. p. 340.

福島第一原発由来デブリ片中のプルトニウム存在状態

Particulate plutonium released from the Fukushima Daiichi meltdowns

*宇都宮 聡[1]、山崎 信哉[2]、堀江 憲治[3]、竹原 真美[3]、大貫 敏彦[4]、Law Gareth[5]、Grambow Bernd[6]、Ewing Rodney[7]

[1]九州大，[2]筑波大、[3]国立極地研、[4]東工大、[5]ヘルシンキ大、[6]ナント大、[7]スタンフォード大

福島第一原発由来高濃度放射性 Cs 微粒子に含まれる燃料デブリ片からプルトニウムを初めて発見し、高精度二次イオン質量分析計、放射光マイクロ X 線分析によってその存在状態を明らかにした。プルトニウムは二酸化ウラン粒子内にミクロな濃集を呈した。また、$^{240}Pu/^{239}Pu$ と $^{242}Pu/^{239}Pu$ の比は～0.347、～0.065 と決定され、ORIGEN の計算結果と一致した。

キーワード：福島第一原発，燃料デブリ，プルトニウム，同位体，シンクロトロン放射光，XANES

1. 緒言

2011 年 3 月に福島第一原子力発電所(FDNPP)で起きた原子力災害によってプルトニウム(Pu)も環境中に放出された。Pu は揮発性が低いため放出量は炉内の～2.0×10^{-5}%と微量であると推定されているが、その同位体の半減期の長さと実効線量係数の大きさから内部被ばくによる人体への影響が懸念されている。また、廃炉工程における燃料デブリの取り出し前に必要な物理的・化学的性状、特に Pu の存在状態に関する情報は得られていない。本研究では原子炉から放出された高濃度放射性 Cs 含有微粒子（CsMP）からデブリ片を発見し、U と Pu の同位体の分析と存在形態の同定に初めて成功した結果を発表する。

2. 実験

福島県で採取した土壌から 2 つの CsMP (AQC, OTZ)を単離して、$^{134}Cs/^{137}Cs$ 放射能比を測定した後に、国立極地研で二次イオン質量分析装置 (SIMS)、英ダイアモンド放射光／スイス放射光でマイクロ X 線分析(μXRF)、高分解能 TEM 観察を行って Pu や U の同位体比分析と存在形態を決定した。

3. 結果・考察

本研究対象の CsMP は、その $^{134}Cs/^{137}Cs$ 放射能比がそれぞれ 1.05 (AQC)、1.12 (OTZ)で FDNPP の 2 または 3 号機由来と分かる。SIMS の結果から、$^{235}U/^{238}U$、$^{240}Pu/^{239}Pu$、および $^{242}Pu/^{239}Pu$ の同位体比がそれぞれ～0.0193、～0.347、および～0.0650 と決定され、ORIGEN2 によって計算された値と近くなっており、照射された燃料微粒子の一部が含まれていることが示唆された。また μXRF の結果から、CsMP 中にサブミクロンサイズの Pu 酸化物の濃集を含む～20 μm 程度の UO_2 と被覆管の主成分である Zr の局在した濃集帯が確認された。μXANES スペクトルより U は UO_2、Pu は酸化物として存在することが示唆された。使用済み燃料の縁の部分では UO_2 結晶格子の U が Pu に置換されて Pu が濃集することが知られており、このデブリ片は燃料ペレットの縁の一部がナノ粒子として MCCI 時に CsMP に取り込まれたものと考えられる。

4. 結論

本研究の結果から、Pu は揮発過程を経ずに燃料微粒子の一部として CsMP に取り込まれて環境中に放出されたと考えられ、主要な Pu の長距離輸送メカニズムであったと考えられる。また、デブリ中の Pu の性状は使用済み燃料中の Pu と同様の組織を保持していることが示唆された。

---

*Satoshi Utsunomiya[1], Shinya Yamasaki[2], Kenji Horie[3], Mami Takehara[3], Toshihiko Ohnuki[4], Gareth Law[5], Bernd Grambow[6], Rodney Ewing[7]

[1]Kyushu Univ., [2]Tsukuba Univ., [3]NIPR, [4]TITECH, [5]Helsinki Univ., [6]Nantes Univ., [7]Stanford Univ.

A 型ゼオライトによる H–Na イオン交換反応の経時変化に及ぼすケイ素の影響

Effect of Silicon on time-course changes of H-Na ion exchange reaction with A-type zeolites

*西田 陽貴[1]，橋本 康生[2]，大橋 利正[1]，杉山 貴彦[1]
[1]名大院・工，[2]名大・工

A 型ゼオライトを用いて H-Na イオン交換実験を行ったところ，液相にケイ素の溶出が確認された．ケイ酸を考慮したモデルに基づく液相 Na 濃度の計算値は，実測値が長時間にわたって単調増加してゆく様子を良く再現できた．

キーワード：A 型ゼオライト，イオン交換，ケイ素，経時変化

1. 緒言　福島第一原子力発電所の汚染水処理の安全性と効率を向上させるため，吸着塔内で生じるイオン交換反応について深く理解する必要がある．A 型ゼオライトを用いて H-Na イオン交換実験を行ったところ，液相に A 型ゼオライトの成分であるケイ素の溶出が確認された．本研究では，H-Na イオン交換の吸着平衡に及ぼすケイ素の影響を明らかにすることを目的とした．

2. 実験方法　使用した吸着剤は東ソー製のゼオラム 4A で，バインダーを含まない粉末状である．また，蒸留水を窒素雰囲気のグローブボックス内で十分に脱気して用いた．固液比 1 kg/m^3 の場合について，吸着剤を蒸留水に浸漬し，液相の H，Na，Si 濃度の経時変化を観察した．H 濃度は pH メーター（Thermo 製，EUTECH pH450）により，Na，Si 濃度は ICP-AES（SII 製，SPS7800）により測定した．サンプリング及び H 濃度の測定は，CO_2 の影響を防ぐため，窒素雰囲気のグローブボックス内で行った．

3. 結果，考察　文献[1]によれば SiO_2 は，$SiO_2 + 2H_2O \rightarrow Si(OH)_4$の反応により溶出し，$Si(OH)_4 \rightleftarrows SiO(OH)_3^- + H^+$と電離平衡を生じる．吸着平衡定数$K_{Na}^{H}$, $Si(OH)_4$ の電離定数K_{Si}, 水の電離定数K_wは, c を液相濃度[mol/m^3], q を固相濃度[mol/kg]として，以下の式で表せる．

$$K_{Na}^{H} = \frac{q_H \times c_{Na}}{q_{Na} \times c_H} \quad (1)$$

$$K_{Si} = \frac{c_{SiO(OH)_3^-} \times c_H}{c_{Si(OH)4}} \quad (2)$$

$$K_w = c_H \times c_{OH} \quad (3)$$

液相 Si 濃度は時間とともに単調増加であったため，液相 Si 濃度を入力として式(1)～(3)を解くことにより，平衡組成の経時変化を計算した．一例として，液相 Na 濃度の計算値及び実測値を図 1 に示す．計算値は，約 100 時間以降の実測値をよく表現できているが，初期の実測値をうまく表現できなかった．そこで，図 1 に示す一般的な平衡到達式を実測値に当てはめたところ，初期の経時変化を表せた．反応初期では SiO_2 の溶解は微量で影響は小さくイオン交換反応が律速となっていること，約 100 時間以降では，反対に SiO_2 の溶解が律速となっていることが考えられる．

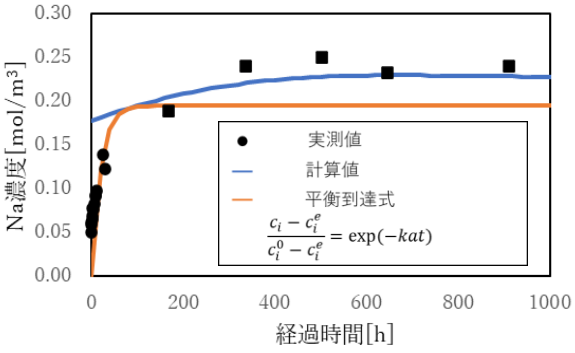


図 1　液相 Na 濃度の経時変化

4. 結論　吸着剤を純水に浸漬し，H-Na イオン交換を観察した．　SiO_2 の溶出及び $Si(OH)_4$ の電離平衡を考慮したモデルを作成し，モデルに基づく計算値と実測値とを比較したところ，ケイ素は長時間にわたってイオン交換平衡に影響を及ぼすことがわかった．

参考文献　[1] G. B. Alexander *et al*., J. Phys. Chem., **58**, 453-455 (1954).

*Haruki Nishida[1], Kosei Hashimoto[1], Ohashi Toshimasa[1], Sugiyama Takahiko[1]
[1]Nagoya Univ.

福島第一原子力発電所において採取された放射性試料の分析
(5) 汚染水試料等中の Ni-63 分析

Characterization of radioactive samples at Fukushima Daiichi NPS site
(5) Analysis of Ni-63 in contaminated water and secondary wastes

*本山 李沙[1,2]，比内 浩[1,2]，駒 義和[1,2]，北脇 慎一[1,2]
[1] 日本原子力研究開発機構 (JAEA)，[2] 国際廃炉技術研究開発機構 (IRID)

東京電力ホールディングス福島第一原子力発電所（1F）にて発生した廃棄物の処理・処分に向けた性状把握のため、汚染水試料等の Ni-63 分析を実施し、Ni-63 と同様に放射化生成物として生成する Co-60 と比較した。炉内構造物によく用いられるステンレス鋼を発生源と想定した Co-60/Ni-63 比との差異が大きい試料も見られ、炉心外で発生して炉水によって運ばれ、炉心での放射化の後、炉心外配管へ付着・蓄積した腐食生成物の影響等が示唆された。

キーワード：福島第一原子力発電所，放射化学分析，Ni-63

1. 緒言

1F にて発生した廃棄物の処理・処分の安全評価において考慮すべき主要な核種の一つとして挙げられている Ni-63[1]について、ステンレス設備に影響を与えるハロゲン酸を使用しない硝酸溶液系における分析法を開発し[2]、汚染水試料等の分析を実施しデータの拡充を行った。Ni-63 と同様に放射化生成物として生成する Co-60 と比較し、Co-60/Ni-63 比から Ni-63 及び Co-60 の供給源について考察した。

2. 分析

硝酸溶液系において、Ni-resin カラムで Ni-63 と他核種を粗分離し、Sr-resin 及び TRU-resin の混合カラム処理と鉄共沈処理にて FP を除去後、再度 Ni-resin カラムで Ni を精製する方法[2]にて、汚染水試料や汚染水処理工程で発生したスラリー試料の Ni-63 を分析した。Co-60 は Ge 半導体検出器を用いたγ線測定により分析した。試料の採取場所を表 1 に示す。20 試料のうち 19 試料から Ni-63 が、全試料から Co-60 が検出された。

表 1　分析試料（汚染水、スラリー）

採取場所	
集中 RW 地下	除染装置出口
プロセス主建屋地下	タービン建屋
高温焼却炉建屋地下	原子炉建屋
Cs 吸着装置出口	多核種除去設備
第二 Cs 吸着装置出口	濃縮廃液受タンク

3. 結果

得られた分析値に加え、データベース（FRAnDLi[3]）に収納される汚染水の分析データのうち、Ni-63 及び Co-60 が双方検出されている試料データを抽出した。Ni-63 濃度に対して Co-60 濃度をプロットし、採取場所ごと及び採取年ごとに比較した。図 1 では、炉心付近の試料（2 号機 PCV 及び 3 号機 PCV 並びに 2 号機トーラス室から採取した汚染水）と 2011 年に採取された試料（集中 RW 地下並びに Cs 吸着装置及び除染装置、蒸発濃縮装置の処理工程から採取した汚染水）のデータを分けて表示した。原子炉解体時に発生する廃棄物の放射能量データ[4]を参考に、構造材（材質はステンレス鋼）の Co-60/Ni-63 比＝4.7 を図示した。炉心付近の Co-60/Ni-63 比は構造材の比とよく一致した。2011 年に採取された試料ではその比より大きくなっており、さらに原子炉建屋等の建屋から採取した試料では、採取年ごとに Co-60/Ni-63 比のばらつきが大きくなる傾向が見られた。

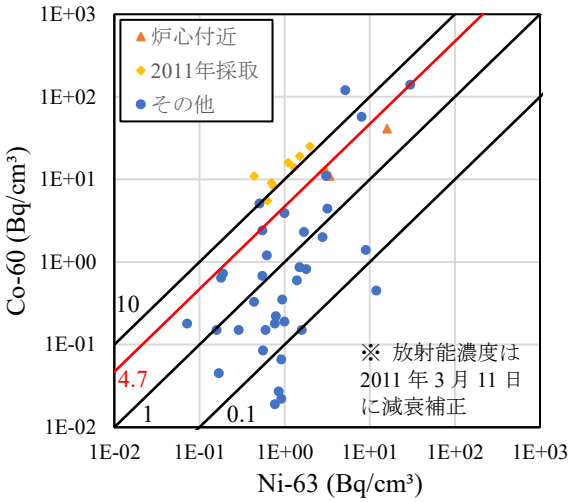


図 1　汚染水中の Ni-63, Co-60 濃度

4. 考察

炉心付近で採取された試料の Co-60 及び Ni-63 は、炉心付近に存在したステンレス鋼由来であることが示唆される。2011 年に採取された試料では、いずれもステンレス鋼を想定した比よりも大きく、その比は 10 程度となった。炉内構造物のほか、給復水系構成材料から放出される腐食生成物は炉水によって運ばれ、炉心での放射化を経て炉心外の配管表面に付着・蓄積する[5]。初期に一定の Co-60/Ni-63 比が観察された一因として、配管内に蓄積していた Co-60 が事故に伴い一時に水へ移行した可能性が考えられる。各建屋から採取した試料では採取年ごとに Co-60/Ni-63 比のばらつきが大きくなる傾向が見られ、ステンレス鋼のほかに、様々な部材からの Ni-63 及び Co-60 の供給が考えられ、挙動把握のため継続した分析が必要である。

※この成果は、経済産業省/令和 3 年度開始「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」で得られたものの一部である。

参考文献　[1] 電気事業連合会, 核燃料サイクル開発機構, “TRU 廃棄物処分技術検討書,” JNC-TY1400 2005-013, (2005). [2] 本山ら, “福島第一原子力発電所において採取された放射性試料の分析 (4) 硝酸溶液系における Ni-63 分析法の開発,” 日本原子力学会 2022 春の年会　[3] JAEA, “福島第一原子力発電所事故廃棄物に関する分析データ集 (FRAnDLi).” https://frandli-db.jaea.go.jp/FRAnDLi/　[4] 電気事業連合会, “余裕深度処分対象廃棄物に関する基本データ集（一部改訂）,” 平成 28 年 8 月 23 日　[5] 石榑, “原子炉におけるクラッド挙動と水化学,” 防食技術, 32, 276–285 (1983).

*Risa Motoyama[1,2], Hiroshi Hinai[1,2], Yoshikazu Koma[1,2] and Shinichi Kitawaki[1,2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]International Research Institute for Nuclear Decommissioning

General Meeting

[2I_GM] The 58th General Meeting of Division of Nuclear Fuel Cycle and Environment

Tue. Mar 14, 2023 12:05 PM - 12:55 PM Room I (13 Bildg.1F 1313)

[2I_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Tue. Mar 14, 2023 12:05 PM - 12:55 PM Room I)

[2I_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

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

[2I_PL] Progress Status and Future Issues of Development of Analysis and Estimation Technology for Fuel Debris Characterization

Chair:Takayuki Sasaki(Kyoto Univ.)

Tue. Mar 14, 2023 1:00 PM - 2:30 PM Room I (13 Bildg.1F 1313)

[2I_PL01] Overview of Progress Status of Analysis and Estimation Technology Development for Fuel Debris Characterization

*Junichi Nakano[1] (1. NDF)

[2I_PL02] Mid-and-Long Term Plan for Accident Investigation and Progress Status of Samples Obtained at the Fukushima Daiichi NPS

*Masato Mizokami[1] (1. TEPCO HD)

[2I_PL03] Progress Status of Development of Technology for Enhanced Analysis Accuracy of Fuel Debris and International Joint Project

*Shinichi Koyama[1] (1. JAEA)

[2I_PL04] Progress Status of Development of Estimation Technology for Aging Properties of Fuel Debris

*Akihiro Suzuki[1] (1. NDF)

[2I_PL05] Progress Status of Development of Non-Destructive Assay Technologies for Sorting and Segregation of Fuel Debris and Others

*Masaki Kamada[1] (1. MHI)

[2I_PL06] Discussion

*Kazuyuki Kato[1], All Presenters (1. NDF)

©Atomic Energy Society of Japan

2023年春の年会

バックエンド部会セッション

燃料デブリ性状把握・推定技術の開発状況と今後の課題

Progress Status and Future Issues of Development of Analysis and Estimation Technology for Fuel Debris Characterization

（1）燃料デブリ性状把握・推定技術の開発状況の概要

(1) Overview of Progress Status of Analysis and Estimation Technology Development for Fuel Debris Characterization

*中野 純一，加藤 和之

原子力損害賠償・廃炉等支援機構

1. はじめに

福島第一原子力発電所の事故は、これまで前例のない沸騰水型原子炉の炉心溶融事故であるとともに、停電により温度をはじめとする多くのプラントパラメータの記録が存在しない。さらに、安全機器の作動状況が不明瞭であること、事故収束のために海水注入が行われたこと等が影響して、炉内状況、燃料デブリの状態、核分裂生成物の放出経路等に多くの不確かさが含まれている。不確かさの幅を低減することができれば、安全評価及び安全対策において過度な安全裕度を含める必要がなくなり、廃炉の迅速性、合理性の向上が可能となる。燃料デブリの性状を把握し、不確かさの幅を低減するため、資源エネルギー庁の廃炉・汚染水・処理水対策事業では、「燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発」を実施している。

2. 燃料デブリの分析

図 1 に分析・調査結果の反映先とその関係を示す。燃料デブリの分析結果は、「取り出し工法」、「保障措置」、「保管・管理」、「処理処分」の検討へ反映させるべき重要な基礎情報である。さらに、事故前及び事故時の情報と照合することで、事故履歴の推定、事故時に起きた現象の理解へとつながり、上述の反映先へ間接的な情報を示すものである。反映先の必要性は廃炉の進捗とともに変化し、適切な分析結果により廃炉工程上の検討の不確かさの幅を小さくすることが期待される。

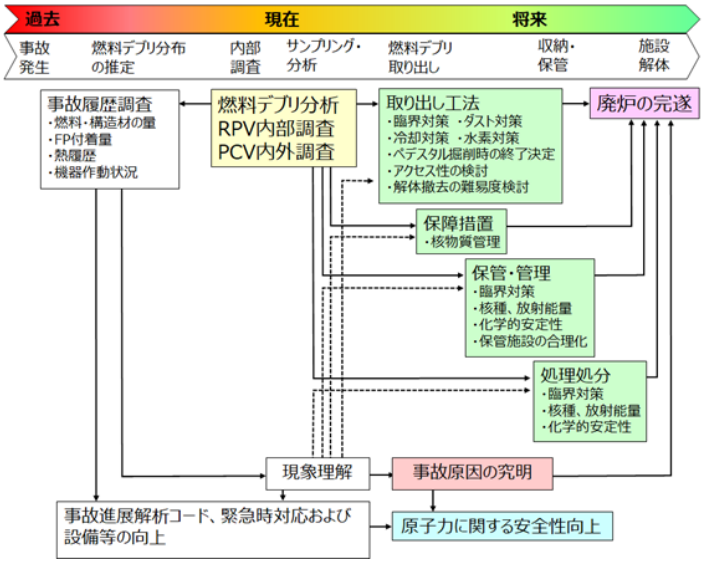


図 1 分析・調査結果の反映先とその関係

廃炉・汚染水・処理水対策事業の一部として、燃料デブリの性状を把握する上での課題を検討し、「燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発」を設定している。各機関が分担して廃炉研究開発を実施している。本企画セッションでは、その中の代表的な以下の 4 件について進捗状況を紹介する。

- 事故調査中長期計画と採取サンプルの分析状況
- 燃料デブリの分析精度向上と国際共同プロジェクトの状況
- 燃料デブリの経年変化特性の推定状況
- 燃料デブリと放射性廃棄物の仕分けのための非破壊計測技術の開発状況

*Junichi Nakano and Kazuyuki Kato

Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation

2023年春の年会

バックエンド部会セッション

燃料デブリ性状把握・推定技術の開発状況と今後の課題

Progress Status and Future Issues of Development of Analysis and Estimation Technology for Fuel Debris Characterization

（2）事故調査中長期計画と採取サンプルの分析状況

(2) Mid-and-Long Term Plan for Accident Investigation and Progress Status of Samples Obtained at the Fukushima Daiichi NPS

*溝上　伸也[1]，溝上　暢人[1]

[1] 東京電力 HD

1. はじめに

本発表では燃料デブリ性状把握・推定技術に関係する東京電力の取り組みとして、福島第一原子力発電所（1F）の事故調査中長期計画及び汚染物サンプルの分析について取り上げる。

2. 事故調査中長期計画

1F 事故の調査・分析について、「社内事故調査報告書」や「原子力安全改革プラン」、「未解明問題検討」において、事故に関する事実関係の整理や原因分析、教訓の抽出等の調査・分析を行い、適宜安全対策に反映してきた。事故進展の理解深化や発電用原子炉の更なる安全性向上には、現場からの情報の取得が重要であるが、今後の廃炉作業に伴って現場状況が改変する際に適切に現場情報が採取されないと、事故の調査・分析に有用な貴重な情報が失われるおそれがある。そこで、事故調査を計画的かつ主体的に進めていくことを目的として、2021 年 11 月に事故調査中長期計画を策定し、2022 年 9 月には進捗を踏まえた改訂を行った。中長期計画は、事故進展に関連する系統の撤去など事故調査に影響する廃炉作業のステップを元に、社内外の関係者のニーズ等を反映し作成した。計画に基づき 2021 年度は、今後の原子炉建屋内の調査計画立案に資する情報を取得するための 1,2 号機原子炉建屋上部階調査や、2 号機シールドプラグ内に蓄積している可能性が指摘される大量の Cs 汚染の推定確度向上のための 2 号機シールドプラグ穿孔部調査などを実施した。

3. 採取サンプルの分析状況

1F 廃炉作業や事故調査に伴い取得される様々なサンプルについては、JAEA/NFD/IRID と協働して分析を進めている。一例として、1/2 号機 SGTS 配管内部から採取したスミアろ紙から検出された U を含有する微粒子の TEM 像を図に示す。左の粒子は立方晶 UO_2 の周囲に Fe が存在する粒子で、蒸気圧の低い Zr が含まれないこと等から蒸発・凝縮由来で生成したと推定される。右の粒子は気泡内に Mo-Tc-Ru-Rh-Pd 金属析出物が見られ、これは通常運転時の燃料にも見られる組織であることから、溶融を経ずに生成した可能性がある。こうした微粒子であっても、その生成プロセスを検討することにより、粒子生成時の環境条件の情報を得ることができる可能性があり、事故進展の理解や、デブリ性状把握への活用が期待される。

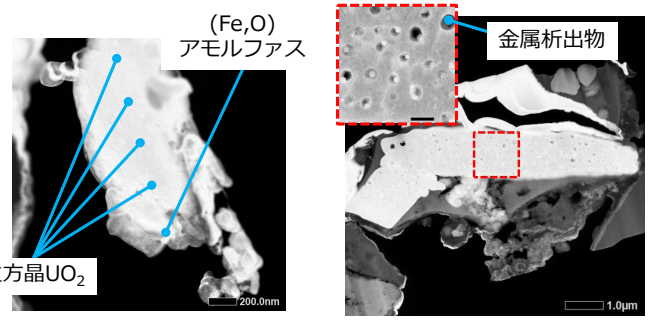


図　蒸発・凝縮により生成したとみられる粒子(左)と通常の燃料組織が残る粒子（右）

5. 謝辞

本発表は、資源エネルギー庁『平成 30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業(燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発)』により実施した研究成果を含みます。

*Shinya Mizokami[1] and Masato Mizokami[1]

[1]Tokyo Electric Power Company Holdings

2023年春の年会

バックエンド部会セッション

燃料デブリ性状把握・推定技術の開発状況と今後の課題

Progress Status and Future Issues of Development of Analysis and Estimation Technology for Fuel Debris Characterization

（3）燃料デブリの分析精度向上と国際共同プロジェクトの状況

(3) Progress Status of Development of Technology for Enhanced Analysis Accuracy of Fuel Debris and International Joint Project

＊ 小山　真一[1]、池内　宏知[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

性状が不明、かつ分析が容易ではない燃料デブリについて、福島第一原子力発電所(1F)からの着実な取出しに向け、我が国の総力をあげてその特徴を評価できる分析技術・体制の構築が喫緊の課題となっている。

2. 分析精度向上に係る活動の成果とそれを支えるオールジャパン体制

燃料デブリの基本量として重要と考える「形態」、「核種・元素量」、「相状態・分布」、及び「密度等」のうち、「核種・元素量」に焦点をあて、日本核燃料開発株式会社（NFD）、MHI 原子力研究開発株式会社(NDC)、日本原子力研究開発機構(JAEA)に対し、それとは独立した機関（東北大）で調製された模擬燃料デブリを支給し、各分析機関が保有する設備、溶解及び分析技術を用いてその元素組成を評価した（分析精度向上プロジェクト Phase1[1]）。ここでは、模擬燃料デブリが具備するべき条件（模擬性、溶解性、製作性・均質性、組成の担保性、遠隔操作性）について、東京電力 HD とともに議論し、ウラン(U) を含む酸化物固溶体、ホウ化物、鋼材、コンクリート主成分を含む粉末試料として調製した。この試料を、硝酸法（NDC、JAEA 大洗）、王水・フッ酸法（NFD）及びアルカリ融解法（JAEA 原科研）にて溶解した。その結果、アルカリ融解法以外では不溶解性残渣が観察された。硝酸法では重量溶解率が 60％ から 90％ であり、シリコン、鋼材等の難溶性物質が残渣となるが、溶解率の向上に微量フッ酸の添加が有効であることがわかった。王水・フッ酸法はガドリニウム(Gd) が溶解後にフッ酸と沈殿を形成することにより、溶解率がわずかに低下すること（98 %）が明らかとなった。また、一連の作業をセル内で実施することよって、遠隔での溶解液のロス防止の工夫、微量試薬の添加作業における適正量の把握に留意する必要があることがわかった。溶解液と不溶解性残渣の分析を通して、各分析機関の分析手法と結果に及ぼす影響を分析機関及び評価機関間で共有した。不確かさ評価手法については、基本的な評価プロセスと因子を抽出・整理し、基本的な考え方に各分析機関での相違がないことを確認した。このように、Phase1 では、各分析機関の「核種・元素量」分析値が持つ不確かさを共通の物差しで示すことにより、今後の燃料デブリ分析に必要となる分析値・情報の統合において適切な重みをもって評価することが可能となる状態とすること、分析における工夫点の共有の他、各分析機関と評価機関との間で、得られた情報を共有・議論できるオールジャパン体制の基盤を構築することができた。

3. 国際共同プロジェクト

事故進展、燃料デブリ分析に関する国際的な議論の場として、経済協力開発機構／原子力機関のプロジェクト(FACE)が、12 か国から 23 機関の参加を得て 2022 年 7 月から開始されている。テーマのひとつとして、廃止措置に向けた燃料デブリ分析技術の構築が挙げられており[2]、分析精度向上プロジェクトで得られた成果を海外機関とも共有し、課題の抽出やさらなる知見の蓄積、廃炉作業への反映を目指す。

4. おわりに

Phase2 として、燃料デブリの「形態」、「相状態・分布」、及び「密度等」に焦点をあてた取組をまとめ、分析技術、体制の構築を図り、1F 廃炉に向けた燃料デブリの分析・評価を進めていく。

謝辞）本報告は「資源エネルギー庁「令和 2 年度「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリの分析精度の向上及び熱挙動の推定のための技術開発）」により実施した研究成果の一部です。

*Shin-ichi Koyama[1] 、[1]Japan Atomic Energy Agency, [1] 燃料デブリの分析精度向上のための技術開発 2020 年度成果報告（廃炉・汚染水対策事業費補助金）, JAEA-Technology 2022-021, [2] 1F の廃炉のための技術戦略プラン 2022（原子力損害賠償・廃炉等支援機構）

2023年春の年会

バックエンド部会セッション

燃料デブリ性状把握･推定技術の開発状況と今後の課題

Progress Status and Future Issues of Development of Analysis and Estimation Technology for Fuel Debris Characterization

（4）燃料デブリの経年変化特性の推定状況

(4) Progress Status of Development of Estimation Technology for Aging Properties of Fuel Debris

*鈴木 晶大[1]，三浦 祐典[1]，川野 昌平[2]，藤田 敏之[2]，浦田 英浩[2]
[1]NFD，[2]東芝エネルギーシステムズ

チョルノービル原子力発電所事故で生じたガラス質の FCM(Fuel Containing Material)の一部では、時間経過とともに放射性微粒子の発生が報告されており、作業者の内部被ばくや環境への悪影響など管理上の課題となっている。微粒子発生原因としては当初α核種による自己照射影響が考えられ、Cm を含んだ模擬材による経年変化試験が行われたが、微粒子化に至る変化は確認できなかった。一方、スリーマイル原子力発電所 2 号機(TMI-2)の燃料デブリではこのような課題は報告されていない。福島第一原子力発電所(1F)においては、TMI-2 事故で見られたような U, Zr, O を主成分とする燃料デブリと共に、1、3 号機のペデスタル床面下部にはコンクリートと溶融燃料が反応したガラス状燃料デブリの存在が考えられている。これら多様な性状を有している 1F 燃料デブリは物理的/化学的/生物学的要因によって経年変化を発生するが、今後の 1F 廃炉作業を安全かつ速やかに遂行する観点から、本課題では、現在 PCV 内で窒素封入されている燃料デブリが、今後のデブリ取出しや移送保管において酸素濃度が増加した環境に置かれた際の化学的経年変化による微粒子発生量の評価を目的とした。

微粒子発生原因として、燃料デブリが含有するミクロ相の局所的酸化・体積変化によって、多数の亀裂が生じて表層全体が崩壊し、ミクロサイズの微粒子が生じることを考えた。空気中酸化によって体積変化を発生する 1F 燃料デブリの成分としては二酸化ウランや金属性の Zr、Fe が挙げられるため、これらのミクロ相を有する 1F 燃料デブリの模擬材を 9 種類作製した。これら模擬燃料デブリに対し、空気雰囲気中や空気平衡水中で約 1～50 年に相当する加速試験を実施した所、3 種類において微粒子が発生した。非ガラス質の模擬燃料デブリのうち、UO_2 と金属性 Zr(O)のミクロ相を有する模擬燃料デブリの気中加速試験にて、わずかに微粒子が発生した。発生量は 10 年間相当で数十 μg/cm^2 程度であったが、1μm を下回る浮遊しやすい微粒子も観察された。試験後試料の断面観察から、Zr(O)相部分に亀裂が発生し、それが UO_2 相部分に伝播することで、表層全体が崩壊して微粒子を発生していることがわかった。また、ガラス状の模擬燃料デブリのうち、UO_2 や FeO が析出したガラス状模擬燃料デブリの水中加速試験では、1 年間相当で数 mg/cm^2 の微粒子発生を観測した。試験後試料の断面では、UO_2 析出相部分に亀裂が発生し、ガラス相ではそれが伝播した部分から非常に鋭い割れが生じている様子が観察された。すなわち、亀裂発生原因となる UO_2 や Fe 析出物とガラス質が隣接していることで微粒子発生量が相乗的に高まることがわかった。

以上から、空気中で保管されてきた TMI-2 の燃料デブリにはガラス質が無いために微粒子発生が観測されなかった一方、チョルノービルの FCM は UO_2 析出物とガラス相を含むため微粒子を発生しやすい組織であったと考えられる。また、微粒子化は窒素雰囲気や窒素平衡水中では発生しなかったことから、1F においては、現状の窒素雰囲気中や窒素平衡水中では発生せず、今後の廃炉進捗により酸素濃度を上昇させた際に微粒子発生が開始されると推定される。ウランを含む数 μm 以下の微粒子は、被ばく低減に影響を及ぼす可能性があり、発生の組成範囲や環境範囲を系統的に調べ、実態に即した微粒子発生量の予測に努めていく。

謝辞 本件は、資源エネルギー庁『平成 29,30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発（燃料デブリの経年変化特性の推定技術の開発））』において、2019～2020 年度に実施した研究成果の一部です。

---

*Akihiro Suzuki[1], Yusuke Miura[1], Shohei Kawano[2], Toshiyuki Fujita[2] and Hidehiro Urata[2]
[1]NFD, [2]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

2023年春の年会

バックエンド部会セッション

燃料デブリ性状把握・推定技術の開発状況と今後の課題

Progress Status and Future Issues of Development of Analysis and Estimation Technology for Fuel Debris Characterization

(5) 燃料デブリと放射性廃棄物の仕分けのための非破壊計測技術の開発状況

(5) Progress Status of Development of Non-Destructive Assay Technologies for Sorting and Segregation of Fuel Debris and Others

*鎌田 正輝[1,2]，吉田 拓真[1,3]，栗原 賢二[1,4]，奥村 啓介[1,5]

[1]IRID，[2]MHI，[3]日立 GE，[4]東芝エネルギーシステムズ，[5]JAEA

1. はじめに

福島第一原子力発電所（以下「1F」という）1～3 号機の原子炉格納容器から取り出した物の核燃料物質量を推定することにより，燃料デブリと放射性廃棄物に仕分けることができれば，取り出しから保管までの作業を合理化することが期待できる。本講演では，仕分けのための非破壊計測技術の開発状況を報告する。

2. 開発状況

2-1. 仕分けシナリオの検討

取り出しから保管までの処理フローを検討し，仕分けの実施場所などが異なる複数の仕分けシナリオ案を検討した。

2-2. 候補技術の選定および計測誤差因子の確認

1F の燃料デブリは，1～3 号機の運転履歴や事故進展の違いにより，性状が多様かつ非均質であることから，燃料デブリの一部を採取したサンプルの破壊分析では代表性を担保できない。そのため，燃料デブリを収納した容器単位で核燃料物質量を推定可能な非破壊計測技術の適用が必要である。そこで，既存の非破壊計測技術の中から仕分けに適用できる可能性のある 5 つの候補技術を選定した。さらに，各計測技術において計測値に影響する燃料デブリ性状等に関する因子を計測誤差因子として抽出し，放射線挙動シミュレーションにより影響を確認した（表 1）。

表 1　計測誤差因子(○:影響大，－:影響小/無)

影響因子	候補技術*				
	a	b	c	d	e
①燃料デブリ組成	○	○	○	○	○
中性子吸収材含有量	○	○	－	－	○
MOX 燃料	○	○	○	○	○
②燃焼度	○	○	○	－	○
③FP 放出率	－	－	○	○	○
④冷却期間	○	○	○	－	○
⑤水分含有量	○	○	－	－	○
⑥充填率	○	○	○	○	○
⑦偏在	○	○	○	○	○
⑧容器	○	○	○	○	○
⑨照射放射線源	○	－	－	○	－
⑩検出器	○	○	○	○	○

*a:アクティブ中性子法，b:パッシブ中性子法
c:パッシブガンマ線法，d:X 線 CT 法
e:ミュオン散乱法

3. 今後の課題

既存の技術でそのまま適用できるものはなく，優先度の高い課題として，非破壊計測装置概念を構築し，直接的測定量から核燃料物質量を推定評価する方法の検討が必要である。如何にして計測誤差因子の影響を補正するかが開発の鍵であり，候補技術の中から複数の技術を組み合わせて適用することが想定される。また，現場適用する仕分けシナリオの具体化も必要である。

4. 謝辞

本講演の内容は，『令和 2 年度開始「廃炉・汚染水対策事業（燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けた技術の開発（燃料デブリと放射性廃棄物の仕分け技術の開発））」』により実施した研究成果の一部です。

*Masaki Kamada[1,2], Takuma Yoshida[1,3], Kenji Kurihara[1,4] and Keisuke Okumura[1,5]

[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning, [2]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [3]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [4]TOSHIBA ENERGY SYSTEM & SOLUTIONS CORPORATION, [5]Japan Atomic Energy Agency

(Tue. Mar 14, 2023 1:00 PM - 2:30 PM Room I)

[2I_PL06] Discussion

*Kazuyuki Kato[1], All Presenters （1. NDF）

東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃止措置において、燃料デブリの試験的取り出しが迫っている。燃料デブリの性状を把握し、得られた成果を燃料デブリの取り出し、保管・管理等の検討に反映することは重要であるが、燃料デブリは生成過程が不明瞭、組成が不均一、難溶解性核種・核分裂生成物・中性子吸収材を含む等の分析・計測を行う上での課題を有している。これらの課題に対応した代表的な研究開発の進捗状況を紹介し、今後の展開について議論を行う。

©Atomic Energy Society of Japan

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

[2I10-14] Waste Management 3

Chair:Satoshi Utsunomiya(Kyushu Univ.)

Tue. Mar 14, 2023 2:45 PM - 4:05 PM Room I (13 Bildg.1F 1313)

[2I10] Study on advanced nuclear energy system based on the environmental impact of radioactive waste disposal

*Ryo Hamada[1], Hidekazu Asano[1], Tomofumi Sakuragi[1], Miki Harigai[1] （1. RWMC）

2:45 PM - 3:00 PM

[2I11] Study on Advanced Nuclear Energy System Based on the Environmental Impact of Radioactive Waste Disposal

*Chi Young HAN[1], Hiroshi SAGARA[1], Hidekazu ASANO[2] （1. Tokyo Tech, 2. RWMC）

3:00 PM - 3:15 PM

[2I12] Study on advanced nuclear energy system based on the environmental impact of radioactive waste disposal

*Tatsuro Matsumura[1], Hidekazu Asano[2], Tomofumi Sakuragi[2], Ryo Hamada[2] （1. Japan Atomic Energy Agency, 2. RWMC）

3:15 PM - 3:30 PM

[2I13] Study on advanced nuclear energy system based on the environmental impact of radioactive waste disposal

*Go Chiba[1], Hidekazu Asano[2], Tatsuro Matsumura[3] （1. Hokkaido Univ., 2. RWMC, 3. JAEA）

3:30 PM - 3:45 PM

[2I14] Study on advanced nuclear energy system based on the environmental impact of radioactive waste disposal

*Hidekazu Asano[1], Tomofumi Sakuragi[1], Ryo Hamada[1], Chi Young Han[2], Masahiko Nakase[2], Tatsuro Matsumura[3], Go Chiba[4], Hiroshi Safara[2], Kenji Takeshita[2] （1. RWMC, 2. Tokyo Tech, 3. JAEA, 4. Hokkaido Univ.）

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

廃棄物処分の環境影響を基点とした原子力システム研究 （10）高速炉使用済 MOX 燃料由来のガラス固化体の処分場面積および被ばく線量の検討

Study on advanced nuclear energy system based on the environmental impact of radioactive waste disposal (10) Repository footprint and exposure dose for vitrified waste from spent MOX fuel on fast reactor

*浜田涼[1]，朝野英一[1]，桜木智史[1]，針貝美樹[1]

[1]原環セ

高速炉使用済 MOX 燃料由来のガラス固化体に対して, 地層処分の環境負荷低減を基点として設定した MA 分離目標(簡素化 MA 分離)の効果について，処分場面積および被ばく線量の観点で評価した.

キーワード：原子力システム，核燃料サイクル，地層処分，核種移行，人間侵入，MOX 燃料

1. 緒言

原子力システムの全体合理化を目的として, 地層処分の環境負荷低減を基点として MA 分離目標 70~90%（簡素化 MA 分離）を設定し，分離した MA は高速炉での燃焼を前提とした核燃料サイクル全体(燃焼，再処理，簡素化 MA 分離，廃棄物処分)の個々の成立性及び各プロセスの結節について分野横断的に研究を進めている[1]．廃棄物処分に関して，既報では軽水炉使用済 UO_2 燃料及び MOX 燃料由来のガラス固化体を処分した際の簡素化 MA 分離の効果を廃棄物量（処分場面積）と処分後の放射線影響（核種移行及び人間侵入による被ばく線量）の観点で評価した[1, 2]．本稿では，高速炉使用済 MOX 燃料由来のガラス固化体を処分した際の簡素化 MA(Am, Cm, Np)分離の影響を評価した.

2. 解析方法

代表的な高速炉として 147GWd/t の JSFR[3]を想定し, 高速炉使用済 MOX 燃料由来のガラス固化体の核種インベントリを ORIGEN 2.2-UPJ 及び実効断面積ライブラリ ORLIBJ40 を用いて計算した．ガラス固化体の廃棄物含有率は，第 2 次取りまとめ[4]のレファレンスケースの処分場モデルを用いた伝熱解析(COMSOL Multiphysics)により緩衝材温度制限温度 100℃を下回るように設定し，その際の処分場面積を評価した．核種移行及び人間侵入による被ばく線量は別報[1]に示す方法で評価した.

3. 結果と考察

評価結果を表に示す．高速炉 MOX 由来のガラス固化体は，MA70％分離で第 2 次取りまとめ[4]のレファレンスケースの処分場面積を下回ることが分かった．核種移行による被ばく線量は増加するが，目安線量(10 μSv/y)以下の値であり影響は小さい．人間侵入による被ばく線量は，処分場面積低減を優先させるように廃棄物含有率を設定したことにより，レファレンスケースよりも増加したが, 簡素化 MA 分離の適用により低減が見込める．以上の結果から高速炉利用への簡素化 MA 分離の適用による廃棄物処分の環境負荷低減効果を確認した．処分場面積に関しては，軽水炉 MOX の場合でも MA90%分離でレファレンスケースよりも低減できることを確認している[2]．ただし，炉型を含めた核燃料サイクル条件の組合せとそこでの簡素化 MA 分離の有効性については，廃棄物処分以外の評価項目も含めた統合的な検討が必要である.

表　処分場面積，被ばく線量評価結果(標準条件に対する比)

条件	冷却期間 [y]	廃棄物含有率 (Na_2O 10wt%含む) [wt%]	発電電力量当たり		人間侵入被ばく線量 (300 年後) [-]
			処分場面積 [-]	核種移行最大被ばく線量 [-]	
軽水炉(45GWd/t) 標準 UO_2[4]	4	20.8	1.0	1.0	1.0
軽水炉(45GWd/t) MOX MA 分離なし	15	12.8	4.5	2.3	4.5
高速炉(147GWd/t) MA 分離なし	15	16.0	1.8	3.5	4.3
高速炉(147GWd/t) MA70%分離	15	23.6	0.8	3.5	3.1
高速炉(147GWd/t) MA90%分離	15	28.2	0.5	3.5	1.6

謝辞 本報告は，文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD02 19209423 の助成を受けたものです.

参考文献 [1]朝野英一他，日本原子力学会 2021 年春の年会, 3J01-3J02 . [2] 浜田涼他，日本原子力学会 2022 年春の年会, 予稿 1H06 . [3] 日本原子力研究開発機構，高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究フェーズⅡ技術検討書 JAEA-Research 2006-042. [4] 核燃料サイクル開発機構，地層処分研究開発第 2 次取りまとめ(1999).

*Ryo Hamada[1], Tomofumi Sakuragi[1], Hidekazu Asano[1], Miki Harigai[1]　[1]RWMC

廃棄物処分の環境影響を基点とした原子力システム研究
（11）多様な核燃料サイクル条件に対する MA 諸量評価プログラムの開発

Study on Advanced Nuclear Energy System Based on the Environmental Impact of Radioactive Waste Disposal

(11) Development of an Assessment Program of the MA Material Balance for Various Nuclear Fuel Cycle Options

*韓 治暎[1]，相楽 洋[1]，朝野 英一[2]

[1]東工大，[2]原環セ

IAEA NFCSS (Nuclear Fuel Cycle Simulation System) コードの諸量評価機能拡張を進めている．使用済燃料の再処理，核種分離，地層処分等の多様な処理処分条件において放射性廃棄物の環境負荷評価が可能な簡便な Excel プログラムの開発状況と MA 諸量評価機能について報告する．

キーワード：核燃料サイクル，放射性廃棄物管理，NFCSS，諸量評価

1. 緒言

核燃料サイクルの諸量評価と放射性廃棄物処分の環境負荷を分野横断的に評価[1]するために開発した Excel プログラムに新型炉導入による MA 諸量評価の機能を付加することによって，IAEA NFCSS [2][3]コードにバックエンド領域の諸量評価機能を追加・拡張することを目指している．多様な核燃料サイクル条件に基づく MA リサイクルシナリオを検討し，高速炉導入等による MA 諸量評価手法を開発した．

2. MA 諸量評価手法

NFCSS コードでは，アクチノイド (U, Pu, MA) の 100% 再処理 (再処理損失以外全回収・分離) 及び回収 U と Pu のリサイクルによる核燃料サイクルの諸量計算が可能である．本研究の Excel プログラムでは，炉型，使用済燃料冷却期間，アクチノイド回収率 (分離割合)，MA リサイクル (核変換) シナリオ等多様な核燃料サイクル条件に対する MA リサイクルの諸量を評価する．MA リサイクルシナリオの例を図 1 に示す．使用済燃料の冷却期間に応じて Pu-241 (半減期 14.3 年) の崩壊による Am-241 (半減期 432.6 年) が蓄積することから，使用済燃料の冷却期間による MA の増加を反映する．再処理した MA は分離割合に応じた「MA ストック」と残りの「MA 処分」として計算する．回収 MA の核変換は対象にする新型炉 (高速炉等) において各 MA 装荷率に対する燃焼計算を事前に行う．新型炉の使用済燃料は軽水炉と同条件で再処理し，MA は多重リサイクルする．

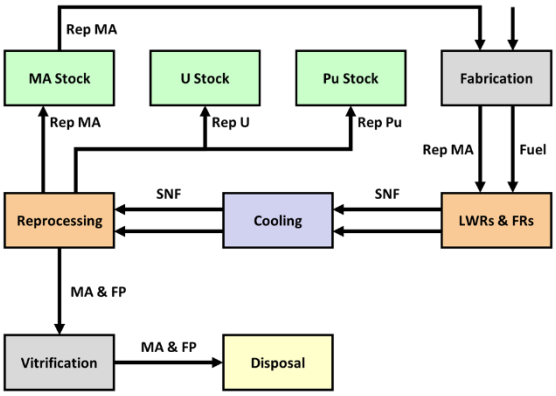


図 1 MA リサイクルシナリオ例;
PWR (UO_2 / MOX), 高速炉 (MA 1~3wt% 装荷), U&Pu 99.5% 回収, MA 0 ~ 100% 分離

3. MA 諸量評価

開発している Excel プログラムを用いた MA 諸量評価の例を図 2 に示す．原子炉による総発電量の 25%を高速炉 (大型 MOX 燃料高内部転換型代表炉心; 導入期炉心) が分担するものとし，炉心に回収 MA を 1~3wt% 装荷，約 150 GWd/tHM の燃焼度で核変換することを想定した．使用済燃料の冷却期間が 15 年，MA 分離割合が 90%，MA 装荷率が 3wt% の場合，MA 総量 (MA ストック+MA 処分) は軽水炉のみの核燃料サイクルに比べて 60% 以上の削減が予想される．

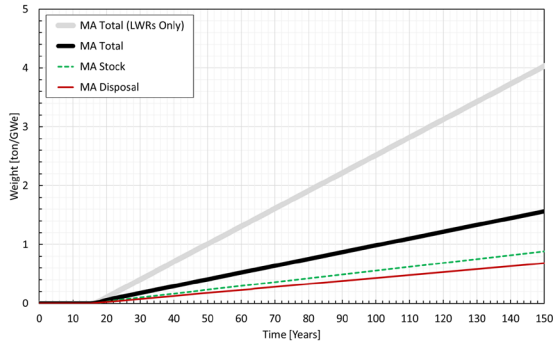


図 2 MA 諸量評価例;
PWR (UO_2 4.5wt%, 45 GWd/tHM),
高速炉 (JSFR-1500, MA 3wt%, 出力分担 25%),
15 年冷却, MA 90% 分離

謝辞 本報告は，文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD02 19209423 の助成を受けたものです．

参考文献

[1] 朝野英一他，日本原子力学会 2023 年春の年会． [2] 韓治暎他，日本原子力学会 2021 年春の年会，3J03.
[3] IAEA, “Nuclear Fuel Cycle Simulation System: Improvements and Applications,” IAEA-TECDOC-1864, 2019.

*Chi Young HAN[1], Hiroshi SAGARA[1], Hidekazu ASANO[2]
[1]Tokyo Tech, [2]RWMC

廃棄物処分の環境影響を基点とした原子力システム研究
（12）簡素化 MA 分離プロセスの構築

Study on advanced nuclear energy system based on the environmental impact of radioactive waste disposal
(12) Simplification of the MA separation process

*松村 達郎[1]，朝野 英一[2]，桜木 智史[2]，浜田 涼[2]
[1] JAEA，[2]原環セ

高レベル放射性廃棄物処分における環境負荷低減について，地層処分，MA 分離，高速炉炉心特性に着目した分野横断的な比較評価を行う研究を進めている．環境負荷評価を基にした MA 分離プロセス簡素化の可能性について検討した結果を報告する．

キーワード：原子力システム，核燃料サイクル，分離変換，MA 分離プロセス，廃棄物処分，環境負荷

1. 緒言

高レベル廃液の放射性毒性低減化と減容化を目指した分離変換技術の研究において MA は重要な対象核種である．原子力機構では，MA を高レベル廃液(HLW)から分離する溶媒抽出プロセスの研究を進めてきた．処理に伴う二次廃棄物の発生と，水相中への有機試薬の添加を抑制した新たな溶媒抽出プロセス「SELECT プロセス」を開発し，実廃液からの MA の分離を達成した[1,2]．これまでの開発では，長期的な放射性毒性の推移を基にした目標値を設定し，分離プロセスフローを設計してきた．本研究では，廃棄物処分における環境負荷評価を基にして改めて目標値を設定することによって，MA 分離プロセスの簡素化の可能性を検討した．

2. MA 分離プロセスの簡素化

「SELECT プロセス」の各分離ステップで採用している抽出剤とブロックフローを図 1 に示した[3]．MA の分離回収は「Step3」から「Step5」までの工程である．特に「Step4」の MA/RE 相互分離工程は，その分離の困難さから，実用的な特性を有する抽出剤と多数の分離段を持つ抽出器によって分離を達成している．従来の Am 回収率の目標値 99.9%を達成するためには，抽出器の分離段は 40 段必要である[2]ことがこれまでの実験とシミュレーション解析から明らかとなっており，分離工程の大型化が課題となっている．一方，環境負荷を基にした評価では，Am 回収率 70～90%において負荷低減化が可能であることが示されている[4]．本研究では，プロセスシミュレーションコード PARC-MA[1,2]を用いて MA/RE 相互分離工程を解析し，工程の簡素化と高速炉における核変換への供給可能性の検討に必要な製品 MA の組成を評価した．解析結果を表 1 に示した．ケース 1 は文献[2]で示された分離段数 40 段で Am の回収率 99.9%以上の条件である．分離段数 10 段で MA 90%分離，MA 純度 66%の製品を得ることができ，MA70%分離であれば MA 純度 50%の製品を 6 段で得られることを明らかとし，大幅な簡素化の可能性を示すことができた．

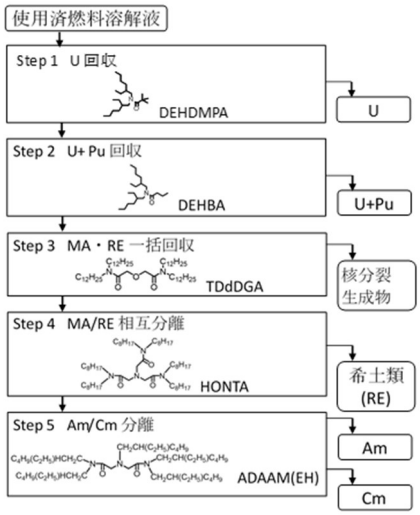


図1 SELECT プロセスの概念図と各段階で採用したアミド系抽出剤

表1 MA/RE相互分離プロセスのPARC-MAコードによる解析結果

ケース	分離段数(抽出+洗浄) 全段数	抽出段	洗浄段	供給液硝酸濃度(M)	Am回収率(%)	MA純度(%)
1	40	24	16	0.06	100	94
2	16	10	6	0.09	92	87
3	16	10	6	0.05	100	48
4	10	6	4	0.10	91	66
5	10	6	4	0.05	99	40
6	6	4	2	0.12	71	52
7	6	4	2	0.08	90	41
8	4	3	1	0.10	71	39

謝辞 本報告は，文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD02 19209423 の助成を受けたものです．

参考文献 [1] BAN, Y., et al., Solv. Extr. Ion Exch., 37 1 (2019) 27-37，[2] BAN, Y., et al., Solv. Extr. Ion Exch., **37** 7 (2019) 489-499，[3] 原子力機構原子力基礎工学研究センター年報 2020 年度 https://nsec.jaea.go.jp/annualreport/pdf/AR-FY2020_NSEC-JAEA_2109.pdf，[4] 朝野他，原子力学会 2022 年春の年会 1H05

* Tatsuro Matsumura[1], Hidekazu Asano[2], Tomofumi Sakuragi[2], Ryo Hamada[2], [1] JAEA, [2]RWMC

廃棄物処分の環境影響を基点とした原子力システム研究
(13)回収 MA 燃焼を念頭に置いた高速炉炉心特性の評価

Study on advanced nuclear energy system based on the environmental impact of radioactive waste disposal

(13) Evaluation of fast reactor core characteristics based on the recycled MA burning

*千葉 豪[1]，朝野英一[2]，松村達郎[3]

[1]北海道大学,[2]原環センター,[3]原子力機構

核燃料サイクル諸条件の組み合わせを分野横断的に検討する一環として、再処理工程で分離回収した MA を高速炉燃料として利用する場合の炉心特性を評価した。

キーワード：簡素化 MA 分離、希土類元素（RE）、MOX 燃料高速炉、炉心燃焼計算

1. 背景　再処理における MA 分離を簡素化し、再処理システムの工学的成立性を高めることにより、原子力システム全体としての性能・コスト・実現性を向上させる検討を行っている。その際には、MA 分離の簡素化が高速炉の炉心特性に及ぼす影響を考慮することが重要である。MA 分離の簡素化には、MA 回収率の低下と MA 純度の低下という 2 つの影響が考えられる。前者は、冷却材ボイド反応度などの炉心特性パラメータを安全側に変化させるものと考えられるが、後者は、例えば燃料への RE 随伴量の増加を意味するため、逆に安全パラメータを非安全側に変化させるものと考えられる。本検討では SELECT プロセスを対象として、異なる MA 分離条件に対し、大型 Na 冷却 MOX 燃料高速炉 JSFR-1500 の移行期と平衡期での炉心特性を全炉心燃焼計算により求めた。

2. 前提条件　SELECT プロセスについて、抽出器の分離段数、硝酸濃度等の分離条件を設定し解析を行った結果、Table 1 に示す MA・RE の回収率を得た。これを基にして、高速炉に装荷する燃料中の TRU と RE 組成を計算した。移行期の場合には、UO_2 もしくは MOX 燃料を軽水炉で利用した後の使用済み燃料（SF）を再処理の対象とした。

Table 1 Separation rate in simplified MA separation [%]

Case	1	2	3	4	5	6	7	8
Am	100.0	92.0	100.0	90.9	99.2	70.7	90.4	70.7
Nd	1.0	2.0	17.0	7.0	23.0	9.6	19.4	16.0

3. 解析結果　高速炉の炉心計算には CBZ コードシステムの FRBurner モジュールを用いた。FRBurner は燃料中の FP の生成と変換を陽に扱う機能を有するため、再処理によって TRU に随伴する RE をそのまま全炉心燃焼計算で考慮することが可能である。平衡サイクル末期における冷却材ボイド反応度の計算結果を Fig.1 に示す。図中の Case 0 は MA・RE の回収率をゼロとした条件に対応する。平衡期高速炉では、SF 中の全 TRU に占める Am-241 の割合が LWR-SF と比較して小さいため、移行期高速炉と比べてボイド反応度が小さい。LWR-UO_2-SF からの TRU を用いる移行期炉心では、使用済み燃料中の RE/MA 比が大きいため、RE 回収率に対する依存性が見られる。一方、LWR-MOX-SF からの TRU を用いる移行期炉心では、燃料中の Am-241 のインベントリが大きいため、反応度の Am 回収率に対する依存性が大きい。

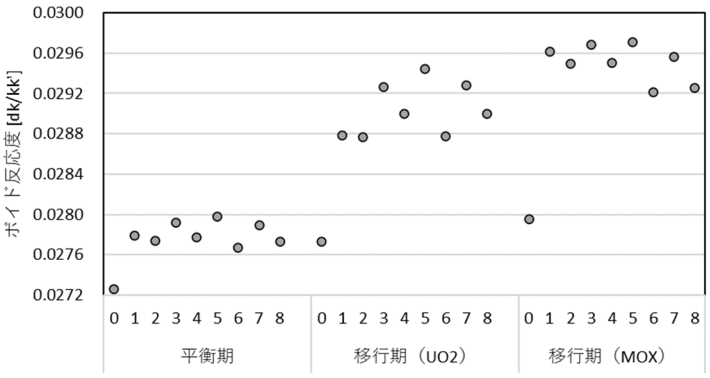


Fig.1 Numerical results of the coolant void reactivity

謝辞　本報告は、文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD02 19209423 の助成を受けたものです。

* Go Chiba [1], Hidekazu Asano[2], Tatsuro Matsumura [3]

[1] Hokkaido University, [2] RWMC, [3] JAEA

廃棄物処分の環境影響を基点とした原子力システム研究
（14）原子力システムの環境負荷低減に関する分野横断型評価

Study on advanced nuclear energy system based on the environmental impact of radioactive waste disposal
(14) Cross-sectoral evaluation of environmental load reduction of nuclear power system

*朝野 英一[1]，桜木 智史[1]，浜田 涼[1]，韓 治暎[2]，中瀬 正彦[2]，松村 達郎[3]，千葉 豪[4]，
相樂 洋[2]，竹下 健二[2]
[1]原環セ，[2]東工大，[3]JAEA，[4]北大

廃棄物処分における負荷低減を核燃料から地層処分までの多様な条件を念頭に，地層処分，MA 分離，高速炉炉心特性に着目して比較評価を行い分野横断的な核燃料サイクル条件組合せについて考察する．

キーワード：原子力システム，核燃料サイクル，放射性廃棄物管理，廃棄物処分，環境負荷

1. 緒言

多様な核燃料サイクル条件に基づくガラス固化体の地層処分の環境影響を，MA 分離割合に留意して検討した．処分システム負荷として廃棄物量(処分場面積:CR1)と動的(CR2)，静的(CR3)の２つの放射線影響，MA 分離負荷として分離回収に必要な溶媒抽出段数(CR4)及び回収 MA の高速炉装荷を考慮した MA ストック(CR5)，高速炉炉心負荷として RE を随伴する回収 MA を燃料とする高速炉炉心特性(CR6)，以上 3 領域，6 クライテリアで多基準分析の手法により評価値を算出した．そしてクライテリアの重み配分をパラメータとして条件組合せの優位性を比較した．評価対象廃棄物は UO_2 及び MOX 燃料由来のガラス固化体とした[1][2].

2. 分野横断型の負荷評価とオプション選択

核燃料サイクル条件は UO_2 燃料と MOX 燃料について燃焼度:45GWd/tHM，使用済燃料冷却期間:15，50 年，MA 分離(回収):0，70，90，99.5，99.9%の 5 条件とした．CR1～CR3 は標準条件とした MA 分離 0%での計算値との増減程度の比較, CR4 は所定の MA 回収率と RE を随伴する MA 純度に留意して分離に要するミキサーセトラーの段数を計算し[3]，回収率 100%での 40 段と比較，CR5 は高速炉での消費後の MA 残量の MA0%分離の場合との比較[4]，CR6 は RE を随伴する MA 装荷燃料による高速炉(大型 MOX 燃料高内部転換型代表炉心(JSFR-1500))の燃焼反応度，ナトリウムボイド反応度，ドップラー反応度を標準的な許容範囲と比較[5]，以上によりスコア化した．重みの合計値を 1.0 とし，重み配分をパラメータとして多基準分析の代表的手法である加重総和法とコンコーダンス分析により評価値を算出した．UO2 燃料由来ガラス固化体について 12 ケースの重み配分での加重総和評価値を図 1 に示す．右下がりの傾向は MA 分離を大きくすると評価値が下がることを示している．重み配分が処分システム負荷：(MA 分離負荷＋高速炉炉心負荷)=0.5:0.5 のケースを抜き出したものを図 2 に示す．MA70%分離の条件 2 の評価値が高いことが分かる．これは発熱量低減による処分場面積削減，分離段数削減，RE 随伴での高速炉炉心特性の維持，及び回収 MA 消費による同ストックの抑制の組合せによる優位性と考えられる．MOX 燃料では MA90%分離に同様の傾向が見られた．これより分野横断型の環境負荷低減と簡素化 MA 分離の効果、影響を考察した．

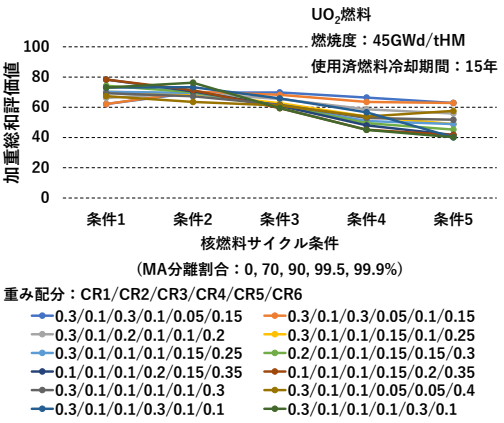


図 1 加重総和評価値，全重み配分

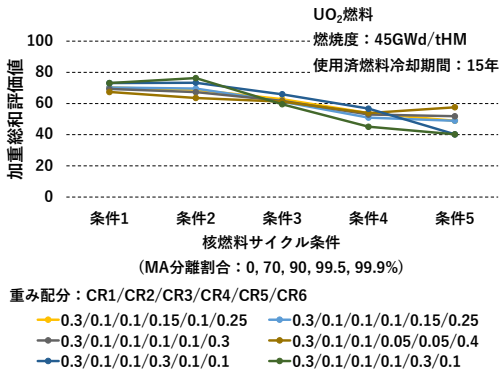


図 2 加重総和評価値，重み配分 0.5:0.5

謝辞 本報告は，文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD02 19209423 の助成を受けたものです．

参考文献 [1]浜田他 日本原子力学会 2021 春 3J02，[2]浜田他，日本原子力学会 2022 春 1H06，[3]松村他 日本原子力学会 2023 春 本シリーズ発表(12)，[4] 韓他 同シリーズ発表(11)，[5]千葉他 同シリーズ発表(13)

*Hidekazu Asano[1], Tomofumi Sakuragi[1], Ryo Hamada[1], Chi Young Han[2], Masahiko Nakase[2], Tatsuro Matsumura[3], Go Chiba[4], Hiroshi Sagara[2] and Kenji Takeshita[2] [1]RWMC, [2]Tokyo Tech, [3]JAEA, [4]Hokkaido Univ

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

[2I15-19] Waste Management 4

Chair:Toshitaka Oka(JAEA)

Tue. Mar 14, 2023 4:05 PM - 5:25 PM Room I (13 Bildg.1F 1313)

[2I15] Decomposition of Dibutyl Phosphate by Pulsed Discharge over Water Surface

*Katsuyuki Takahashi[1], Tetsu Sakakibara[1], Koichi Takaki[1], Tatsuya Horimai[2], Norio Kanehira[2] （1. Iwate University, 2. Japan Nuclear Fuel Ltd.）

4:05 PM - 4:20 PM

[2I16] Exam for the Mineralization of Analytical Waste liquid – metallic ion, processing speed comparing -

*Takahiro Kikuchi[1], Kenji Hirota[1], Takahiro Konno[1], Naoki Sekine[1], Yuto Tazawa[1] （1. JAEA）

4:20 PM - 4:35 PM

[2I17] Development of universal XRF (X-Ray Fluorescence) automatic semi-quantitative analysis program for various matrices sample including highly uranium contained sample

*Hiroki Nishiwaki[1], Mitsuo Nomura[1], Miyagi Takuma[2], Tatsumi Arima[3] （1. Japan Atomic Energy Agency, 2. AMETEK, 3. Kyushu Univ.）

4:35 PM - 4:50 PM

[2I18] Development of nondestructive identification method by using high-energy X-ray CT for disposal-restricted materials in radioactive waste containers

*Masashi Murakami[1], Yukihiko Yoshida[1], Nobuhito Nango[2], Shogo Kubota[2], Takuya Kurosawa[3], Toshiki Sasaki[1] （1. JAEA, 2. Ratoc System Engineering, 3. Nuclear Engineering）

4:50 PM - 5:05 PM

[2I19] Demonstration of an Incinerator for Flame-retarded TRU Wastes(8)

*Kiyoto Yamashita[1], Shota Maki[1], Kazuhiro Yokosuka[1], Masahiro Fukui[1], Keisuke Iemura[1] （1. JAEA）

5:05 PM - 5:20 PM

©Atomic Energy Society of Japan

液面上パルス放電を用いたリン酸ジブチルの分解

Decomposition of dibutyl phosphate using pulsed discharges generated over water surface

*高橋 克幸[1,2]，榊原 哲[1] 高木 浩一[1,2]，堀米 達哉[3]，兼平 憲男[3]

[1]岩手大学理工学部，[2]岩手大学次世代アグリイノベーションセンター，[3]日本原燃株式会社

アルゴン雰囲気中で液面上放電プラズマを発生させ、DBP 溶液および模擬廃液中の DBP 分解を行った。その結果、DBP 溶液において 9 時間の放電処理によりほぼ全ての DBP が分解されることがわかった。

キーワード：リン酸ジブチル、液面上パルス放電、プラズマ、ヒドロキシラジカル

1. 緒言

使用済み核燃料の再処理過程において生成されるリン酸ジブチル(DBP)は、高レベル放射性廃液のガラス固化プロセスにおいて、配管閉塞や発泡による溶融炉の不安定化などの悪影響をもたらすことから、その分解除去法の確立が求められている。液面上で発生するパルス放電を用いた汚水処理では、放電プラズマによって直接高濃度の化学的活性種を生成し、高濃度の有機化合物を選択性無く分解処理が可能であり、酸化反応場をプラズマ近傍に局所化できるなどの利点がある[1]。本研究では、再処理プラントの廃液を想定した DBP を含む模擬廃液に対し、液面上パルス放電による処理を行い、DBP の分解処理を試みた。

2. 実験方法

放電リアクタ[2]は、アルゴンを注入した 30 mL ガラスバイアル瓶に、タングステン線とステンレス線がそれぞれ入ったガラス管を挿入し構築した。ステンレス線は液中に浸漬させ接地し、タングステン線にパルス高電圧を印加することで、液面上でパルス放電を発生させた。試料には、NaOH を添加し pH を 11 に調整した DBP 溶液、再処理廃液を模擬するため炭酸ナトリウム、硝酸ナトリウムを 1 M の濃度で含めた溶液、さらに亜硝酸ナトリウムを 1 M 含めた溶液をそれぞれ用いた。全ての試料の DBP 濃度は 23.8 mM である。

3. 実験結果

放電時間の増加とともに DBP 濃度は減少し、9 時間の処理によってほぼ全ての DBP が分解除去された。分解生成物として、リン酸モノブチルやリン酸が検出された。模擬アルカリ廃液の処理を行ったところ、同様に液中の DBP を分解することが可能であることを確認した。

4. 結論

本研究では、アルゴン雰囲気中で液面上パルス放電を発生させ、DBP 溶液中ならびに模擬廃水中の DBP 分解について検討した。DBP 溶液中では、9 時間の放電処理によってほぼ全ての DBP が分解された。また、高導電性の模擬アルカリ廃液においても DBP の分解が可能であることを確認した。

本報告は経済産業省資源エネルギー庁「令和 4 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である。

参考文献

[1] 高橋克幸，高木浩一，表面と真空，Vol. 61, No. 3, pp.131-142 (2018)

[2] K. Takahashi, H. Takayama, I. Yagi, K. Takaki, and N. Satta, Jpn. J. Appl. Phys., Vol. 59, SHHA06 (2020)

*Katsuyuki Takahashi[1,2], Tetsu Sakakibara[1], Koichi Takaki[1,2], Tetsuya Horimai[3], Norio Kanehira[3]

[1]Fucalty of Science and Engineering, Iwate Univ., [2]Agri-innovation Center, Iwate Univ., [3]Japan Nuclear Fuel Ltd.

分析廃液の無機化処理試験
-金属イオン種、処理速度の比較-

Exam for the Mineralization of Analytical　Waste liquid
- metallic ion, processing speed comparing –

*菊池 貴宏[1]，廣田 賢司[1]，紺野 貴裕[1]，関根 直紀[1]，田沢 勇人[1]
[1] 日本原子力研究開発機構

日本原子力研究開発機構　プルトニウム燃料技術開発センター（以下「プルセンター」）では核燃料物質中の水分含有率分析手法をカールフィッシャー法に変更する予定であり、分析廃液中に含まれる有機溶媒を電気化学酸化や超音波化学酸化により分解する技術の開発を行っている。
キーワード：電気化学酸化，分析廃液，分解時間

1. 緒言

プルセンターの分析廃液を処理する設備は無機物を対象にしており、カールフィッシャー（以下 KF）法で発生する有機溶媒が含まれる廃液の処理はできない。このため、電気化学酸化および超音波化学酸化を用いて廃液中の有機溶媒を分解する技術開発を行っている。有機溶媒の分解に寄与する金属イオン種について、複数のイオンを対象に分解速度を評価したので報告する。

2. 試験内容

金属イオンを含む反応溶液に電流を流して陽極上で過酸化状態にし、水分子と反応させて生じる水酸化ラジカル、および反応溶液中に超音波を発振することで生じる水酸化ラジカルで有機溶媒を分解することができる。本試験では金属イオン種にセリウムとコバルトを用いて、KF 液中の有機溶媒の分解試験を行った。

3. 結論

コバルトによる KF 液 2mL の分解速度は、既に試験済みの金属イオン種（銀、セリウム）と同等であったことから、以降の試験では取扱いが容易なセリウムで行うこととした。

次に反応溶液に投入する KF 液の量を 2mL と 10mL にしたときの分解速度を比較する試験を行った結果を右図に示す。この図より以下の 2 点が確認されたことから、分解速度は反応溶液中の KF 液濃度に依存していると考えられる。

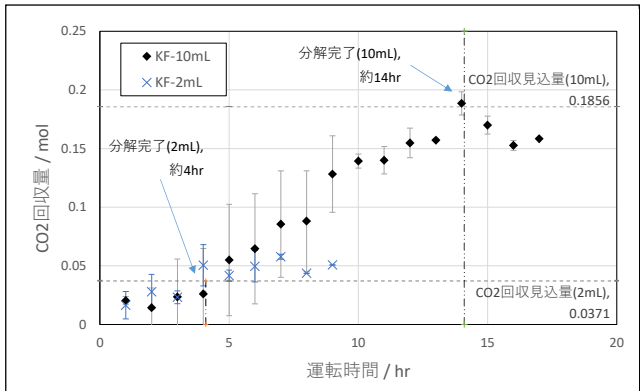


図　KF液分解量による運転時間, CO2回収量※の比較

※ KF液分解によるCO_2を定量することで、KF液の分解状況を評価. 100%分解でCO_2は理論上、2mLで0.0371mol、10mLで0.1856molが発生する。

①分解に要する時間は 2mL は約 4 時間、10mL は約 14 時間で、分解速度は分解量に比例していない。
②分解速度は KF 液濃度が高い分解開始直後が速く、分解が進むにつれて遅くなる。

参考文献

[1] F. Kobayashi, J. Ishii, K. Shirahashi, M. Umeda and K. Sakuraba, “Basic Study on the Mineralization of Organic Solvents by the Silver Mediated Electrochemical Oxidation Process with the Ultrasound Agitation”, JAEA-Technology, 2009-056, (2009).

---

*Takahiro Kikuchi[1], Kenji Hirota[1], Takahiro Konno[1], Naoki Sekine[1], Yuto Tazawa[1]
[1] Japan Atomic Energy Agency

高ウラン含有試料を含む多種のマトリックス試料に対応した蛍光 X 線自動半定量分析プログラムの開発

Development of universal XRF (X-Ray Fluorescence) automatic semi-quantitative analysis program for various matrices sample including highly uranium contained sample

*西脇 大貴[1]，野村 光生[1]，宮城琢磨[2]，有馬立身[3]
[1]JAEA，[2]アメテック株式会社，[3]九州大学

高ウラン含有試料（ウラン濃度が数百 mg/g 以上）を含む多種のマトリックス試料に対応した蛍光 X 線自動半定量分析プログラム「Uranium method」を開発した。Uranium method は ICP (Inductively Coupled Plasma) 法と高い相関性を持っており、多くの元素をウラン濃度やマトリックスにかかわらず、15 分程度で迅速に分析することが出来た。

キーワード：エネルギー分散型蛍光X線分析、高ウラン含有試料、多種のマトリックス試料

1. 緒言

分析対象物のマトリックス情報を取得に散乱 X 線を利用したバックグラウンドファンダメンタルパラメーター法による蛍光X線分析は独自の理論計算法による標準試料を用いない分析が非破壊で分析可能であり、廃棄物のような未知な試料のスクリーニング分析において有効である。一方でウランを多量に含む試料の分析は精度が低くなる問題があった。そこで、アメテック社製 ED-XRF（Energy Dispersive-XRF）の SPECTRO XEPOS を用いて高ウラン含有試料にも対応可能な自動半定量分析プログラムの構築を目的に開発を行った。

2. 性能評価

高ウラン含有試料を取り扱い可能な JAEA 人形峠環境技術センターに設置の SPECTRO XEPOS を用いてウランの質量減衰係数を取得し、自動半定量分析プログラム「Uranium method」を構築した。そして、その性能評価のため、液体状、濾物状、ウラン精鉱のマトリクスが異なる実ウラン廃棄物等、合計 169 試料（濃度範囲は ICP 法の測定値より 0.003～700 mg U/g）の分析を行い、従来プログラムの分析値と比較した。

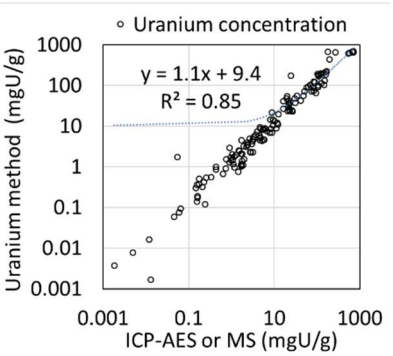


図 1　ウラン濃度に対する Uranium method と ICP 法の分析値

その結果、従来プログラムでは、実廃棄物 169 試料のうち 80 試料は、濃度計算が収束せず、解析出来なかったものの（その多くが 1 mgU/g 以上で高ウラン含有廃棄物）、Uranium method は全数を解析できた。また、ICP 法の分析値と比較したところ（図 1）、高い相関性を持つことを確かめた。さらに、Uranium method はウランだけではなく他の重金属元素の分析においても有効であることも確かめている。

本研究成果に基いて、現在、Uranium method はジーエルサイエンス株式会社で実用化されている[1]。

参考文献

[1] ジーエルサイエンス株式会社, 放射性核種分析カタログ,
https://www.gls.co.jp/brochure/analysis.html (accessed: 2023 年 1 月 6 日).

---

*Hiroki Nishiwaki[1], Mitsuo Nomura[1], Takuma Miyagi[2], and Arima Tatsumi[3]
[1]JAEA., [2]AMETEK, [3]Kyushu Univ.

放射性廃棄物容器内の処分制限物質に対する高エネルギーX 線 CT を用いた非破壊識別方法の開発

Development of nondestructive identification method by using high-energy X-ray CT for disposal-restricted materials in radioactive waste containers

*村上 昌史[1]，吉田 幸彦[1]，南郷 脩史[2]，久保田 省吾[2]，黒澤 卓也[3]，佐々木 紀樹[1]
[1]JAEA，[2]ラトックシステムエンジニアリング，[3]原子力エンジニアリング

過去に発生し、保管されてきている低レベル放射性廃棄物に含まれる鉛、水銀、可燃物等の処分制限物質を、高エネルギーX 線を用いて得られる CT 画像の画素値・形状の解析により識別する方法を開発した。
キーワード：廃棄物キャラクタリゼーション，非破壊検査，高エネルギーX 線 CT，処分制限物質

1. 緒言

JAEA には、これまでの研究開発によって発生した多数の放射性廃棄物が、主に 200 L ドラム缶に封入された状態で保管されている。これらの埋設処分に向けては、容器内部の物質を確認し、埋設施設の廃棄物受入基準により処分できる量が制限される物質、例えば鉛、水銀等の重金属や可燃物等があれば、重金属類は除去し、可燃物等も混入量を抑えるように分別する必要がある。現在、圧縮後に保管されている廃棄物からこれらの物質を取り除くためにドラム缶の開缶・分別作業が実施されているが、多大な労力と時間がかかっている。この対策として、処分制限物質を非破壊で識別・定量評価するための非破壊検査手法を利用し、分別作業の必要性を判断する方法を検討してきた[1]。今回、高エネルギーX 線 CT を用いて、容器に封入した様々な材質の中から処分制限物質を非破壊で定量評価する方法を開発したので報告する。

2. 方法

保管されている廃棄物に代表的な材質（金属、コンクリート、複合物等）を処分制限物質（可燃物、鉛、電池等）とともに容器に封入し、廃棄物を模擬したサンプルを計 6 個製作した。容器はペール缶（直径 27 cm）及びドラム缶（直径 59 cm）の二種類を使用した。圧縮されている廃棄物を模擬するため、ドラム缶の内容物についてはプレス機により約 100 tf で圧縮した。産業用 X 線 CT 装置 HiXCT-9M（日立製作所）を用いて、製作したサンプルについて、最大エネルギー9 MeV の X 線による CT 画像（1500 × 1500 ピクセル）を高さ 0.5 mm 毎に取得した。得られた CT 画像から処分制限物質を抽出するための画像処理・評価を実施した。

3. 結論

得られた CT 画像の画素値と密度の間には、概ねよい線形性が確認できた。密度が高い鉛(図 1)は他の材質より高い画素値を示すことから、画素値範囲を選択することにより、良い精度で抽出できた。電池はコンクリートやガラス、薄いアルミ等と画素値の範囲が重なるため、3 次元的な形状評価を取り入れて抽出したところ、約 98%が識別できた。また、可燃物は種類や形状の違いにより画素値の分布が広くなり、一部細かいガラス等と重なるため、保守的な評価となった。

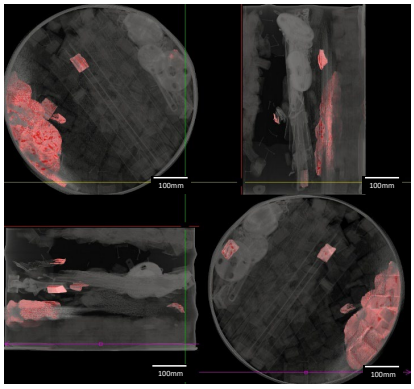


図 1. 鉛の抽出結果（ドラム缶）

参考文献

[1] 中川他、JAEA-Technology 2021-006 (2021).

*Masashi Murakami[1], Yukihiko Yoshida[1], Nobuhito Nango[2], Shogo Kubota[2], Takuya Kurosawa[3] and Toshiki Sasaki[1]
[1]JAEA, [2]Ratoc System Engineering, [3]Nuclear Engineering

難燃性廃棄物焼却設備の実証試験(8)
廃ガス冷却機器の更新実績について

Demonstration of an Incinerator for Flame-retarded TRU Wastes(8)

Replacing of the cooling tower

*山下　健仁，牧　翔太，横須賀　一裕，福井　雅裕，家村　圭輔

JAEA

難燃性放射性廃棄物焼却設備では、プルトニウム燃料施設から発生する放射性固体廃棄物について減容・安定化する技術を実証するための焼却試験を実施している。プルトニウム(Pu)等の閉じ込め機能を有する廃ガス冷却機器内の耐火物に劣化が確認されたため、当該機器の周辺にグリーンハウス(GH)を設置し、機器の更新を行うとともに耐火物の劣化状況を確認したので報告する。

キーワード：プルトニウム，難燃性廃棄物，焼却設備，設備更新，廃ガス処理，グリーンハウス

1. 緒言

本設備では、Pu 燃料施設から発生する可燃性及び塩化ビニル等の難燃性放射性固体廃棄物について、減容・安定化する技術を実証するための焼却試験を実施してきた。設備運転開始から約 16 年間経過し、水を噴霧することで廃ガスを冷却するスプレー塔と呼ばれる機器の内面に施工されていた耐火物に脆化・亀裂等が確認されたため、約 1 年かけてスプレー塔の更新を行うとともに、耐火物の分析を行って劣化状況を確認した。

2. 廃ガス冷却機器の更新

本設備の系統図を図 1 に示す。スプレー塔(概略寸法 直径約 1000(mm)×高さ約 2600 (mm))を更新するため、周囲に GH を設置した上で、放射線防護装備を着用して撤去・解体後、新たに製作したスプレー塔を設置した。解体作業では、耐火物を撤去する作業において GH 内に放射性物質が飛散することを防ぐため、耐火物表面をセメント瓦用塗料で固定する処置を施したところ、GH 内の空気中放射性物質濃度はほとんど上昇せず、本処置の有効性を確認することができた。

3. 耐火物劣化の要因

耐火物が劣化した原因を確認するため、既設のスプレー塔を撤去した時に耐火物のサンプルを採取し、SEM/XMA による分析を行った。その結果、図 2 に示すように耐火物の表層(ガス接触面)から最奥部(ガス非接触面)に至るまで廃棄物由来となる塩素と亜鉛が検出された。スプレー塔において廃ガスが冷却されることで凝縮した塩化亜鉛は、潮解することにより塩化水素を発生し、耐火物中の結合剤として使用される塩基性酸化物(CaO)と反応することで、耐火物が脆くなったことが考えられる。

4. 結言

本作業では装備・手順を入念に検討して大型機器であるスプレー塔の更新作業を行い、安全に完遂することができた。解体時における耐火物表面からの放射性物質の飛散は、塗料による固定によってほぼ抑えられ、当該処置の有効性が確認できた。また、耐火物の分析結果より、耐火物の劣化は潮解した塩化亜鉛により耐火物の成分が反応したことが原因の一つであると考える。

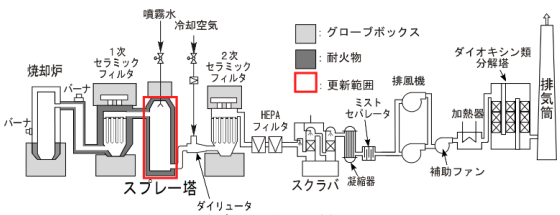


図 1.焼却設備系統図

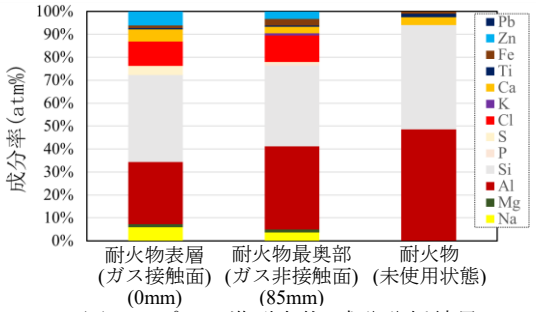


図 2.スプレー塔耐火物 成分分析結果

*Kiyoto Yamashita, Shota Maki, Kazuhiro Yokosuka, Masahiro Fukui, and Keisuke Iemura

Japan Atomic Energy Agency.

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

[2J01-05] Gas-Liquid Two-Phase Flow 1

Chair:Riichiro Okawa(CRIEPI)

Tue. Mar 14, 2023 9:30 AM - 10:50 AM Room J (13 Bildg.2F 1321)

[2J01] Effect of small-scale bubble swarm behavior on aerosol removal in pool scrubbing

*Sasuke Kadoma[1], Kiichi Kohno[1], Akiko Kaneko[1] (1. Univ. of Tsukuba)

9:30 AM - 9:45 AM

[2J02] Decontamination Behavior of Aerosols in a Single Bubble during Pool Scrubbing

*Kiichi Kohno[1], Sasuke Kadoma[1], Akiko Kaneko[1] (1. University of Tsukuba)

9:45 AM - 10:00 AM

[2J03] Effect of heat dissipation within wall on pool boiling critical heat flux

*Daichi Yanagita[1], Tomio Okawa[1], Yasuo Koizumi[1] (1. UEC)

10:00 AM - 10:15 AM

[2J04] Measurement of transient temperature distributions on heated rod bundle using optical fiber sensors at high pressure and temperature

*Takahiro Arai[1], Riichiro Okawa [1], Atsushi Ui [1], Masahiro Furuya[1], Tsugumasa Iiyama[1], Shota Ueda[1], Kenetsu Shirakawa[1] (1. CRIEPI)

10:15 AM - 10:30 AM

[2J05] Experimental study on breakup and splashing for liquid jet discharged from oval nozzle

*Guofu Sun[1], Yi Zhan[1], Tomio Okawa[1], Mitsuhiro Aoyagi[2], Akihiro Uchibori[2], Yasushi Okano[2] (1. The University of Electro-Communications, 2. Japan Atomic Energy Agency)

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

プールスクラビングにおける小気泡群挙動がエアロゾル除去に及ぼす影響

Effect of small-scale bubble swarm behavior on aerosol removal in pool scrubbing

*門間 彩介[1]，河野 紀一[1]，金子 暁子[1]

[1]筑波大学

本研究では、プールスクラビングの小気泡群における除染効果について実験結果と既存モデルとの乖離要因を調査するために、小気泡が群となって上昇する際の気液二相流挙動および微粒子除去量の計測を行い、気泡間距離が微粒子除去へ与える影響について評価を行った．

キーワード：プールスクラビング、除染係数、エアロゾル、気液二相流、小気泡群

1. 緒言

原子力発電施設での過酷事故対策では、プールスクラビングにおけるエアロゾル除去量を正確に評価することが求められている．特に、初生気泡が分裂し複数の小気泡が分裂合体することなく群となって上昇する際のエアロゾル除去効果は、既存モデルにおいて理想的な内部流れを仮定した単一気泡における除去効果によって評価がなされている．前報では、小気泡群におけるエアロゾル除染係数（DF）について既存モデルである MELCOR と実験結果との比較を行い、MELCOR と実験結果に乖離があることを示した．そこで本研究では、その乖離要因について特に気泡間距離がエアロゾル除去効果へ与える影響に着目し、流動場計測および DF 計測を行うことでその影響を調べた．

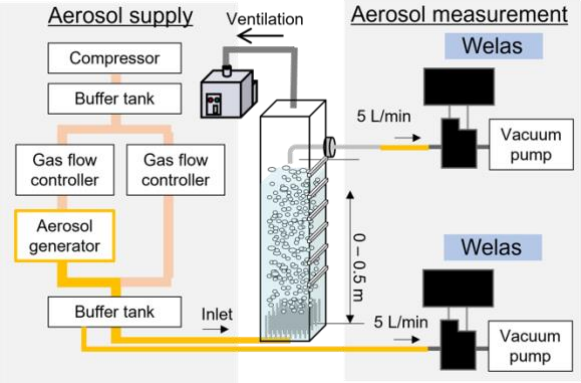


Fig. 1 小気泡群計測装置の概要図

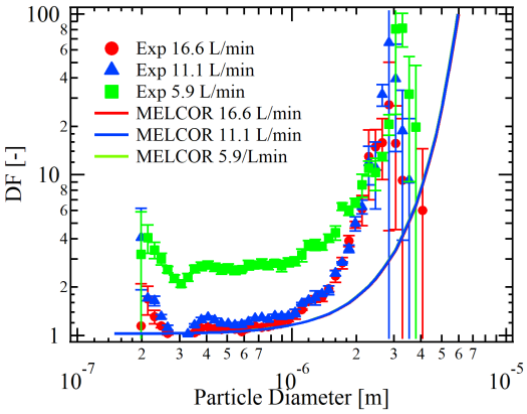


Fig. 2 ガス流量変化（気泡間距離）による DF 計測結果の比較

2. 実験手法

Fig. 1 に実験装置の概要図を示す．底面部に複数のノズルを有する水槽に水を張り、ノズルからエアロゾル粒子を含むガスを注入した．本実験では、ガスを注入するノズルの配置およびガス流量を変化させることで小気泡群中の気泡間距離を変更した．このとき、ノズル出口におけるエアロゾル除去効果および発生する気泡径を統一するために、ノズル出口におけるガス流速が各条件において一致するよう調整を行った．各条件において水中通過前後でのエアロゾル質量濃度を計測し、DF の算出を行った．

3. 結果・考察

Fig. 2 に入口ガス流量を変化させた場合におけるエアロゾル粒子径に対する DF の計測結果を示す．計測結果より、入口ガス流量が増加するつまり気泡間距離が小さくなるに従い、DF が小さくなる傾向が確認された．この要因として、気泡が密に存在することで、気泡扁平が小さくなり気泡表面積が減少したこと、および気泡上昇速度が増加したことが主に考えられ、本結果より小気泡群中の気泡間距離がエアロゾル除去効果に影響を与えることが示唆された．また、影響について詳しく調べるために、気泡群流動場の計測を行い、周囲流動場とエアロゾル除去効果との関連性を調べた。

謝辞 本研究は令和 4 年度原子力施設等防災対策等委託費（スクラビング個別効果試験）事業の一部として行ったものである。

*Sasuke Kadoma[1], Kiichi Kohno[1] and Akiko Kaneko[1]

[1]Univ. of Tsukuba

プールスクラビング時における単一気泡内のエアロゾル除染挙動

Decontamination Behavior of Aerosols in a Single Bubble during Pool Scrubbing

*河野 紀一[1]，門間 彩介[1]，金子 暁子[1]

[1]筑波大学

抄録　プールスクラビング時の除染効果に影響するエアロゾル粒子の移行は，気泡の変形が影響する可能性がある．本研究ではエアロゾルを含む気泡が，気泡の変形におよぼす影響を明らかにすることを目的とする．アスペクト比 E の時系列変化の結果より，エアロゾル粒子を含む気泡において E が小さい傾向を示した．

キーワード：プールスクラビング，アスペクト比，エアロゾル，可視化計測

1. 緒言　原子力発電所の過酷事故において圧力容器内で生じた核分裂生成物質が水中を通り大気中に移行する際，プールスクラビング効果による除染が想定されている．除染効果に影響するエアロゾル粒子の気相から液相への移行には気泡の変形が影響する可能性が示唆されている[1]．しかしエアロゾル粒子を含む気泡について，粒子を含まない気泡と同様の変形が生じるかについては十分に明らかにされていない．そこで本研究ではエアロゾルを含む気泡と含まないものが，気泡の変形におよぼす影響を明らかにすることを目的とする．本報では可溶性及び不溶性の微粒子を含む単一気泡の上昇挙動について，時系列で可視化計測を行う．可視化より計測されたアスペクト比や上昇速度，等価直径などの各気泡の挙動を明らかにする．エアロゾル粒子には不溶性の OX50，可溶性の Glycerin を用いた．

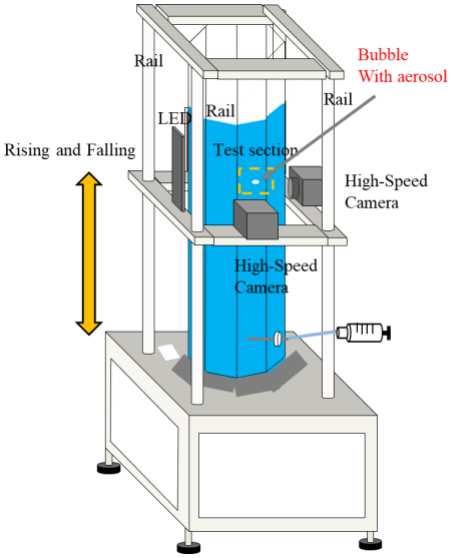


Fig. 1　実験装置

2. 実験装置及び画像処理　Fig. 1 に実験装置を示す．垂直に設置した 2 台のカメラを用いて，気泡の上昇挙動を撮影した．気泡を 3 次元の回転楕円体として再構成し，形状に関するパラメータを得た．

3. 結果　Fig. 2 に等価直径 $d_B = 10$ mm，プール深さ $z = 0$ mm におけるアスペクト比の時系列変化を示す．なお $z = 0$ mm はノズル射出付近である．結果よりエアロゾル粒子を含む気泡において，含まない気泡に比べてアスペクト比 E が小さい傾向を示した．一方でエアロゾル粒子を含まない気泡では，ノズルの初期慣性力の影響を受け E が大きくなる傾向を示した．

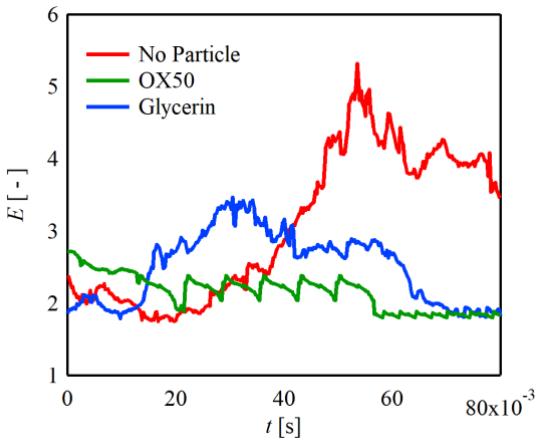


Fig. 2 $d_B = 10$ mm, $z = 0$ mm の E の時系列変化

謝辞　本研究は，令和 4 年度原子力施設等防災対策等委託費(スクラビング個別効果試験)事業の一環として行った．

参考文献

[1] K Fujiwara, K Yoshida, A Kaneko, Y Abe, " Experimental and numerical investigations of aerosol transportation phenomena from single bubbles," Sandia National Laboratories, International Journal of Heat and Mass Transfer, Volume 195,2022.

*Kiichi Kohno[1], Sasuke Kadoma[1], Akiko Kaneko[1]

[1]University of Tsukuba

プール沸騰の限界熱流束に及ぼす伝熱面内熱拡散の影響

Effect of heat dissipation within wall on pool boiling critical heat flux

*柳田　大智，大川　富雄，小泉　安郎
電気通信大学

３種の伝熱面材料に対し飽和プール沸騰実験を行った。CHF は伝熱面の熱拡散率の増加で向上し、加熱面半径の増加で悪化、伝熱面厚さの増加で向上した。この結果を説明するため、CHF モデルを作成した。

キーワード：プール沸騰，限界熱流束，壁面材料，熱拡散

1. 緒言

核沸騰の限界熱流束（CHF）に関する実験は、CHF 到達時の過熱度急上昇によるヒーターの焼損を防ぐため、多くが銅の伝熱面で行われている。本研究では、伝熱面材質が CHF に及ぼす影響を調査する目的で、飽和プール沸騰実験を行った。また、実験条件と CHF 時の下面熱流束の経験的な相関式を作成した。

2. 実験装置・条件

実験容器の下部に伝熱面となる薄板を固定し、下方からレーザーを照射して加熱する。試験流体は蒸留水、圧力は大気圧とした。薄板下面の温度を放射温度計で観測しながら熱流束を段階的に上昇させ、その温度が急上昇した点を CHF と判定する。伝熱面材料として銅、真鍮、ステンレスの三種類を用いたほか、伝熱面厚さδと下面レーザー半径Rも変化させた。

3. 結果・考察

Rとδの増加に対して、CHF 時の下面熱流束$q_{LASER,CHF}$はそれぞれ下降傾向、上昇傾向となった。また、熱伝導率の高い伝熱面ほど$q_{LASER,CHF}$は高くなった（図 1、図 2）。伝熱面内部の熱拡散を考慮して、生成気泡直下の伝熱面に生じる渇き域の、$q_{LASER} = 1100\mathrm{kW/m^2}$の場合における温度増分を数値解析で求める[1]と、それと実験値$q_{LASER,CHF}$に負の相関が見られた。

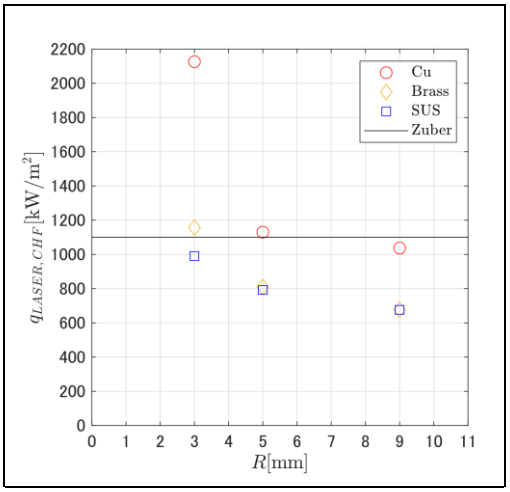


図 1　$R - q_{LASER,CHF}$ ($\delta = 0.1\mathrm{mm}$)

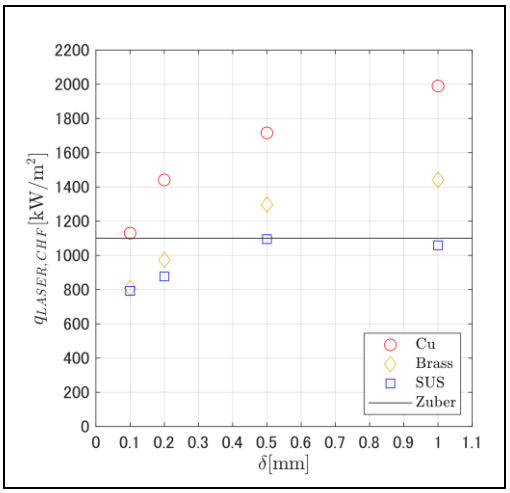


図 2　$\delta - q_{LASER,CHF}$ ($R = 5.0\mathrm{mm}$)

4. 結論

今回実験した薄板・レーザー加熱の条件においては、伝熱面の熱伝導率が低いほど CHF も低下することが判明した。これが一般の場合にも適用されるならば、例えば IVR 時の CHF 等が過大評価されている可能性があり、危険である。

参考文献

[1] J. Y. Choi, H. C. No and J. Kim, "Development of a dry patch model for critical heat flux prediction," Int. J. Heat and Mass Transfer, vol. 100, pp. 186-195, 2016.

*Daichi Yanagita, Tomio Okawa and Yasuo Koizumi
The University of Electro-Communications

光ファイバセンサを用いた高温高圧下での発熱管群表面温度分布計測手法の開発

Measurement of transient temperature distributions on heated rod bundle using optical fiber sensors at high pressure and temperature

*新井 崇洋[1], 宇井 淳[1], 古谷 正裕[1], 大川 理一郎[1], 飯山 継正[1], 植田 翔多[1], 白川 健悦[1]
[1] 電力中央研究所

光ファイバセンサを発熱管群（バンドル）の表面に実装した温度分布計測手法を新たに開発し、高温高圧条件下の強制対流沸騰に対する限界熱流束近傍での発熱バンドル表面温度計測へ適用する。

キーワード：ロッドバンドル, 光ファイバセンサ, 温度分布, 強制対流沸騰, 限界熱流束

1. 緒言　原子炉や蒸気発生器など強制流動条件下の沸騰二相流で発生する限界熱流束（CHF）は、流動条件によって発生機構が異なる。機構論的な CHF 予測手法を構築するためには、実機流動条件下での CHF の発生位置や伝播挙動を実験的に把握することが重要である。本研究では、光ファイバセンサ上の温度分布を高速かつ高空間分解能で取得できる光学干渉計測法を用いた発熱管（ロッド）表面温度計測技術[1]の適用範囲を拡張し、高温高圧条件下における発熱バンドルの軸方向表面温度分布計測を実施する。

2. 実験　光ファイバセンサを直径が約 11mm の発熱管（ロッド）表面に実装した 2×2 バンドル試験体を設計製作した。有効発熱長は約 1.2 m であり、各ロッドの表面に極細ガイド金属管を設けて光ファイバセンサを実装した。熱電対は流路断面図に示した周方向位置、高さ方向 7 地点に実装し、計測温度を比較した。熱出力分布は径方向に一様、軸方向は発熱部中央付近にピークを有する分布である。軽水炉三次元熱流動実験設備（SIRIUS-3D）を用いて 7.2 MPa の高温高圧条件下で強制対流沸騰実験を実施した。バンドル熱出力を段階的に増大させ、CHF 近傍でのロッド表面温度分布の時間変化をファイバセンシングシステム FBI-Gauge を用いて計測周波数 100 Hz、空間分解能 2.6 mm で計測した。

3. 結果及び考察　CHF 近傍でのロッド表面温度分布の計測結果を図に示す。バンドル熱出力を段階的に増大させていくと、発熱部上端付近でのロッド表面温度の断続的な上昇と低下が確認された。熱電対でも同様の傾向を捉えており、光ファイバセンサが CHF 近傍で生じる局所的なドライパッチの生成及びリウェットが推察される沸騰流動をロッド表面温度分布の時間変化として詳細に把握できることを示した。

4. 結論　高温高圧条件下での発熱バンドルの軸方向表面温度分布計測手法を開発した。本手法を圧力 7.2 MPa の発熱バンドル内強制沸騰流動に適用し、CHF 近傍で生じる発熱ロッドの表面温度上昇挙動を軸方向温度分布の時間変化として計測できることを示した。

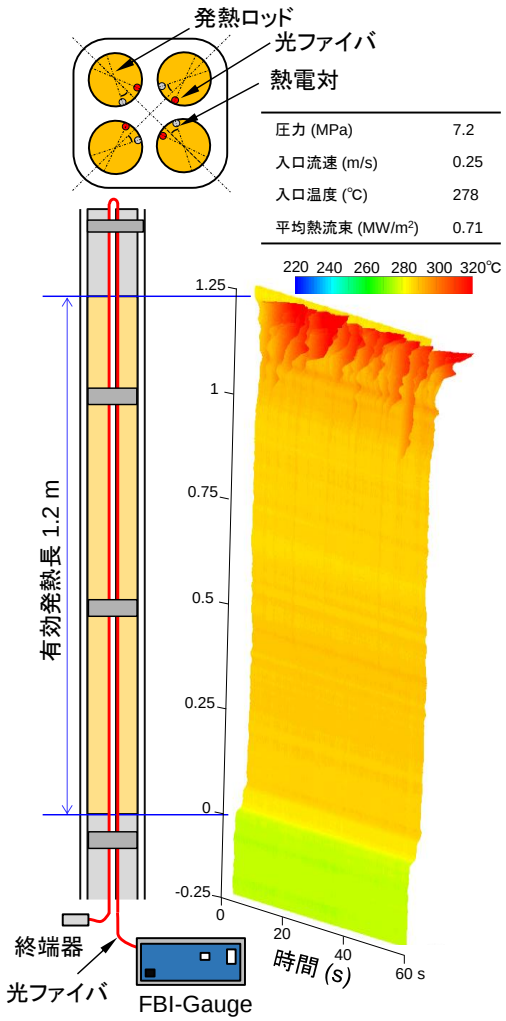


図　CHF 近傍でのロッド表面温度分布計測結果

参考文献

[1] Ui et al., *Nucl. Eng. Des.* **381** (2021) 111323.

*Takahiro Arai[1], Atsushi Ui[1], Masahiro Furuya[1], Riichiro Okawa[1] Tsugumasa Iiyama[1] Shota Ueda[1] and Kenetsu Shirakawa[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

長円形ノズルから流出する液噴流の分裂と液滴スプラッシュに関する研究

Experimental study on breakup and splashing for liquid jet discharged from oval nozzle

*孫 国富[1], 詹 翼[1], 大川 富雄[1], 青柳 光裕[2], 内堀 昭寛[2], 岡野 靖[2]

[1]電気通信大学, [2]日本原子力研究開発機構

液噴流の固体壁衝突時における液滴飛散現象の把握を最終目的として、長円形ノズルより鉛直下向きに流出する噴流が水平固体面に衝突する際の液滴飛散特性を実験的に検討した。

キーワード：単相噴流，長円形ノズル，衝突液滴，飛散率，飛散液滴

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉における冷却材漏えい・燃焼事象の解析評価では、漏えい液が構造物等に衝突した際に生じる飛散液滴の総量やサイズの把握が重要となる。本研究では、円形ノズルを用いて行われた先行研究[1]を参照しつつ、長円形ノズルより噴出させる液噴流が固体面に衝突する事象を調べた。これまでの研究により、長円形ノズル噴流の分裂挙動は定性的に円形ノズルと同じであることを示すとともに[2]、この結果を踏まえて、分裂挙動に重要な特徴量としての分裂長さ、衝突頻度と衝突液滴径に関する定量的な知見を得た[3]。本報では、衝突液滴の速度と飛散率、飛散液滴の最大径に関する結果を報告する。

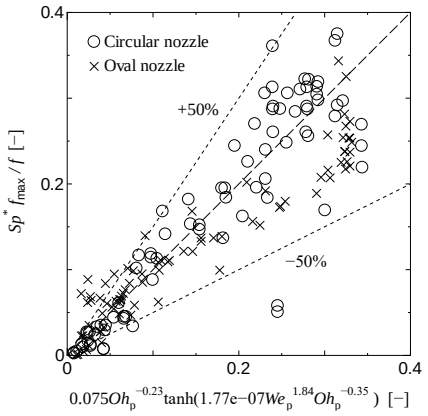


図 1：単一衝突液滴の飛散率

2. 実験

実験は、先行研究[1]と同様の装置を用いて実施した。長円形ノズルより試験流体を噴射し、高速度カメラを用いて撮影速度 2000fps で噴流下流の衝突液滴の落下状況を観察した。飛散液滴の発生状況は、高解像度かつ 8000fps の撮影速度で観察した。また、飛散液滴を紙ウエスに吸収させ、吸収前後の重量差より液滴飛散量を計測した。

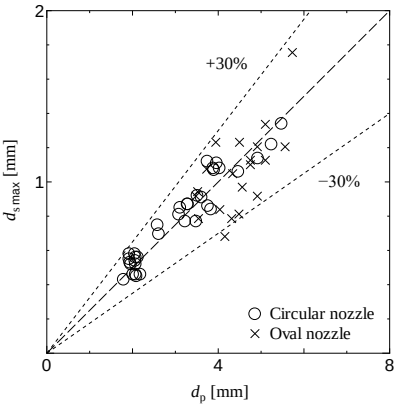


図 2：最大飛散液滴径と衝突液滴径の比較

3. 結果

衝突液滴の速度は、先行研究[1]と同様に、空気抵抗を有する自由落下として予測できた。衝突瞬間の速度と前報[3]で報告した衝突液滴径 d_p を用いて、単一衝突液滴の飛散率を図 1 に示すように整理した。液滴の落下挙動が円形ノズルの場合と同様であるため、その飛散率は円形ノズルのデータに整合している。各実験条件における最大飛散液滴径 $d_{s\,max}$ と衝突液滴径 d_p の関係を図 2 に示す。$d_{s\,max}$ は d_p の 0.25 倍であり、これも円形ノズルの場合と同様である。

4. 結論

長円形ノズルより流出する液体噴流については、衝突液滴の飛散率と最大飛散液滴径が円形ノズルの場合と同様であった。このことから、長円形ノズル噴流の衝突における飛散率と最大飛散液滴径は、構築済みである円形ノズルの相関式により予測可能である。

参考文献

[1] Zhan et al., Experimental Thermal Fluid Science, Vol. 98, pp. 86-94, 2018.

[2] Sun et al., Experimental study on flow regime and breakup of Liquid jet discharged from oval nozzle, AESJ 2021 Fall Meeting.

[3] Sun et al., Experimental study on the breakup of liquid jet discharged from oval nozzle, AESJ 2022 Fall Meeting.

*Guofu Sun[1], Yi Zhan[1], Tomio Okawa[1], Mitsuhiro Aoyagi[2], Akihiro Uchibori[2], Yasushi Okano[2]

[1]The University of Electro-Communications, [2]Japan Atomic Energy Agency.

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

[2J06-09] Gas-Liquid Two-Phase Flow 2

Chair:Hiroyuki Yoshida(JAEA)

Tue. Mar 14, 2023 10:50 AM - 12:00 PM Room J (13 Bildg.2F 1321)

[2J06] Measurement of Boiling Entrainment Rate from a Liquid Film Flowing Downwards on a Vertical Heated Surface

*Raka Firman Baskara Permana[1], Tomio Okawa[1], Yuki Narushima[2], Hajime Furuichi[2], Kenichi Katono[2] (1. UEC, 2. Hitachi)

10:50 AM - 11:05 AM

[2J07] Development of a gas-liquid two-phase flow image analysis method using deep learning based object detection and recognition techniques

*Eguchi Kohei[1], Miwa Shuichiro[2], Sawa Kazuhiro[1] (1. Hokkaido Univ., 2. UTokyo)

11:05 AM - 11:20 AM

[2J08] Effects of Liquid Viscosity on Flow Characteristics in a Vertical Pipe under Flooding Conditions

*Toshiya Takaki[1], Michio Murase[1], Masaki Yamashita[2], Ryo Kurimoto[2], Kosuke Hayashi[2], Akio Tomiyama[2] (1. INSS, 2. Kobe Univ.)

11:20 AM - 11:35 AM

[2J09] Electrode structure to reduce crosstalk for concentration distribution measurement of high-electric conductivity solution

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

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

Measurement of Boiling Entrainment Rate from a Liquid Film Flowing Downwards on a Vertical Heated Surface

*Raka Firman B. P.[1], Tomio Okawa[1], Yuki Narushima[2], Hajime Furuichi[2], Kenichi Katono[2]

[1]The University of Electro-Communications, [2]Hitachi, Ltd.

Experiments were conducted to measure the boiling entrainment rate from a liquid film flowing downwards on a vertical heated surface. It was found that the boiling entrainment rate was negligible when the heat flux was low and it increased as the wall heat flux increased.

Keywords: Annular two-phase flow, Boiling entrainment rate, Dryout

1. Introduction

Boiling entrainment in annular two-phase flow is associated with the occurrence of the liquid film dryout. The onset condition of the boiling entrainment has been investigated experimentally by Narushima et al. [1], but quantitative measurement has not been conducted. In this study, experiments were carried out to measure the boiling entrainment rate from a liquid film flowing downwards on a vertical heated surface.

2. Experimental Condition

The schematic diagrams of the experimental apparatus used in these experiments are shown in Fig. 1. In this study, water was used as the test liquid as shown in Fig. 1 (a), and all the experiments were performed under the atmospheric pressure condition. The degree of subcooling was about 2 K, and the superficial velocity of the liquid was 0.09 m/s. In the experiments, a droplet capturing device was used to collect and measure the droplet flow rate produced by boiling entrainment as shown in Fig. 1 (b). This droplet capturing device was located at the exit end of the test section, and the horizontal position was 5 mm from the heating surface to avoid capturing liquid film. The heat flux was varied in the range of 400 – 1300 kW/m^2 and the heating was performed by a copper block heater installed downstream in the test section.

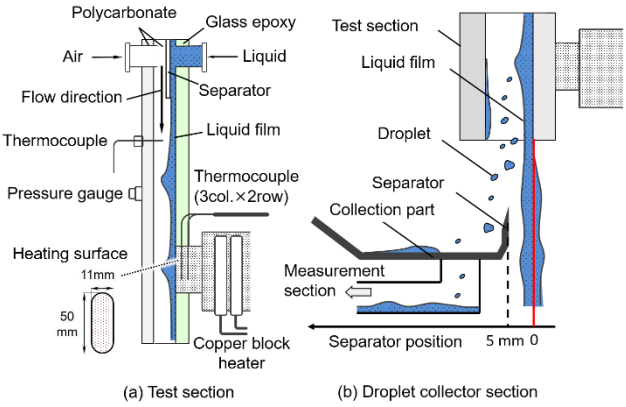


Fig. 1. Schematic diagram of the experimental apparatus

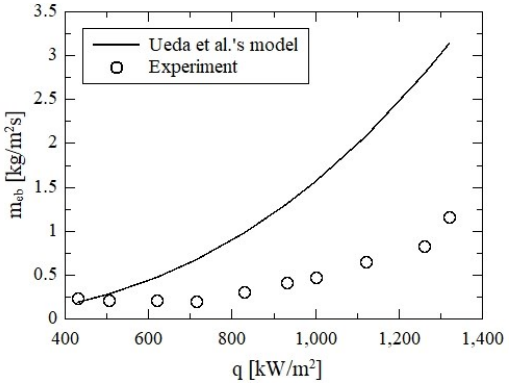


Fig. 2. Boiling entrainment rate of Ueda's model and experiments

3. Results and Discussion

Fig. 2 shows the boiling entrainment rate m_{eb} kg/m^{2}s measured in each heat flux condition and that of Ueda et al.'s model [2]. It can be seen that the value of boiling entrainment rate tended to increase with an increase in heat flux. This is because an increase in heat flux leads to an increase of the occurrence of the nucleate boiling on the heating surface. The percentage of the boiling entrainment rate to the inlet mass flow rate was less than 1% when the heat flux was less than 800 kW/m^2. Therefore, the boiling entrainment rate was negligible at the relatively low heat flux. Meanwhile, it was higher than 1% when the heat flux was higher than 800 kW/m^2. It can be said that the heat flux of 800 kW/m^2 is regarded as the critical condition of boiling entrainment in the experiments. The measured boiling entrainment rate tends to be consistent with the Ueda et al.'s model. However, the measured boiling entrainment rate was about 30% of the calculated boiling entrainment rate by Ueda et al.'s model. The discrepancy was noticeable at the relatively high heat flux more than the critical condition. This was because of the difference in heating length. In Ueda et al.'s experiment [2], the heating length was 180 mm meanwhile the heating length in our experimental apparatus was 50 mm. When the heating length was longer, the amount of nucleation site and thus, the amount of occurrence of nucleate boiling was bigger after the liquid reached the saturated condition. Therefore, the amount of boiling entrainment rate was more significant in the longer heating length condition.

References

[1] Narushima et al., The 19th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, 2022.

[2] T. Ueda, M. Inoue and S. Nagatome, Int. J. Heat Mass Transf. 24(7), 1257-1266 (1981).

ディープラーニングによる物体検出・認識技術を適用した気液二相流画像解析手法の開発

Development of a gas-liquid two-phase flow image analysis method using deep learning based object detection and recognition techniques

*江口 航平[1]，三輪 修一郎[2]，澤 和弘[1]
[1]北大，[2]東大

深層学習による物体検出アルゴリズムに気泡流画像を学習させて気泡検出モデルを構築した。様々な気液流量の気泡流画像から気泡を検出し、ボイド率など流動パラメータの推定と、推定結果の検証を行った。
キーワード：気液二相流、ボイド率、界面積濃度、深層学習、物体検出

1. 緒言

気液二相流において、気液分布形状の把握やボイド率など二相流に特徴的なパラメータの正確な推定は、二相流数値計算モデルの高精度化およびプラントの安全で効率的な運用に寄与する。本研究では、流動に影響を与えず複雑な装置を必要としない気液相検出手法およびパラメータ推定手法の開発を目的とし、垂直に上昇する気泡流画像に対して深層学習による物体検出アルゴリズムを適用した。単一気泡および気泡集合体を検出するモデルを構築し、様々な気液流量の気泡流画像でそれらの検出を行った。検出結果からボイド率および界面積濃度を推定し、他の推定手法との比較により推定値の妥当性を検証した。

2. 画像データ取得およびモデル構築

気液二相流ループ実験装置において気液流量を様々に変化させて気泡流画像を取得した。60 枚の画像に対して単一気泡および気泡集合体領域を手動でアノテーションし、学習・検証データセットを作成したうえで物体検出アルゴリズム yolov5 を学習させモデルを構築した。実際の画像のみで学習させたモデル(A)に加え、敵対的生成ネットワークに基づいた気泡流画像合成アルゴリズム、BubGAN[1]による 400 枚の画像で学習させたモデル(B)、実際の画像と BubGAN 画像の両方を学習させたモデル(C)を構築した。

3. 気泡検出およびパラメータ推定結果

モデル(A)、(B)、(C)はいずれも比較的小さい気相流量条件において、単一気泡を精度よく検出した(図 1)。(A)と(C)は一定の大きさの気泡集合体も概ね妥当に検出したが、気相流量が増大すると精度は著しく低下した。検出気泡の矩形領域の大きさからボイド率を推定し、ドリフトフラックスモデルの値と比較した結果、モデル(A)による推定値が最もよく合致し、ボイド率 0.1 以下での誤差は概ね 25%以内に収まった。界面積濃度は 100 m^{-1}以下において Serizawa-Kataoka の式と概ね一致した。

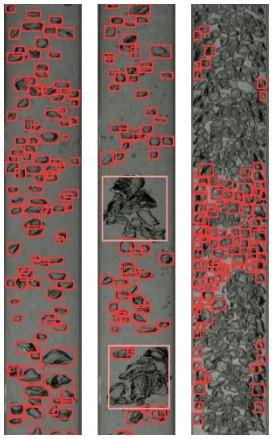


図 1：気泡検出結果例
(モデル A)

参考文献

[1] Fu, Y. and Liu, Y., BubGAN: Bubble generative adversarial networks for synthesizing realistic bubbly flow images, Chem. Eng. Sci, Vol. 204, 35-47 (2019)

*Kohei Eguchi[1], Shuichiro Miwa[2] and Kazuhiro Sawa[1]
[1]Hokkaido Univ., [2]UTokyo

フラッディング状態での鉛直管内流動特性への液粘性の影響

Effects of Liquid Viscosity on Flow Characteristics in a Vertical Pipe under Flooding Conditions

*高木 俊弥[1]，村瀬 道雄[1]，山下 誠希[2]，栗本 遼[2]，林 公祐[2]，冨山 明男[2]
[1]原子力安全システム研究所，[2]神戸大学

本報では、直径 40 mm で上下端ラウンドエッジの鉛直管を用いて高粘性液による気液対向流実験を行い、フラッディング状態での CCFL 特性および圧力勾配とボイド率を測定し、既存の相関式と比較評価した。

キーワード：鉛直管，気液対向流制限，ボイド率，壁面摩擦係数，界面摩擦係数，液粘性

1. 緒言

これまでに上下端ラウンドエッジ(R/R)他の鉛直管で空気・水の気液対向流実験を行い、フラッディング状態での流動特性を明らかにした [1,2,3]。本報では上下端ラウンドエッジで直径 40 mm の鉛直管を用いて空気・高粘性液による気液対向流制限（CCFL）、圧力勾配 dP/dz、ボイド率 α_G を測定し、壁面摩擦係数 f_w と界面摩擦係数 f_i を求め、これらを既存の相関式と比較評価した。

2. 評価方法

実験装置、測定方法、測定値の評価方法はこれまでの実験[1,2,3]と同じであり、作動流体に高粘性液（グリセリン水溶液）を用い、直径 $D=40$ mm 鉛直管の上下端形状をラウンド（曲率 $R=D/2$）とし、弁締切法を用いて α_G を測定し、環状流モデルを用いて f_w と f_i を求めた。

CCFL 特性には Wallis 相関式を使用した。

$$H_G^{*1/2}+m\,H_L^{*1/2}=C,\ H_k^*=J_k[\rho_k/\{g\,w(\rho_L-\rho_G)\}]^{1/2}\ (k=G\text{ or }L)$$

ここで H_k^* は無次元体積流束、w は代表長さ、添字の G は気相、L は液相である。w は次式[4]で定義される。

$$w=D^{(1-\beta)}L^{\beta}\ (0\le\beta\le1),\ L=[\sigma/\{(\rho_L-\rho_G)g\}]$$

上式において $\beta=0.5$ を使用した。各液粘性に対して最小二乗法で m と C を求め、気液粘性比 μ_G/μ_L の累乗関数で表し、$D^*=D/L$ として以下の相関式を作成した。

$$J_G^{*1/2}+1.15J_L^{*1/2}(\mu_G/\mu_L)^{0.10}=\{(1.34\pm0.04)/D^{*1/8}\}\,(\mu_G/\mu_L)^{0.07}\quad(1)$$

不確かさ 0.04 は標準偏差 s の 2 倍である。作成した相関式と測定値の関係を図 1 に示す。液粘性が大きくなると液相レイノルズ数 Re_L が小さくなり、層流液膜で同一 Re_L に対して f_w が小さくなるため、層流に対する f_w の相関式を作成した。f_i は従来の相関式で近似できる。

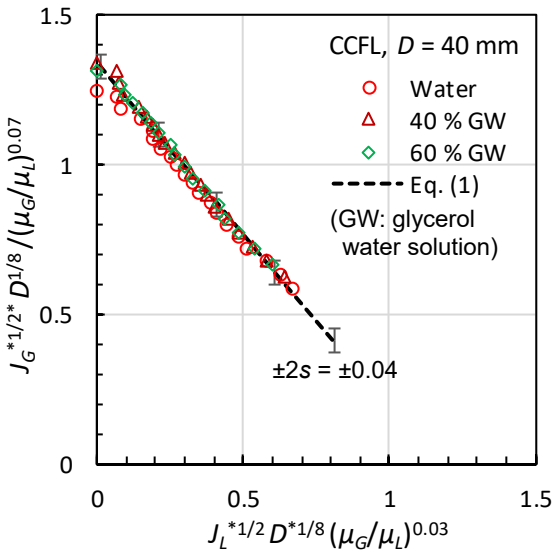


図 1　CCFL 特性

3. 結論

上下端ラウンドエッジの鉛直管で液粘性を考慮した CCFL 相関式を作成した。

参考文献

[1] R. Goda, et al., Nucl. Eng. Des., **353**, 110223 (2019). [2] T. Takaki, et al., Nucl. Eng. Des., **371**, 110951 (2021). [3] 佐野ら，混相流, **34**(1), 82-92, (2020). [4] S.G. Bankoff, et al., Int. J. Heat. Mass. Transf, **24**(8), 1381-1395 (1981).

*Toshiya Takaki[1], Michio Murase[1], Masaki Yamashita[2], Ryo Kurimoto[2], Kosuke Hayashi[2], Akio Tomiyama[2]
[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc., [2]Kobe University

高導電率溶液の濃度計測におけるクロストークを低減する電極構造

Electrode structure to reduce crosstalk for concentration distribution measurement of high-electric conductivity solution

*飯山 継正[1], 新井 崇洋[1], 古谷 正裕[1]
[1]電中研

解離定数が高い溶質が水中で拡散する場合の濃度変化の時空間分布を計測するため、電極を格子状に配列し、電極の交差する近接点で導電率を計測した。計測電極を中心導体-絶縁層-外部導体の三層構造とすることで濃度計測範囲が広がるとともに、 クロストーク(近接電極からの電流の回り込み)が低減することを確認した。

キーワード：濃度拡散，対流拡散，濃度分布，高導電率溶液

1. 緒言 導電率の高い溶液が水中に拡散する場合の濃度分布を計測する場合、従来の導電率測定法では低濃度に限定されていた。そこで、より高い導電率にも適用可能な三層構造電極を用いた濃度分布計測手法を開発した[1]。本報では、三層構造電極によって計測濃度範囲を拡張した際の計測点間のクロストーク影響及び低減効果を検討した。

2. 濃度分布計測センサの構造 図 1 にセンサ電極の概略を示す。中心導体-絶縁層-外部導体の三層構造の計測電極とした。計測電極の外部導体は極細金属管であり、絶縁被覆された中心導体を管内に実装した。励起電極と計測電極が交差する近接部において長さ 2.0 mm に亘り中心導体を露出させ、励起電極からの電位変化を局所計測する。外部導体は自然浸漬電位に保持することで、より高い導電率への計測範囲の拡張及び電極間のクロストーク低減を図る。

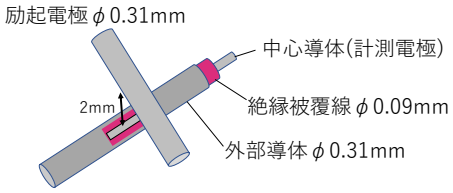


図 1 三層構造電極の概略図

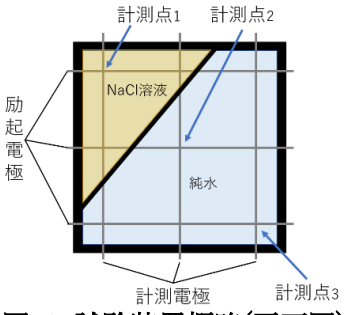


図 2 試験装置概略(平面図)

3. 実験及び実験結果 図 2 に試験装置概略を示す。試験水槽に励起電極と計測電極の距離を 2 mm として、30 mm 間隔で格子状に配置した。試験水槽は 2 つの区画に区切り、計測点 1 が含まれる区画には NaCl 溶液を、計測点 2, 3 が含まれる区画には純水を注入した。計測電極を中心導体のみの金属電極、計測点以外が絶縁被覆された被覆電極、三層構造電極の 3 パターンで各計測点での導電率を計測した。図 3 に結果を示す。金属電極の場合、導電率の計測範囲が限定され、近接する電極からの電流の回り込みによるクロストークによって計測点 2 において純水の導電率を過大評価する傾向が確認された。被覆電極の場合、導電率の計測範囲は広がるものの、計測点 2 においてクロストークの影響が残存した。一方、三層構造電極では、導電率の計測範囲をさらに拡張できるとともに、計測点 2 におけるクロストーク影響を十分に低減できることを確認した。

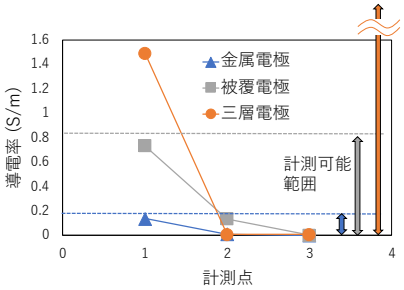


図 3 計測可能範囲とクロストーク

4. 結論 高導電率溶液の濃度分布計測を行うためのセンサ電極構造を開発し、三層構造電極を用いることによって導電率の計測範囲を拡大することができ、かつ電極間クロストークの影響が低減されることを示した。

参考文献 [1] 飯山ら，日本原子力学会 2021 年春の年会, 2A14(2021)

*Tsugumasa Iiyama[1], Takahiro Arai[1] and Masahiro Furuya[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

General Meeting

[2J_GM] The 61st General Meeting of Thermal Hydraulics Division

Tue. Mar 14, 2023 12:05 PM - 12:55 PM Room J (13 Bildg.2F 1321)

[2J_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Tue. Mar 14, 2023 12:05 PM - 12:55 PM Room J)

[2J_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Over view Report | Research Committee for Mechanistic Evaluation of Critical Heat Flux for Nuclear Reactors[Co-organized by Thermal-Hydraulics Division, Computational Science and Engineering Division]

[2J_PL] Activity report of research committee for mechanistic evaluation of critical heat flux for nuclear reactors

Chair:Tomio Okawa(UEC)

Tue. Mar 14, 2023 1:00 PM - 2:30 PM Room J (13 Bildg.2F 1321)

[2J_PL01] Current status of experimental studies and measurement techniques in pool boiling

*Shinichiro Uesawa[1] (1. JAEA)

[2J_PL02] Experimental investigation on transient critical heat flux in rod bundle

*Takahiro Arai[1] (1. CRIEPI)

[2J_PL03] Challenges to validate two-phase flow and boiling simulation

*Hiroyuki Yoshida[1] (1. JAEA)

[2J_PL04] Discussion about evaluation methods for critical heat flux

*Ayako Ono[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

2023年春の年会

総合講演・報告

「原子炉における機構論的限界熱流束評価手法」研究専門委員会活動報告

Activity report of research committee for mechanistic evaluation of critical heat flux for nuclear reactors

（1）プール沸騰における実験研究と計測技術の現状

(1) Current status of experimental studies and measurement techniques in pool boiling

*上澤 伸一郎[1]

[1]JAEA

1. 緒言

限界熱流束（以下、CHF）の推定は、原子炉熱水力設計における安全評価の最重要項目である。しかしながら、CHF に至る物理過程（以下、CHF 発生機構）が完全に明らかにされていないため、軽水炉では、燃料集合体を模擬した大型モックアップ試験により、実機条件での CHF を計測し、その試験結果に基づいた実験相関式により炉心設計および安全評価が行われている [1]。一方で、CHF 発生機構の解明を目指した実験研究や数値解析による CHF 予測手法は日々発展していることから、コストのかかる大型モックアップを削減することを目的とした、機構論的 CHF 評価手法の開発が期待されている。本報では、プール沸騰における CHF 発生機構を解明するための実験に着目して、実験における CHF のパラメータや計測技術についてレビューをし、その課題について議論する。

2. CHF のパラメータ

CHF の存在は 1934 年に抜山[2]により発見された。抜山はワイヤーや上向き伝熱面を用いた実験を実施し、水温 100°C 以下の条件下の熱流束 q と過熱度ΔT の曲線（以下、沸騰曲線）において、過熱度が 12°C 程度で熱流束の最大値が得られることを明らかにするとともに、その最大値において、蒸気気泡の発生が激しくなり、気泡がワイヤーや伝熱面表面を覆うことを確認した。その発見からおよそ 90 年が経とうとしているところではあるが、残念ながら未だ CHF の発生機構の解明には至っていない。これは、沸騰現象が伝熱面の濡れ性や粗さなど伝熱面の性状が影響していることに加え、その周囲が蒸気泡で覆われるため、カメラなどの光学的な計測技術では、伝熱面上の沸騰現象を直接観察することができないためである。また、CHF に影響を与えるパラメータが無数に存在していることが、その解明をさらに難しくしている。

CHF に影響を与えるパラメータとしては、まず液体の物性値（質量密度、粘度、熱伝導率、表面張力、沸点、比熱など）が挙げられる。CHF の代表的な予測式である Kutateladze の式[3]や Zuber の式[4]にそれらの物性値が含まれていることからもその重要性を理解することができる。また、それらの式は重力加速度や圧力依存性のある物性値を含むことからも、重力や圧力などの沸騰周囲の環境も CHF にとって重要なパラメータとなる。例えば、重力加速度については、Konishi and Mudawar [5]によってレビューされており、微小重力下での CHF は 1 G よりも低いことが確認されている。圧力については、7 MPa 以下の高圧では、圧力の上昇とともに CHF が向上することが Sakashita and Ono[6]の実験により示されており、高圧での水の CHF を推定するためには、圧力による伝熱面の濡れ性の変化を考慮する必要があると述べられている[7]。

濡れ性や粗さなどの伝熱面のマイクロスケールの構造についても様々な研究が行われており、一般に、伝熱面が濡れやすい条件下では、CHF は向上することが知られている[8, 9]。粗さについても、例えば Kim, J.らの実験研究[10]によれば、粗さの増加に伴い毛細管効果が促進されることにより CHF が向上すると述べられている。また、熱容量、密度、熱伝導率などの伝熱面の材料特性やその形状も CHF に影響を与えると考えられる。さらに、重力が影響することから伝熱面の向きも考慮しなければならない[5]。このように、CHF 発生機構は様々な要因の影響を受ける。そのため、実験においてはそれらの要因を極力明らかにした上で行うか、

*Shinichiro Uesawa[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

特定の要因が CHF 発生機構に与える影響を把握するために、他の要因を固定した上でその要因をパラメータとして実験が行われる。

3. 計測技術

1934 年の抜山の研究では、計測対象は伝熱面温度や熱流束で、熱電対による計測が主であった[2]が、近年では計測技術の発展に伴い、高速ビデオカメラによるより鮮明な沸騰挙動の撮影や、沸騰気泡周りの液体の流動場計測[11]や温度場計測[12, 13]が可能になってきた。特に、伝熱面の温度や熱流束については赤外線カメラを用いた 2 次元計測が行われるようになってきており、伝熱面温度分布を高解像度かつ高時間分解能で取得できるようになってきている[14]。そのため、CHF 条件下での温度分布の動的変化も捉えられるようになってきた[15]。さらに近年の研究では、蒸気泡下部の液膜が乾ききり、伝熱面上に液体が存在しない領域（以下、乾燥領域）が発生することが実験より明らかにされている。熱流束の増加とともに、その乾燥領域の伝熱面上に占める割合が増加することから、乾燥領域が CHF 発生機構のキーワードの一つとなっている。そのため、伝熱面上の温度分布に加えて乾燥領域の 2 次元計測も盛んに行われきている。過去の研究では、Ono and Sakashita [16]はコンダクタンスプローブで、井出ら[17]は光学プローブで乾燥領域の計測を実施している。プローブによる計測は点測定であるが、3 次元トラバース装置を用いることにより 2 次元分布を得ている。近年では、酸化インジウムスズ（以下、ITO）フィルムをコーティングしたサファイアまたはガラスで製作された透明な伝熱面を用いて、乾燥領域の動的挙動を高速ビデオカメラで観察している研究が多い[9, 18-22]。さらに、乾燥領域分布の観察に加えて、伝熱面上の温度分布や熱流束分布も同時に計測している研究も行われており、温度分布、熱流束分布、乾燥領域分布の相関について議論することが可能になってきている[23-25]。

4. 近年の計測技術に基づく CHF 発生機構

これまで、CHF の発生機構[26]として、流体力学的不安定モデル[4]、マクロ液膜蒸発モデル[27]、dry patch model[28]などが提案されてきたが、近年の実験研究によれば、乾燥領域の伝熱面上における占有率の増加が CHF に関連していることが示されている。特に、CHF 近傍においてはその乾燥領域が収縮と拡大を繰り返し、CHF 時にはその拡大が不可逆的となり伝熱面全体に広がっていくことにより伝熱劣化が起きることが大気圧下飽和水の実験から明らかにされている[21, 24, 25]。この乾燥領域の不可逆的な拡大が開始するときの乾燥領域の伝熱面温度は 130°C から 140°C 程度であり、液滴－高温固体における伝熱現象である Leidenfrost 現象における濡れ限界温度[29]と同様であることは興味深い。また、乾燥領域の不可逆的な拡大の力学については、乾燥領域の輪郭上で激しい沸騰が起き、乾燥領域に向かう水の流れを阻害することにより、乾燥領域が広がっていくと考えられている[22, 25]。このような乾燥領域の不可逆的な拡大は、サファイアや ITO フィルム、シリコンウエハを伝熱面に用いた場合に対して計測されているが、金属薄膜にもおいても乾燥領域と考えられる高温領域の不可逆的な拡大が赤外線カメラにより計測されており[15]、金属に対しても同様な現象が CHF にて起きていると考えられる。

5. 結言

CHF の発生機構を明らかにするために、赤外線カメラを用いた伝熱面の温度・熱流束の 2 次元分布計測や透明伝熱面を用いた乾燥領域分布の可視化計測など様々な計測技術が開発されてきた。それらの計測から、伝熱面上の乾燥領域の発生、拡大が CHF を決めていると考えられる。しかしながら、乾燥領域の不可逆的な拡大の物理的メカニズムについては多くの研究で検討されている段階であり、定量的な CHF 予測には至っていない。

原子炉熱水力設計における CHF 評価の観点から考えると、高圧条件下、高サブクール条件下における、CHF 近傍での伝熱面の温度分布や乾燥領域分布の計測は十分に行われているとは言えず、上記のような乾燥領域の不可逆的な拡大が高圧条件下や高サブクール条件下でも同様に起きるかは明らかにされていない。そのため、原子炉熱水力設計における機構論に基づいた CHF 評価手法を開発するためには、高圧や高サブクール条件下における伝熱面の温度分布や乾燥領域分布の詳細な基礎データを得るための計測が今後必要になると考えられる。

参考文献

[1] 大川, 淀, 成島, 高野, 原子炉における機構論的限界熱流束評価技術の確立に向けて Part 1：軽水炉燃料における現在

の限界熱流束予測手法と課題，日本原子力学会誌 ATOMO Σ, 63(12), pp. 815-819, 2021.
[2] 抜山，金屬面と沸騰水との間の傳達熱の極大値竝に極小値決定の實験．機械學會誌, 37(206), pp. 367-374, 1934.
[3] Kutateladze, S. S., Hydromechanical Model of Boiling Liquid Heat Transfer under Free Convection, Zh. Tekh. Fiz, 20(11), pp. 1389-1392, 1950.
[4] Zuber, N., Hydrodynamic Aspect of Boiling Heat Transfer (thesis), USAEC Report, AECU-4439, Los Angeles, CA, USA, 1959.
[5] Konishi, C. and Mudawar, I., Review of Flow Boiling and Critical Heat Flux in Microgravity, Int. J. Heat Mass Transf., 80, pp. 469-493, 2015.
[6] Sakashita, H. and Ono, A., Boiling Behaviors and Critical Heat Flux on a Horizontal Plate in Saturated Pool Boiling of Water at High Pressures, Int. J. Heat Mass Transf., 52, pp. 744-750, 2009.
[7] Sakashita, H., Critical Heat Flux on a Vertical Surface in Saturated Pool Boiling at High Pressures, J. Therm. Sci. Technol., 11(2), pp. JTST0020-JTST0020, 2016.
[8] Kandlikar, S. G., A Theoretical Model to Predict Pool Boiling CHF Incorporating Effects of Contact Angle and Orientation, J. Heat Transf., 123(6), pp. 1071-1079, 2001.
[9] Kim, H. and Kim, D. E., Effects of Surface Wettability on Pool Boiling Process: Dynamic and Thermal Behaviors of Dry Spots and Relevant Critical Heat Flux Triggering Mechanism, Int. J. Heat Mass Transf., 180, pp. 121762, 2021.
[10] Kim, J., et al., Effect of Surface Roughness on Pool Boiling Heat Transfer at a Heated Surface Having Moderate Wettability, Int. J. Heat Mass Transf., 101, pp. 992-1002, 2016.
[11] 伊藤，刀塚，齊藤，気泡微細化沸騰における流れ場の PIV 計測，日本機械学会論文集, 83(847), pp. 16-00428-00416-00428, 2017.
[12] Yabuki, T., Hamaguchi, T. and Nakabeppu, O., Interferometric Measurement of the Liquid-Phase Temperature Field around an Isolated Boiling Bubble, J. Therm. Sci. Technol., 7(3), pp. 463-474, 2012.
[13] Tange, M., Kuribayashi, K. and Abdelghany, A., Temperature Measurement around Multiple Boiling Bubbles in a Confined Space Using Two-color Laser-induced Fluorescence," J. Therm. Sci. Technol., 16(1), pp. JTST0005-JTST0005, 2021.
[14] Tanaka, T., Miyazaki, K. and Yabuki, T., Observation of Heat Transfer Mechanisms in Saturated Pool Boiling of Water by High-speed Infrared Thermometry, Int. J. Heat Mass Transf., 170, pp. 121006, 2021.
[15] 上澤，小泉，柴田，吉田，析出物を伴う懸濁液プール核沸騰熱伝達に関する研究，日本伝熱学会論文集, 25(2), pp. 17-26, 2017.
[16] Ono, A. and Sakashita, H., Measurement of Surface Dryout near Heating Surface at High Heat Fluxes in Subcooled Pool Boiling, Int. J. Heat Mass Transf., 52(3), pp. 814-821, 2009.
[17] 井出，鴨志田，弓座, CHF 付近における蒸気塊底部の液層構造，日本伝熱学会論文集, 15(1), pp. 15-22, 2007.
[18] Chung, H. J. and No, H. C., Simultaneous Visualization of Dry Spots and Bubbles for Pool Boiling of R-113 on a Horizontal Heater, Int. J. Heat Mass Transf., 46(12), pp. 2239-2251, 2003.
[19] Nishio, S. and . Tanaka, H., Visualization of Boiling Structures in High Heat–Flux Pool-boiling, Int. J. Heat Mass Transf., 47(21), pp. 4559-4568, 2004.
[20] Chu, I.-C., No, H. C. and Song, C.-H., Visualization of Boiling Structure and Critical Heat Flux Phenomenon for a Narrow Heating Surface in a Horizontal Pool of Saturated Water, Int. J. Heat Mass Transf., 62, pp. 142-152, 2013.
[21] Chu, I.-C., No, H. C., Song, C.-H. and Euh, D. J., Observation of critical heat flux mechanism in horizontal pool boiling of saturated water, Nucl. Eng. Design 279, pp. 189-199, 2014.
[22] Kim, D. E. and Park, J., Experimental Study of Critical Heat Flux in Pool Boiling Using Visible-ray Optics, Int. J. Heat Mass Transf., 169, pp. 120937, 2021.
[23] Gerardi, C., Buongiorno, J., Hu, L. and McKrell, T., Study of Bubble Growth in Water Pool Boiling through Synchronized Infrared Thermometry and High-speed Video, Int. J. Heat Mass Transf., 53(19), pp. 4185-4192, 2010.
[24] Kim, D. E., Song, J. and Kim, H., Simultaneous Observation of Dynamics and Thermal Evolution of Irreversible Dry Spot at Critical Heat Flux in Pool Boiling, Int. J. Heat Mass Transf., 99, pp. 409-424, 2016.
[25] Jung, S. and Kim, H. Observation of the Mechanism Triggering Critical Heat Flux in Pool Boiling of Saturated Water under

Atmospheric Pressure, Int. J. Heat Mass Transf., 128, pp. 229-238, 2019.
[26] 小泉ら, 特集：相変化する、ということ, 日本伝熱学会誌 伝熱, 49(209), pp. 30-69, 2010.
[27] Haramura, Y. and Katto. Y, A New Hydrodynamic Model of Critical Heat Flux, Applicable Widely to Both Pool and Forced Convection Boiling on Submerged Bodies in Saturated Liquids." Int. J. Heat Mass Transf. 26(3), pp. 389-399, 1983.
[28] Choi, J. Y., No, H. C. and Kim, J., Development of a Dry Patch Model for Critical Heat Flux Prediction." Int. J. Heat Mass Transf. 100, pp. 386-395, 2016.
[29] 日高, 山下, 高田, 濡れ限界温度に及ぼす接触角の影響, 日本機械学会論文集 B 編, 71(709), pp. 2309-2315, 2005.

2023年春の年会

総合講演・報告

「原子炉における機構論的限界熱流束評価手法」研究専門委員会活動報告

Activity report of research committee for mechanistic evaluation of critical heat flux for nuclear reactors

（2）燃料集合体における非定常限界熱流束の実験研究

(2) Experimental investigation on transient critical heat flux in rod bundle

*新井 崇洋[1]

[1]電力中央研究所

1. 緒言

限界熱流束（CHF）は，伝熱面の乾燥による伝熱性能の低下に関わるため，軽水炉等の熱水力設計にとって重要である。一般に，CHF は流路体系や流動条件に依存するため、対象機器を実験的に模擬した沸騰実験によって CHF データを取得し，CHF 相関式が構築されてきた。しかしながら，異なる体系への外挿性や拡張性，そして定常状態での CHF だけでなく事故時などで想定される非定常状態での CHF を適切に予測する上で，非定常 CHF 実験の知見拡充，そして実験根拠に基づく機構論的な CHF 予測手法の構築が期待されている。本報では，軽水炉の燃料集合体における非定常 CHF 実験の進展と現状を示すとともに，近年実施されている反応度投入事故（RIA）を想定した急速発熱時の非定常 CHF 実験について紹介する。

2. 非定常 CHF 実験の進展と現状

軽水炉の燃料集合体における熱水力挙動を対象とする場合，運転時の異常な過渡変化や事故を想定した非定常 CHF 実験は，出力過渡，流量過渡，圧力過渡，そして複合過渡（流量と出力あるいは流量と圧力といった複数パラメータの過渡変化）に大別される。代表的な実験として，国内では原子力発電技術機構（NUPEC）の燃料集合体信頼性実証試験があり，設置許可申請で対象となる運転時の異常な過渡変化を想定した非定常限界出力試験が実機模擬燃料集合体を用いて実施されている。単一パラメータの過渡として，PWR では実機 14×14 型燃料集合体を部分模擬した 5×5 バンドル試験体を用いて出力上昇事象（出力運転中の制御棒クラスタバンクの異常な引き抜き）及び流量減少事象（一次冷却材流量の部分喪失）などを模擬した許認可ベース過渡試験[1],[2]，そして BWR では実機 9×9 燃料（A 型）及び 9×9 燃料（B 型）を模擬したフルバンドル試験体を用いて出力上昇事象（発電機負荷遮断バイパス弁不作動）及び流量減少事象（再循環ポンプトリップ）を模擬した許認可ベース過渡試験[3]の知見が得られている。圧力過渡としては，例えば 21 本バンドルを用いた出口破断条件でのブローダウン試験が実施され，減圧過渡時の CHF が得られている[4]。複合過渡としては，例えば PWR の運転時の異常な過渡変化を対象に 7 本バンドルを用いて出力上昇と流量減少の複合過渡試験が実施された[5]。これらの実験根拠に基づき，運転時の異常な過渡変化に対する CHF 相関式の妥当性が確認されている。

近年，安全性に優れた次世代原子炉開発のひとつとして浮体式原子力発電（OFNP）が産業力競争懇談会（COCN）において検討されている[6]。OFNP は特定の炉型に拘らず様々な炉を設置可能なプラットフォームである。OFNP に BWR を設置する場合，洋上での揺動に伴う加速度及び流量の変動が燃料集合体内のボイド挙動や CHF に影響する可能性を確認するため，核熱水力動特性計算による感度解析等の検討が進められている。非定常 CHF 特性は評価体系や事象シナリオにも依存するため，システム成立性検証という観点で，実験的な知見の拡充は今後も必要になると考える。

3. 急速発熱時の非定常 CHF 実験

出力過渡を考える場合，RIA は重要な事象の一つである。実機の燃料設計において，RIA 時の燃料エンタルピの最適評価にむけて三次元最適評価手法の導入やボイド反応度フィードバックの導入が議論

されつつある。急速発熱時の非定常 CHF 実験の既往実験研究は多数存在するが，試験体系や流動条件に依存するため，燃料集合体のようなバンドル体系に適用可能な実験根拠が十分ではない。そのため，バンドル体系での非定常 CHF 実験の知見拡充が必要とされている。

上記の課題をふまえて，RIA 時の非定常 CHF 特性及びボイド挙動を解明することを目的として，低温時及び高温待機時の RIA を想定した流動条件下での非定常 CHF 実験が実施された[7],[8]。高温待機時 RIA 模擬時のバンドル試験部概略図を図 1 に示す。BWR 燃料集合体を部分模擬して模擬燃料棒（以下，ロッド）を正方格子状に配置した 3×3 バンドルであり，有効発熱長 310 mm を直接通電によってジュール発熱させた。バンドル出力分布は、軸方向及び径方向共に一様である。急速発熱時のボイド挙動は，ワイヤ電極をロッドギャップへ正方格子状に実装したボイドセンサを用いて計測した。ボイドセンサの概略図を図 2 に示す。高さ方向に 2 mm 離れたワイヤ電極が交差する近接点での導電率変化から局所ボイド率を算出する。ボイドセンサは有効発熱部に複数断面設置し，1 断面あたり 12 箇所の局所ボイド率を 1600 断面/s で計測した。RIA 時の被覆管表面熱流束変化の時間スケールを考慮して，本実験では出力の立ち上がり時間 0.2 s，最大出力の保持時間 0.5 s の後に即時出力停止する出力履歴とした。実験条件は，入口サブクール度及び入口流速を主なパラメータとして，試験圧力は冷温停止を模擬した場合の大気圧から高温待機を模擬した最大 7.2 MPa までを対象とした。

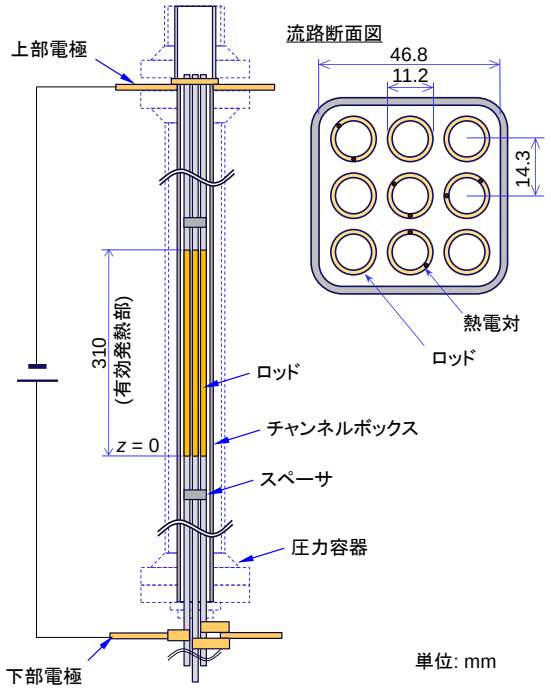


図 1　バンドル試験部概略図

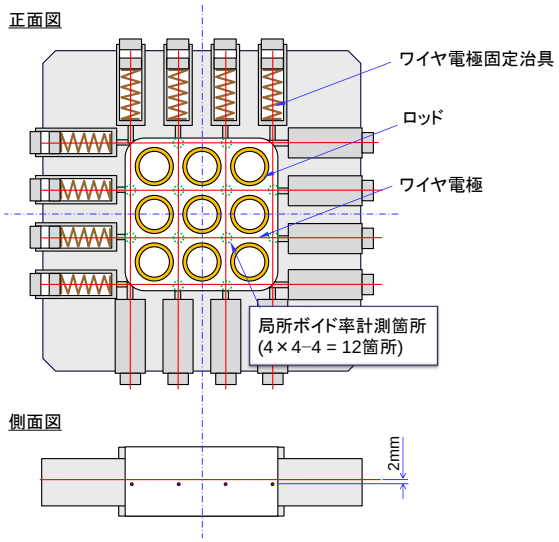


図 2　ボイドセンサ概略図

急速発熱時の最大出力を上昇させたときの発熱部上端付近のロッド温度計測結果を図 3 に示す。出力が小さい場合，発熱時にロッド温度は上昇するが，発熱停止後速やかに低下した。最大出力を段階的に上昇させた場合，Q_{max} = 194 kW では発熱中にロッド温度がさらに急上昇した。このように，最大出力の増大に伴いロッド最高温度が上昇し，ある時点で急激な上昇による変曲点を迎えることから，このときの表面熱流束を過渡 CHF と定義した。高温待機時 RIA を模擬した実験で得られた過渡 CHF に対する圧力及び入口流速の影響を図 4 に示す。入口流速の増大に伴い CHF が増大し，圧力 3～5 MPa で極大となる結果を得た。また，CHF 近傍でのボイド挙動を併せて計測したことにより，ボイド率の時間変化，ボイドの初生時刻や発熱停止後の凝縮に伴うボイドの消滅時刻など，RIA 解析コードのボイド反応度フィードバック効果の妥当性確認に活用できる知見を得た。

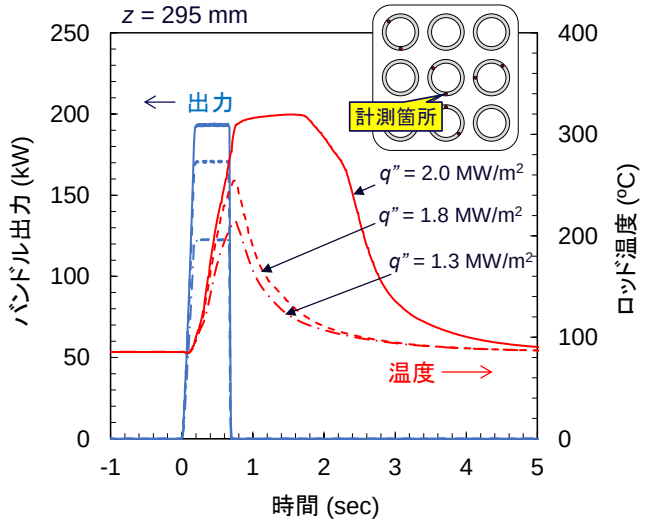


図 3　急速発熱時のロッド温度上昇

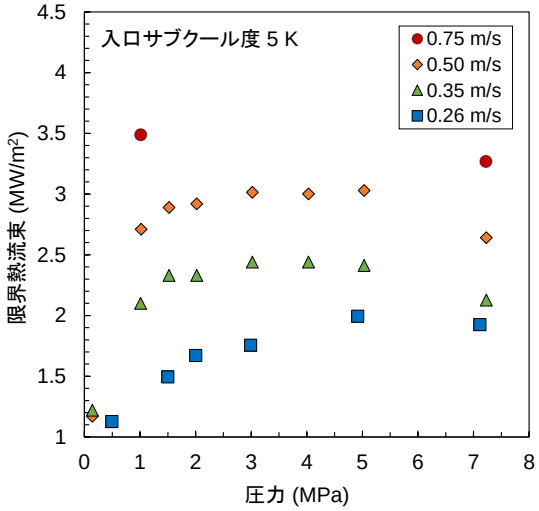


図 4　非定常 CHF に対する圧力及び入口流速の影響

4. 結言

軽水炉の燃料集合体の熱水力設計では，定常状態での限界熱流束（CHF）だけでなく，運転時の異常な過渡変化や事故時などの過渡事象での非定常 CHF についても考慮が必要である。燃料集合体における過渡事象を出力，流量，圧力，及び複合的な過渡変化に分類して既存の実験研究を紹介した。また，急速な発熱を伴う出力過渡である反応度投入事故を想定した非定常 CHF 実験が近年実施されており，従来の発熱細線や発熱円管だけでなく発熱バンドル体系での実験データの知見拡充が進められている。三次元最適評価手法の導入やボイド反応度フィードバックの導入にむけて，機構論モデルを志向したより汎用的な CHF 相関式へのアプローチが期待される。

参考文献

[1] 原子力発電技術機構「平成 13 年度燃料集合体信頼性実証に関する報告書（燃料集合体過渡時熱伝達試験 総合評価編）」 (2002).

[2] 原子力発電技術機構「平成 13 年度燃料集合体信頼性実証に関する報告書（燃料集合体過渡時熱伝達試験編）」 (2002).

[3] 原子力発電技術機構「平成 12 年度燃料集合体信頼性実証試験に関する報告書（BWR 新型燃料集合体熱水力試験編）」 (2001).

[4] Cermak, J.O. et al., “The DNB in rod bundles during pressure blowdown,” J. Heat Transfer, vol. 92, (1970), pp. 621.

[5] Iwamura, T. et al., “Critical heat flux experiments under steady-state and transient conditions and visualization of CHF phenomenon with neutron radiography,” Nuclear Engineering and Design, vol. 149, (1994), pp. 195–206.

[6] 産業競争力懇談会「浮体式原子力発電研究会 2020 年度最終報告」 (2022).

[7] 新井崇洋ら「RIA 時の沸騰遷移に関する研究（低温時 RIA） (2)大気圧下における急速発熱時の 3×3 バンドル過渡限界熱流束」日本原子力学会 2017 年秋の大会予稿集, 1C16 (2017).

[8] 新井崇洋ら「RIA 時の沸騰遷移に関する研究（高温待機時 RIA） (6) 高圧条件下における急速発熱時の 3×3 バンドル過渡限界熱流束」日本原子力学会 2019 年秋の大会予稿集, 1G09 (2019).

*Takahiro Arai[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI)

2023年春の年会

総合講演・報告

「原子炉における機構論的限界熱流束評価手法」研究専門委員会活動報告

Activity report of research committee for mechanistic evaluation of critical heat flux for nuclear reactors

（3）二相流・沸騰解析における妥当性確認について

(3) Challenges to validate two-phase flow and boiling simulation

*吉田 啓之[1]

[1]JAEA

1. はじめに

「原子炉における機構論的限界熱流束評価手法」研究専門委員会では、実機における限界熱流束評価や機構論に基づいた限界熱流束予測モデルについてレビューを行うとともに、最新の解析技術と機構論的なCHF予測モデルを組み合わせた、汎用性が高いCHF評価手法の提案と、その手法を確立のための課題について検討した。本報では、これらの検討の過程などで議論された、二相流・沸騰解析における妥当性確認について述べる。

2. 妥当性確認について

ここでは、数値シミュレーションの分野において広く使われるようになった、V&V (Verification & Validation)を、妥当性確認と同義であるとしている。以下、V&Vについての説明から始め、二相流・沸騰解析に関する説明へと展開する。

2-1 V&Vについて

ここで考えるV&Vの定義・意味は以下の通り[1]。

・ Verification

対象が仕様・設計・計画等の要求事項を満たしているかに関する確証。基礎式、モデル等が正しくプログラムに実装されているか、正しく解かれるかを確認すること。モデル等が実装されたサブルーチン等が正しい解を与えることの確認から、理論解や少数の基礎式・モデルが影響する基礎実験などとの比較までを含む。

・ Validation

対象の機能や性能が本来意図された用途や目的に適っているか、実用上の有効性があるかについての評価。課題として設定した問題に対して、必要とされる解が与えられることを確認すること。設定した対象、何を必要とするかによって実施方法が変わる。ここでは、対象を模擬した実験・数値シミュレーションから得られたデータと比較する。従って、選択された対象ごとに、妥当性確認の実施方法等を検討する必要がある。従って、Validationについては、何を対象とするか、どのような情報を与えるかにより実施内容が異なる。このため、必要とする者、組織（一般にユーザー）が個別に確認する必要がある。

2-2 CFDにおけるV&Vの現状

二相流・沸騰解析について述べる前に、同様に熱流動解析である単相流 CFD (Computational Fluid Dynamics)について概観する。一般の単相流CFDにおいて、数値シミュレーションの結果としては、速度場、温度場、圧力場が得られる。圧力場については、実験での取得が難しく、壁面での値等に評価は限定される。単相流CFDのV&Vは、米国機械学会において、標準[2]として制定されており、方法論としてはある程度確立していると判断できる。ただし、上述のように何を対象とするか、どのような情報を得るのか等により、必要とする者が妥当性を確認する必要がある。また、不確かさが明らかな実験データが必要となる場合があるが、CFDに対応した実験データは多くの場合に存在せず、Validationを実施する上での課題である。

2-3. 二相流・沸騰に対する数値シミュレーションの妥当性確認について

相間の界面（以下、界面）は、二相流中の気泡、液滴や液膜を構成しており、これらは多様なサイズを有している。また界面には表面張力が働き、流れ場と相互に影響を与え合う。従って、二相流については、多

様なスケールの効果が現象に含まれること、界面の挙動が現象に大きな影響を与えるため、界面の挙動を表現する、界面の大きさや形状等に関連する情報が必要となり、単相流 CFD と比較してより複雑となる。

二相流・沸騰に対する数値シミュレーションの結果としては、単相流 CFD での速度場、温度場、圧力場に加え、界面の大きさや形状等に関連する情報が与えられる。2.2 で述べたように、圧力場については実験での取得が難しいこと、沸騰を伴う二相流の場合、温度場は飽和温度でほぼ一定であることから、実験データとの主な比較対象としては、速度場及び界面の大きさや形状等に関連する情報となる。

「原子炉における機構論的限界熱流束評価手法」研究専門委員会における機構論的限界熱流束評価手法の検討[3]においては、サブチャンネル解析、巨視的二相流解析及び微視的二相流解析と分類し、二相流・沸騰に対する数値シミュレーション手法を検討した。このうち、サブチャンネル解析と巨視的二相流解析では、界面に関連する情報として気相の体積割合の統計平均値であるボイド率を用いるなど、統計平均値に対してシミュレーションが行われる。一方、微視的二相流解析においては、界面の挙動を含め瞬時値を取り扱っており、例えば、この一例である VOF 法では、界面に関連する情報として液相の体積割合の瞬時値（VOF 値）が用いられる。統計平均値あるいは瞬時値の違いに加え、各々の手法で用いる（空間）解像度が異なっている。界面に関連する情報として、これらをまとめて表 1 に示す。統計的に変化する瞬時値を数値シミュレーションで得る場合、実験と全く同じ状況を実現することは困難なため、瞬時値から得られる何らかの統計量を比較することになる。統計平均値が得られる場合については、定常状態を対象とする場合は時間平均値を実験結果から得ることで対応できるが、非定常状態を対象とする場合は、瞬時値を統計平均する必要がある。

二相流・沸騰に対する数値シミュレーションの妥当性確認に対する課題の一つとしては、速度場及び界面の大きさや形状などに関連する情報を実験による取得することが挙げられる。単相流に対しては適用できる可視化による速度場の取得は、界面での光の反射・屈折により二相流に対する速度場の取得への適用が難しい。また、ボイド率や VOF 値の計測についても、特に高圧条件や沸騰条件での手法が確立されていない。また、二相流・沸騰のシミュレーションの V&V については、ASME の標準などのような方法論が確立されていないことも課題である。上述のように、対象と得るべき情報により、Validation で対象とするデータは異なる。従って、情報を得るための数値シミュレーション手法、得る情報と関連した実験結果を与える計測手法、及びそれらを関連付ける V&V の方法論が整合することで、初めて数値シミュレーションの妥当性確認を行うことが可能となることに留意し、研究開発を進めることが求められる。

表 1 二相流・沸騰に対する数値シミュレーション手法の比較

	サブチャンネル解析	巨視的二相流解析	微視的二相流解析
界面に関連する情報	✓ ボイド率	✓ ボイド率	✓ 気相・液相の体積割合（瞬時値） ✓ 界面の形状、大きさ
解像度	サブチャンネルサイズと同等	サブチャンネル以下（一般に 1mm 以下）	解析対象により異なるが、現実的には数十～数百μm

3. まとめ

ここでは、数値シミュレーションにおける V&V の概説から、二相流・沸騰解析における妥当性確認について述べた。機構論的限界熱流束予測評価手法では、蒸気泡の大きさや速さなどの瞬時局所的な情報が必要とされる。従って、数値解析手法としてボイド率を扱うサブチャンネル解析や巨視的二相流解析を用いた場合でも、CHF 判定手法の妥当性確認において瞬時局所的な気液データが求められる。また、このような情報を取得できる計測手法の確立とともに、妥当性確認についての方法論を考えることも求められている。

参考文献 [1] シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015（AESJ-SC-A008：2015）. [2] Standard for Verification and Validation in Computational Fluid Dynamics and Heat Transfer VV 20 - 2009(R2021). [3] 小野、日本原子力学会 2023 年春の年会、2J_PL04 (2023)

* Hiroyuki Yoshidai[1]
[1]JAEA

2023年春の年会

総合講演・報告

「原子炉における機構論的限界熱流束評価手法」研究専門委員会活動報告

Activity report of research committee for mechanistic evaluation of critical heat flux for nuclear reactors

（4）機構論的限界熱流束評価手法の検討結果について

(4) Discussion about evaluation methods for critical heat flux

*小野　綾子[1]

[1]JAEA

1. はじめに

「原子炉における機構論的限界熱流束評価手法」研究専門委員会では、実機における限界熱流束（Critical Heat Flux: 以下、CHF）評価や基礎的な研究として行われている機構論に基づいた理論的なCHF予測モデルについてレビューを行った。実機の評価は、すでに安全評価等によって用いられている解析コードと実験相関式の組合せで行われている。一方で、機構論に基づいたCHF予測モデルが研究されてはいるが、実機の安全評価への適用は課題が多い。本報では、最新の解析技術と機構論的なCHF予測モデルを組み合わせた、汎用性が高いCHF評価手法の提案と、その手法を確立し実機へ適用するための課題について検討した結果について報告する。これは、今後のCHF研究において注力すべき研究課題を明確にすることを目的としている。

2. 検討の方法

検討においては、解析手法とCHF判定手法の組合せによる評価手法の課題出しの議論を促進するために、いくつかの評価項目・評価軸を設定して定量的なスコアをつけることで、議論を可視化することを目指した。このような手法はあまり前例がなく挑戦的であり、評価項目や評価軸の設定については見直しの余地があるが、議論を促進させるための有効な手法である。検討においては、CHFの異なる2つの発生メカニズムであるPWR型とBWR型の双方について評価手法の検討を行ったが、今回の報告ではPWR型のCHF（DNB型）について議論した結果を示す。

2-1. 検討する評価手法と評価軸

検討する機構論的CHF評価手法は、コンピュータを用いた数値解析手法とCHF判定手法を組み合わせることを考える。組合せのイメージを図1に示す。ここでは、数値解析で燃料集合体内の複雑な流動挙動をシミュレーションし、CHFの判定法に対して必要な物理量を与えることで、CHFを予測することを考える。数値解析手法として、1次元解析手法、サブチャンネル解析手法、二流体モデル等により二相流解析を行う「巨視的二相流解析手法」、界面追跡等に基づき二相流解析を行う「微視的二相流解析手法」を、代表的な解析手法として選定した。これまでに、数多くのCHF判定法が提案されているが、数値解析手法と相性のよいものを大まかに分類分けし、実験相関式（W-3式[1]、MIRC-1相関式[2]、NFI-1相関式[3]等）、気泡充満型のモデル（Weisman&Pei[4]等）、液膜底層ドライアウト型のモデル（Lee&Mudawwar[5]、Celata[6]、Katto[7]、Liu[8]等）を選定した。これらの解析手法と判定手法の組合せについて、原子炉のCHFを機構論的に予測する上で、「既存炉への適合性」、「開発要素」、「機構論による拡張性」の観点で評価軸を設定し、各評価手法の課題を可視化した。なお、「開発要素」は、未開発で課題があるほど、高得点となるようにした。「既存炉適合性」は、現状の手法を組合せて既存炉を対象とした評価をする際に、利便性が高い・既存炉の運転範囲をカバーするようなものであるほど、高得点となる。「機構論による拡充性」は、評価手法がメカニズムに基づいていて、新規燃料および新型炉設計への拡張性があるかという観点で評価した。これは特に、本委員会の趣旨よ

*Ayako Ono
JAEA

り、新型燃料や新型炉への最適評価・最適設計に際して、チューニングパラメータや実験相関式を得るためのモックアップ試験を削減することができるような機構論に基づいた評価手法を洗い出すために設定した。

図 2 (a) および(b) に示すように、横軸に「機構論による拡充性」、縦軸に「既存炉適合性」、「開発要素」をそれぞれ設定して、２次元分布上で各評価手法の位置づけを可視化する。例えば、図 2 (a) に示すように「既存炉適合性」に対して「機構論による拡充性」で示した図では、①の領域に分布する評価手法は、既存炉の評価はできるが、新型炉や新型燃料の設計には用いることができない手法であることがわかる。また、②の領域であれば、既存炉の評価は難しいが拡張性があることから、今後適合性を向上させ③の領域へ移行させるための課題の検討ができる。このように、この図を参考にすることでより深い考察が期待できる。一方、図 2 (b)に示すように「開発要素」に対して④の領域に分布している場合、今後の開発課題は多くはないが、完成しても新型炉や新型燃料の設計へ拡張することは難しい等の考察ができる。⑤の領域に分布している場合は、実現性があり機構論による拡充性も高いため、新型炉や新型燃料設計に役立つ可能性があると考察できる。⑥の領域に分布している場合、拡張性の高い評価手法であるが、多くの解決すべき課題がある。

まずは、CHF の判定手法について、適用範囲、成熟度、機構論による拡張性の観点で評価を行い、別途、解析手法について、適用範囲、成熟度、機構論による拡張性の他、計算コストの項目で評価を行った。そのうえで、CHF の判定手法および解析手法を組み合わせた CHF 評価手法について、適用範囲、計算コスト、精度、需要、成熟度、確立見込みについて、評価基準を与え総合評価を行った。総合評価結果を吟味する上で、先の詳細なスコア付けに立ち戻ることで、ボトルネックとなる課題に立ち返って検討ができる。Excel による評価シートを作成し、委員間で議論することで定量的なスコアを決定した。なお、評価基準や定量化したスコアは、主観に基づく委員間での議論によるものであり、今後、再考の余地があることを付す。

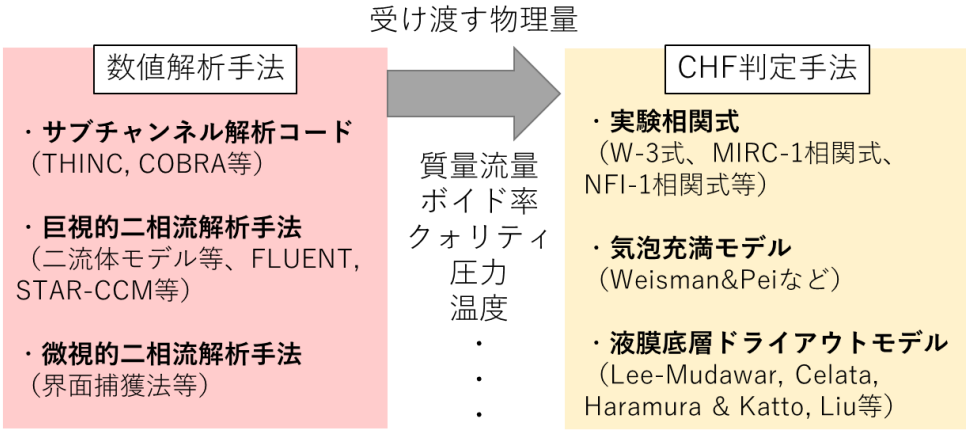


図 1　CHF 判定手法と数値解析手法を組合わせた CHF 評価手法

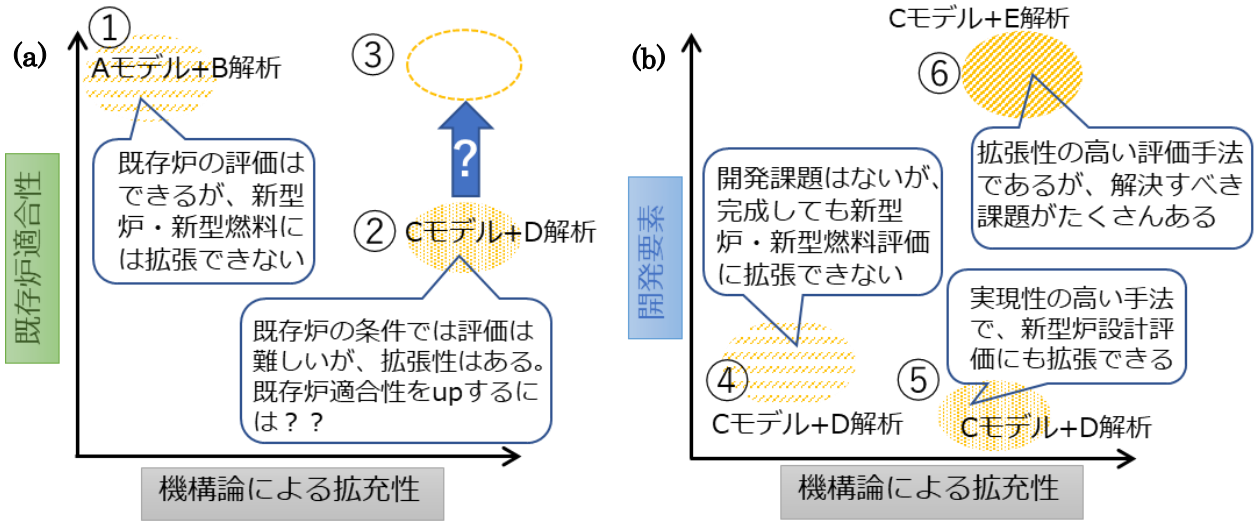


図 2　組合せた評価手法の評価マップ

2-2. 検討結果

図 3 (a)および(b)に、それぞれの CHF 判定手法と数値解析手法を組合せによる CHF 評価手法に対する総合評価結果をまとめた。グラフ中のプロット内に記載された番号は表 1 で示した手法の組合せを示す。

2-2-1. 実験相関式を用いた場合の既存炉適合性と今後の拡張性

図 3(a)は、各手法の既存炉適合性と機構論度の関係を示している。CHF の判定条件として実験相関式を用いた手法は、①：サブチャンネル解析×実験相関式、②：巨視的二相流解析×実験相関式、⑤：微視的二相流解析×実験相関式である。①は、サブチャンネル解析で燃料集合体内部の流動解析を行い、局所クオリティ、局所質量速度、圧力、ボイド率等を実験相関式へ与えて CHF を評価することを想定する。この評価方法は、既存炉の評価でも用いられており、既存炉適合性は最も高い。②、⑤における既存炉適合性はその他の手法と比べて卓越してはいない。一部の数値解析手法については、沸騰二相流への適用について研究段階であること、計算コストが大きいことがスコアを下げている理由である。実験相関式を用いた①②⑤については、CHF 判定に実験相関式を用いている以上、機構論による拡張性が乏しく、新型炉設計や新型燃料設計へそのまま適用することは難しいという結果である。以上より、②⑤については、既存炉適合性も低くかつ機構論による拡張性も低いことから、今後研究に着手する意義は小さいと考えられる。

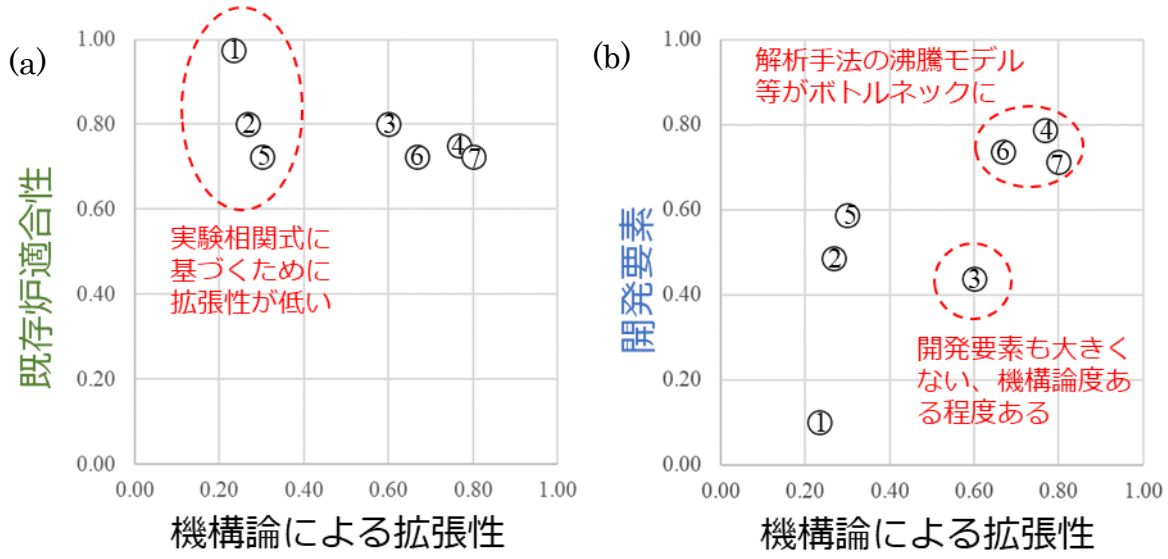


図 3　組合せた評価手法の評価結果

表 1　CHF 判定法と数値解析手法の組合せ

数値解析手法	CHF 判定法	No.
サブチャンネル解析	実験相関式	1
巨視的二相流解析	実験相関式	2
	気泡充満モデル	3
	液膜底層ドライアウトモデル	4
微視的二相流解析	実験相関式	5
	気泡充満モデル	6
	液膜底層ドライアウトモデル	7

2-2-2. 気泡充満モデルおよび液膜底層ドライアウトモデルを組合せた場合の既存炉適合性と今後の拡張性

気泡充満モデルや液膜底層ドライアウトモデルを組み合わせた、③：視的二相流解析×気泡充満モデル、④：巨視的二相流解析×液膜底層ドライアウトモデル、⑥：微視的二相流解析×気泡充満モデル、⑦：微視的二相流解析×液膜底層ドライアウトモデルはいずれも既存炉への適合性は現時点では同等となっている。

しかしながら、機構論による拡張性は大きく、今後の開発による既存炉を含めた様々な炉型に対する評価が期待できる。いずれも、解析手法の既存炉運転範囲の再現性（とくに沸騰現象の再現）や大きな計算コストが既存炉適合性へのスコアを下げる結果となっている。将来的な信頼性の高い沸騰二相流解析の実現やスーパーコンピューターの性能向上により、④⑥⑦の既存炉適合性が引き上げられることが期待できる。

2-2-3. 開発要素と今後の課題

図 3 (b)に、開発要素についてまとめた。サブチャンネル解析と実験相関式を合わせた①の手法は、実験相関式での判定方法として確立し、すでに現行軽水炉の評価に用いられているために、開発要素はほとんど残されていない。特段、開発要素が多いのは、④⑥⑦である。⑥⑦において、開発要素を大きくしている要因は、「微視的二相流解析手法」であり、沸騰二相流解析が研究段階であることに起因している。④において、開発要素を大きくした理由は、液膜底層モデルで必要とされる物理量を、巨視的二相流解析から得るためには、何等かのモデルが必要となるためである。このモデルの実現可否が不透明であるため、確立見込みスコアが影響し、開発要素のスコアが高くなった。ただし、巨視的二相流解析手法の方が微視的解析手法よりも計算コストが抑えられるため、④におけるモデルが開発できるのであれば、拡張性も高く計算コストも低い評価手法が期待できる。一方、③は、巨視的解析手法と気泡充満モデルを組み合わせた評価手法であるが、機構論度もかなり高く、開発要素もさほど大きくはないため、ある程度実現が見込める。よって、実現の可能性は高く、将来炉や新型炉への拡張性も期待できることから、開発に注力する価値があると考える。開発課題としては、巨視的二相流解析手法における信頼性の高い沸騰二相流解析の実現にあると考えられ、この点を今後の研究課題とすることは価値がある。

2-2-3. 開発が見込まれる手法について

以上の議論に基づき、具体的な評価手法を想定した。開発要素の高さと機構論による拡充性のバランスを踏まえ、今後の将来炉や新型炉および新型燃料設計にために汎用性のある評価手法を選ぶとすると、③巨視的二相流解析－気泡充満モデル、⑦微視的二相流解析－液膜底層ドライアウトモデルが挙げられ、これら２つの評価手法について議論を行った。

(1) 巨視的二相流解析手法―気泡充満モデルの組合せ

具体的な予測方法：気泡充満モデルでは、伝熱面近傍におけるボイド率に閾値（臨界ボイド率）を与え CHF を判定する。よって、数値解析によって伝熱面近傍のボイド率が適切に算出できれば、数値解析との組合せによって CHF を予測することができる。解析手法としては、Fluent、STAR-CCM などの商用 CFD コードをはじめ、３次元二流体モデルを用いた計算コードが想定される。

用途や利点：相応の空間解像度が要求されるため、計算コストは比較的大きい。よって、実機評価等では解析対象は最大でも集合体１体～数体に限定される。このため、炉心全体はサブチャンネル解析コードなどを併用し、注目される集合体について本手法を用いるなどの運用が想定される。燃料集合体形状を解析メッシュで再現でき、内部流動は３次元二流体モデルによって解くことができるため、新型燃料や新型炉における燃料形状を反映することができる。また、炉心全体で沸騰を許容する運用の場合は、炉心全体を新たにモデル化して、径方向の二相流挙動も含めて計算できるため有効である。

実現までに課される課題：気泡充満モデルについては、調整パラメタを用いて導出された臨界ボイド率を含め、モデルの信頼性について実験研究に基づき検証が必要である。これには、CHF 発生時の伝熱面近傍のボイド率分布を取得する必要がある。よって、伝熱面近傍の適切な領域におけるボイド率を必要な精度で計測することが課題となる。また、可視化技術を用いて、実際の CHF 発生時の発熱体表面の状況について観測することが現象の理解を進めるために重要である。また、３次元二流体モデルを用いた伝熱面からの沸騰を含む解析の妥当性検討も望まれる。気泡充満モデルで CHF 判定に必要となる気泡層の中のボイド率は伝熱面から数百μm 程度の距離であるため、伝熱面近傍で高い解像度が要求される。この点は３次元二流体モデルによる数値解析手法に課される課題となり得る。計算コストも鑑みると、解析での解像度は適度に粗く設定し、CHF 判定で必要となるメッシュサイズ未満の伝熱面近傍のボイド率分布について予測するモデルを開発し、

導入する必要があろう。

(2) 微視的二相流解析手法―液膜底層モデルの組合せ

具体的な予測方法：液膜底層ドライアウトモデルは、様々な研究者によって提案されている。基本的には、伝熱面上を蒸気泡が覆っている時間の長さ（=蒸気泡の長さ/蒸気泡の速度）と、蒸気泡の下に形成される液膜厚さが CHF 予測のための重要なパラメタである。蒸気泡の下に形成される液膜厚さが数百μm 以下であることや、形成メカニズムの表現の面においても液膜形成過程を数値解析により再現することが難しい。一方、蒸気泡の形状や通過速度については、界面捕獲法による解析手法に代表される微視的二相流解析手法で瞬時の界面形状が得られる。よって、この評価手法においては、液膜厚さについては理論モデルで求め蒸気泡挙動に関するデータは微視的二相流解析で求めることとなる。

用途や利点： CHF 判定モデルと評価手法どちらにおいても機構論度が高く、直観的にわかりやすい。CHF を予測する過程において計算される二相流動挙動等のデータも新型燃料設計にとって非常に重要な知見となり得る。たとえば、燃料集合体の CHF を向上させる設計を考える際に、蒸気泡の挙動がスペーサグリッドや径方向流れによってどのような影響を受けるのか等についての重要なデータを得ることができる。ただし、計算コストは巨視的解析手法よりも大きくなるため、解析範囲は燃料集合体 1 体が限界であると想定される。感度解析のために多くの解析ケースを計算するというよりも、しっかりと物理を把握しながらの説明性の高い評価をするための計算をする場合に、非常に力を発揮すると考えられる。

実現までに課される課題：液膜底層モデルについて、研究者間で液膜厚さやその算出方法は異なっている。この評価手法を用いるためには、液膜厚さを予測するモデルが必要となる。そのためには、液膜厚さに対する圧力、サブクール度及び流速依存性のデータが必要である。液膜厚さを直接計測した例では小野らの研究[9]があるが、高圧沸騰域に対して、ここで用いた触針ボイド計での計測は難しく、他の計測手法を検討する必要がある。数十μm オーダーの気液挙動を数 ms 以下の時間分解能で計測する必要があり、先進的な計測技術の導入がブレークスルーになる。VOF 法を用いた界面追跡型の微視的二相流解析手法で伝熱面からの沸騰をシミュレーションしている研究[10]はあるが、発泡開始の微小な気液挙動からシミュレーションしているため、解析格子は数μm 以下と設定する必要があり、数 m 規模の燃料集合体を対象とすることに大きな課題がある。解析手法の実験による妥当性確認検証として、CHF 予測に必要な蒸気泡の大きさや速さなど、瞬時局所的な物理量に対する検証が必要となるため、瞬時局所的な気液データを取得できる計測手法が必要とされる。

3. まとめ

本報では、後の CHF 研究において注力すべき研究課題を明確にすることを目的とし、最新の解析技術と機構論的な CHF 予測モデルを組み合わせることで、汎用性が高い CHF 評価手法の提案と、その手法を確立のための課題について検討した。解析手法と機構論的 CHF 評価法の組合せによる評価手法の課題出しの議論を促進するために、いくつかの評価項目・評価軸を設定して定量的なスコア付けを行った。評価軸やスコア値の設定は、委員の主観に基づく議論によるものであり、今後の再考の余地があるものの、抽出された開発課題は今後の研究への取り組みの参考なると考える。

参考文献 [1] L.S.Tong, J. Nuclear Energy, 21, 241-248 (1967). [2] 三菱重工（株）「三菱新 DNB 相関式（MIRC-1）について」MAPI-1075 改 3(2000). [3] 原子燃料工業（株）「原燃工新 DNB 相関式（NFI-1）について」KFK-8087 改 1(2000). [4] J.Weisman and B.S.Pei, Int. J. Heat Mass Transf., 26, 1463-1477 (1983). [5] C.H.Lee and I.Mudawwar, Int. J. Multiphase Flow, 14, 711-728, (1988). [6] G.P.Celata et al., Int. J. Heat Mass Transf., 37, 347-360 (1994). [7] Katto, Int. J. Heat Mass Transfer, 33, 1921-1928 (1990). [8] W.Liu et al., Int. J. Heat Mass Transf., 43(18), 3371-3390, (2000). [9] A.Ono and H.Sakashita, Int. J. Heat Mass Transf., 50, 3481-3489. [10]Y.Sato and B.Niceno, Int. J. Heat Mass Transf., 105, 505-524.

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

[2J10-16] Numerical Analysis

Chair:Takahiro Arai(CRIEPI)

Tue. Mar 14, 2023 2:45 PM - 4:40 PM Room J (13 Bildg.2F 1321)

[2J10] TRACE code analysis for thermal hydraulics behavior of NPP to contribute to best estimate of pressurized thermal shock

*Riichiro Okawa[1], Masahiro Furuya[1] (1. CRIEPI)

2:45 PM - 3:00 PM

[2J11] Investigation of Core Coolability during an Accident by Reactor Water Injection Using Severe Accident Analysis Code ASYST/SCDAPSIM

*Yoshihiro Morita[1], Masanori Naitoh[1] (1. AdvanceSoft)

3:00 PM - 3:15 PM

[2J12] Evaluation on Reactor Core Degradation and Relocation at Severe Accident

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

3:15 PM - 3:30 PM

[2J13] Analysis of breakup and agglomeration behavior of high-temperature melt by THERMOS-JBREAK

*Wataru Kikuchi[1], Akitoshi Hotta[1] (1. Nuclear Regulation Authority)

3:30 PM - 3:45 PM

[2J14] Numerical Analysis of Condensation Heat Transfer from Saturated Steam-Air Mixture in a Vertical Pipe

*Michio Murase[1], Yoichi Utanohara[1] (1. Institute of Nuclear Safety system, Inc.)

3:45 PM - 4:00 PM

[2J15] Development of Numerical Simulation Method to Evaluate Heat Transfer of Fuel Debris in Air Cooling

*Shinichiro Uesawa[1], Susumu Yamashita[1], Mitsuhiko Shibata[1], Hiroyuki Yoshida[1] (1. JAEA)

4:00 PM - 4:15 PM

[2J16] Development of Advanced Neutronics/Thermal-Hydraulics Coupling Simulation System

*Tomohiro Kamiya[1], Ayako Ono[1], Kenichi Tada[1], Susumu Yamashita[1], Yasunobu Nagaya[1], Hiroyuki Yoshida[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:15 PM - 4:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

TRACE コードを用いた加圧熱衝撃事象の最適評価に資する原子炉プラント熱水力挙動解析

TRACE code analysis for thermal hydraulics behavior of NPP to contribute to best estimate of pressurized thermal shock

*大川 理一郎[1]，古谷 正裕[1]

[1]電中研

原子炉プラント内の熱水力挙動が影響因子となる原子炉圧力容器(RPV)の加圧熱衝撃現象(PTS)に着目し、代表的な起因事象を想定した PWR を対象として、システム解析コード TRACE(V5.0 PATCH5)を用いて原子炉プラント内の過渡熱流動を解析し、PTS に影響を及ぼす熱水力状態を評価した。

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 は原子炉プラントの健全性に影響を与える現象として古くから認識されているが、近年になって原子炉プラントの長期運転が重視されてきた中、改めてその正確な把握と最適な評価が重要課題として再認識され、欧州でも原子炉プラントの熱水力評価に着目したプロジェクトが進められている[1]。我々は代表的なシステム解析コード TRACE を活用して国内の標準的な原子炉プラントの解析入力データ整備を進めており、本稿では 4 ループ PWR を対象に PTS が重要な課題となる起因事象を想定した熱水力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している。鉛直方向(level)に 20 分割（うち炉心部 12 分割）、径方向(ring)に 4 分割（うち炉心部 3 分割）としている。本解析では事故時の各ループにおける熱水力挙動の違いから生じる RPV 壁面温度の偏りに着目するため、周方向ノードを詳細に 20 分割としている。TRACE コードには原子炉構造材の内部熱伝導及び周囲流体との熱伝達計算機能を有する HTSTR コンポーネントがあり、熱伝導は構造材の厚み方向に加えて構造材に沿う軸方向の二次元計算が可能である。本解析ではこれを各 level に巻き付けるように適用して RPV 壁面を模擬し、周方向の熱伝導を計算する。解析条件はコールドレグ大破断 LOCA を起因事象として設定し、非常用炉心冷却系(ECCS)は破断ループと対称位置にあるループにおける蓄圧注入系のみの作動を仮定する。

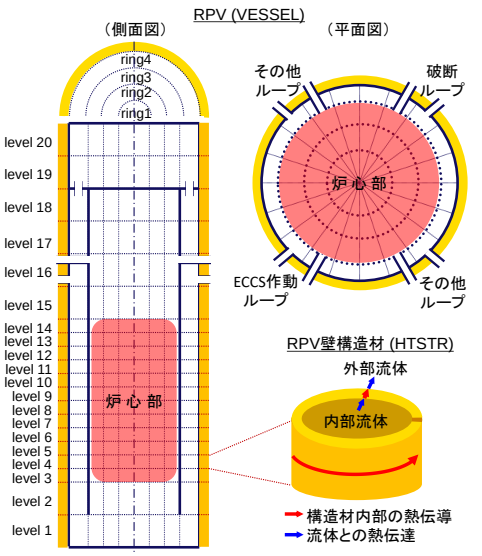


図 1 RPV の解析ノーディング

3. 解析結果及び考察　図 2 に解析結果を示す。破断流量が破断直後をピークに急減しながらも流出を続け、それに伴い原子炉圧力も急降下し、設定圧力に達した時点で ECCS が作動している。これによって ECCS 作動ループ接続位置における RPV 内壁温度が急降下を示している一方、破断ループ接続位置では温度降下率が小さく、両者には約 50K の温度差が生じている。その他の 2 ループの接続位置はさらに温度降下率が小さいが、ECCS 作動中は約 70K の振幅で上昇と降下を繰り返している。一方、同じ接続位置での RPV 外壁温度は各ループの違いが見られず、周方向位置によって内外壁の温度差が顕著に偏っている。こうした詳細な RPV 構造材の温度変化及び分布は PTS の状態遷移評価に重要な影響因子であり、TRACE コードで熱水力挙動の上流過程からシームレスに求められることを示している。

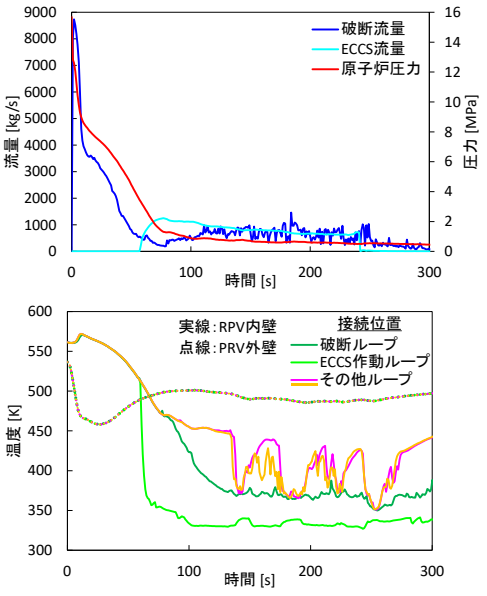


図 2 解析結果

4. 結論　実機想定の原子炉プラントにおける事故解析に TRACE コードを用いることで、RPV 構造材における PTS の最適評価に資する多次元温度分布の時間的・空間的変化を詳細に評価できることを確認した。

参考文献　[1] https://www.apal-project.eu/

*Riichiro Okawa[1], Masahiro Furuya[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

シビアアクシデント解析コード ASYST/SCDAPSIM を用いた原子炉注水による事故時炉心冷却性の検討

Investigation of Core Coolability during an Accident by Reactor Water Injection Using Severe Accident Analysis Code ASYST/SCDAPSIM

*森田 能弘[1]，内藤 正則[1]
[1]アドバンスソフト

本研究では、シビアアクシデント解析コード ASYST/SCDAPSIM を用いて、炉心の状態や注水条件に依存する炉心冷却挙動を評価した。

キーワード：過酷事故、炉心冷却性、シビアアクシデント解析コード ASYST/SCDAPSIM

1. 緒言

福島第一原発の事故において、炉内の事故進展を防ぐために原子炉圧力容器の減圧操作後に注水を行った。この時、注水流量に応じて水蒸気発生に伴う炉圧上昇による注水の阻害や、水蒸気あるいは水とジルコニウム等金属との酸化発熱反応による冷却の阻害、等の発生が考えられる。これにより、事故拡大防止策を有効に機能させるためには、注水開始のタイミングと適切な注水流量の設定が重要となるため、これらの現象に関した多くの研究が行われている。

本発表では、シビアアクシデント解析コード ASYST/SCDAPSIM を用いて行った、炉心の状態や注水条件に依存する炉心冷却挙動の解析による評価を紹介する。

2. 解析

解析の初期条件として、減圧後の水位が燃料棒下端(BAF)を下回る状態まで蒸発し、燃料棒が露出した状態の炉心を模擬したモデルを用いた。解析条件として、注水量による感度解析を行った。注水量は炉内水位の回復速度、発生する水蒸気の対流による熱伝達、及び水蒸気と金属の酸化反応による発熱による燃料棒の冷却挙動を評価するために行うものである。これらの条件によって解析を行い炉内温度及び炉心の健全性についての結果を取得し検討をすることで注水による炉内冷却性の評価を行った。

3. 結論

解析の結果図 1 に示すような結果が得られ、これから注水量による水位回復による冷却挙動、再冠水後における燃料棒温度の急上昇などが確認された。これにより注水により事故拡大を効率的に防止するための知見を得ることが出来た。

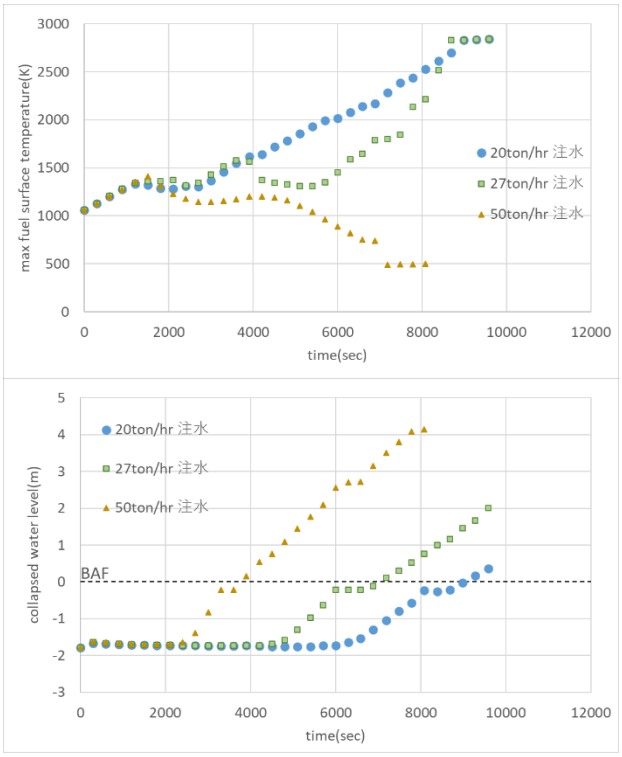


図 1 燃料棒最高表面温度（上）とコラプスト水位(下)

*Yoshihiro Morita[1], Masanori Naitoh[1]
[1]AdvanceSoft

シビアアクシデント時の炉心損傷、リロケーションの検討
（3）LOFT LP-FP-2 試験と Phebus FPT0 試験の MAAP5 解析

Evaluation on Reactor Core Degradation and Relocation at Severe Accident

(3) MAAP5 analysis of LOFT LP-FP-2 and Phebus FPT0 Tests

*西田 浩二，佐野 直樹，櫻井 征太郎，村瀬 道雄

原子力安全システム研究所

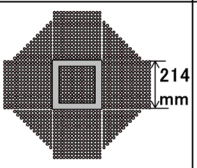
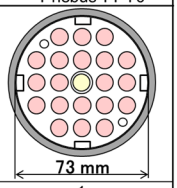
シビアアクシデント(SA)時の炉心損傷状態、試験体サイズ、試験時間が異なる LOFT LP-FP-2 試験、Phebus FPT0 試験の被覆管温度を SA 解析コード MAAP5 で模擬できることを確認した。

キーワード：シビアアクシデント，燃料損傷，リロケーション，MAAP5

1. 緒言 本報告では、SA 時の炉心損傷初期を模擬した LOFT LP-FP-2 試験[1]と溶融プールが形成される燃料損傷後期を模擬した Phebus FPT0 試験[2]に対する MAAP5 解析の結果について報告する。

2. 試験の概要 LOFT LP-FP-2 試験と Phebus FPT0 試験の仕様を表 1 に示す。LOFT 試験は、燃料体 9 体を装荷した炉心の水位を低下させ、崩壊熱で炉心損傷、リロケーションさせる SA 時の炉心損傷初期を模擬した試験で、試験時間は約 0.5hr である。一方、Phebus 試験は蒸気を燃料体の下部から供給し、核加熱で燃料体を長時間加熱して溶融コリウムを形成させる SA 時の炉心損傷後期を模擬する試験で、試験時間は約 5hr である。

表 1 試験の主な仕様

試験	LOFT LP-FP-2	Phebus FPT0
試験体		
発熱長	1.68m	1m
試験時間	約1800s（0.5hr）	約18000s（5hr）
模擬事象	炉心損傷初期	炉心損傷後期
炉心水位	>2m(初期)→0m	0m(蒸気供給)

3. 解析結果及び考察 本研究では、SA 時の炉心損傷状況、試験体サイズ、試験時間が異なる両試験に対する MAAP5 解析結果を検討する。炉心損傷、リロケーションに影響する被覆管温度の測定値と MAAP5 計算値の比較を図 1 、図 2 に示す。図 1 に示す LOFT 試験の測定値は沸騰遷移後、比較的緩やかに上昇し、1500K 付近から被覆管等の酸化反応発熱を伴って急激に上昇する。その後、燃料材料の溶融、リロケーションによる温度変動があり、再冠水時に酸化反応発熱に被覆管温度は 3000K に達する。MAAP5 の計算値は再冠水時の被覆管温度の急上昇を予測していないが、参考に示した RELAP5 の計算値[1]よりも、測定値に近い予測となった。図 2 に示す Phebus 試験の被覆管温度の測定値は出力増大と被覆管等の酸化反応発熱により急上昇し、その後、約 1.7hr、高温状態を維持している。MAAP5 計算値は酸化反応発熱に伴う温度上昇を過大評価しているが、試験中の被覆管温度を模擬している。以上の考察から、SA 時の炉心損傷状況、試験体サイズ、試験時間が異なる LOFT LP-FP-2 試験、Phebus FPT0 試験の被覆管温度を SA 解析コード MAAP5 で模擬できることを確認した。

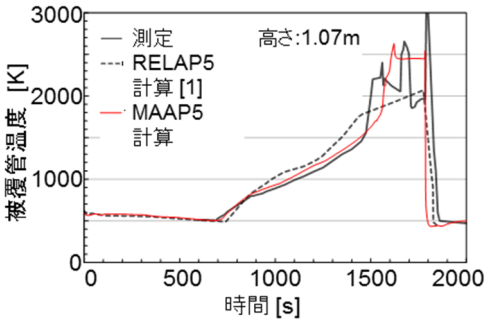


図 1 LOFT LP-FP-2 試験の被覆管温度

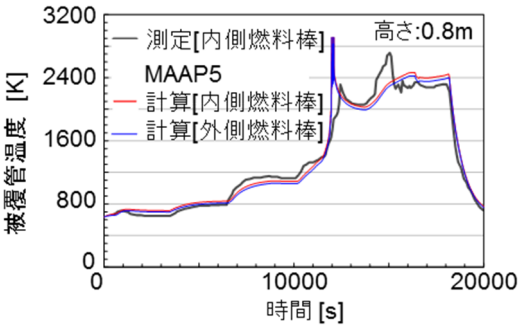


図 2 Phebus FPT0 試験の被覆管温度

参考文献 [1] J. J. Pena, et al., NUREG/IA-0049 ICSP-LP-FP-2 (1992).

[2] S. -O. Smit, et al., FZKA 6083 (1998).

* Koji Nishida, Naoki Sano, Seitaro Sakurai, Michio Murase

Institute of Nuclear Safety System, Inc.

THERMOS-JBREAK による高温溶融物の分裂及び集積挙動解析

Analysis of high-temperature melt breakup and agglomeration behavior by THERMOS-JBREAK

*菊池 航[1]，堀田 亮年[1]

[1]原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

デブリベッドの形成や冷却の不確かさを定量的に評価するため、溶融物ジェットの分裂挙動及び液滴集積挙動等を評価するモジュールの THERMOS-JBREAK を開発中である。溶融ジェットから分裂した液滴が床面に沈降した時にクラストが割れ内部の溶融物が流出し拡がる挙動をモデル化した。本報告では、開発したモデルの概要及び妥当性確認結果を報告する。

キーワード：THERMOS-JBREAK、ジェットブレイクアップ、液滴集積、溶融物拡がり、デブリベッド

1. 緒言

デブリベッドの冷却性を評価する解析コード THERMOS は、溶融物ジェットの分裂及び集積挙動等を取り扱う JBREAK モジュール、二相流中の流れ場を取り扱う DPCOOL 及び溶融物の床面での拡がり挙動を取り扱う MSPREAD モジュール等で構成される。これらを連成させた過去の解析では、床面に到達した溶融ジェットまたはクラストのない液滴が拡がると仮定し、クラストがある液滴は拡がり計算が行われないモデルとなっていた。そのため、デブリベッドの面積を過小評価、高さを過大評価した[1]。これを改良するために、クラストがある液滴が床面に衝突した際にクラストが破損し内部の溶融物が流出する挙動をモデル化した。

2. クラスト破損モデル

液滴がキャッチャ底面に衝突した瞬時の最大応力が、一様な外圧を受ける球殻に対する座屈応力以上である場合、クラストは破損すると仮定する。クラストが破損した場合は、クラスト化していない内部溶融デブリを外へ流出させ MSPREAD によって拡がり計算を行う。

3. DEFOR-A 解析結果

スウェーデン王立工科大学において実施された DEFOR-A27[2]の実験結果に基づいてクラスト破損モデルの妥当性確認を行った。本実験は、水深 1500 mm のプールに初期温度 1342 K の模擬溶融物を落下させ、軸方向の 3 か所に設置したキャッチャ及び底面でのデブリベッド形状等を測定したものである。例として床面から 300 mm の解析結果及び実験結果のデブリベッド高さ分布を Fig. 1 に示す。クラスト破損モデルを無効にした解析結果に比べ、クラスト破損モデルを有効にした解析結果は溶融物が拡がり、実験結果とより一致するデブリベッド高さ分布を示した。

4. 結論

クラストが破損し内部溶融物が流出す挙動をモデル化することでキャッチャ上のデブリベッド形状は実験結果とより一致した。

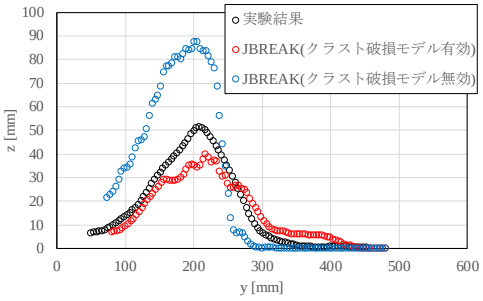


Fig. 1 デブリベッド高さ分布の比較

謝辞

JBREAK の開発では、アドバンスソフト(株)の伊藤耕悦氏のご協力を頂いた。ここに謝意を表する。

参考文献

[1] 菊池ら、JBREAK における溶融デブリ堆積及び集積モデル開発、日本原子力学会 2021 年秋の年会予稿集、2J11

[2] NPS(KTH), Phase 5 Modification of the Facilities and Third Test Series of Separate Effect Studies (2019).

*KIKUCHI Wataru[1], HOTTA Akitoshi[1]

[1] Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (NRA)

鉛直管における飽和蒸気と空気の混合気体からの凝縮伝熱の数値解析

Numerical Analysis of Condensation Heat Transfer from Saturated Steam-Air Mixture in a Vertical Pipe

*村瀬 道雄[1]，歌野原 陽一[1,2]

[1]原子力安全システム研究所（[2]現：公立小松大学）

鉛直管における飽和蒸気と空気の混合気体からの凝縮伝熱に関する実験の数値解析を行い、乱流境界層での蒸気質量分率 X_s 分布の計算値は温度測定値と飽和条件から求めた X_s 分布とよく一致することを確認した。

キーワード：格納容器，事故条件，壁面凝縮，CFD，壁関数

1. 緒言　本研究では、CFD コード FLUENT を用いて事故条件での格納容器（CV）内の熱流体挙動を詳細評価することを目標にしている。CV 解析では、計算体系が大きいため壁面に接する計算セルを大きくして壁関数を使用する必要があるが、凝縮系における壁関数に関する知見は少ない。そこで、直径 49.5 mm の鉛直管における飽和蒸気と空気の混合気体の温度分布を測定し[1]、乱流境界層での無次元温度 T^+ と蒸気質量分率 Y_s^+ の分布を評価して対数式を求めた[2]。本報告では、FLUENT を用いて実験に対する数値解析を行い、無次元速度 u^+ および T^+ と Y_s^+ を評価し、CFD への適用性について検討した。

2. 評価方法　計算条件の多くは、Utanohara and Murase [3]による計算条件と同じである。壁に接する計算セルの幅は 0.02 mm、総セル数は約 2.1 百万である。CFD コード FLUENT と標準 k-ε 乱流モデルを使用した。蒸気流量 5.9 g/s、空気流量は 9.0 g/s で、入口温度は 87.4 °C である。 冷却壁内面に Dehbi et al. [4]による凝縮熱流束 q_c の相関式で計算した入力値を与え、冷却部の外面境界に測定温度を与えた。

無次元速度 u^+ の分布は対数則分布とよく一致し、蒸気凝縮による速度分布への影響は見られなかった。乱流境界層での混合気体温度の計算値は測定値より若干高くなり、無次元温度 T^+ の計算値は測定値より約 20 % 大きくなり、単相流での対数式より約 20 %小さくなった。

蒸気質量分率 Y_s^+ の計算値を相似則に基づく従来式(1) [5]および村瀬ら[2]による実験式(2)と比較して図 1 に示す。

$$Y_s^+ = (X_s - X_{s,w})/X_s^* = \min\{Sc\, y^+,\ \alpha \ln(y^+) + \beta(Sc)\} \quad (1)$$

$$Y_s^+ = (X_s - X_{s,w})/\{(1-X_s)X_s^*\} = 0.63\ln(y^+) + 5.64 \quad (2)$$

Sc はシュミット数、X_s は蒸気質量分率、y^+ は無次元距離である。式(2)は乱流域に対する対数式を対象とし、Y_s^+ の定義式を $1/(1-X_s)$ で補正している。X_s の計算値による Y_s^+ の値は、乱流域（$y^+ > 30$）で測定値に基づく式(2)と不確かさ $\pm 2s = \pm 1.28$（s は標準偏差）の範囲内で一致している。

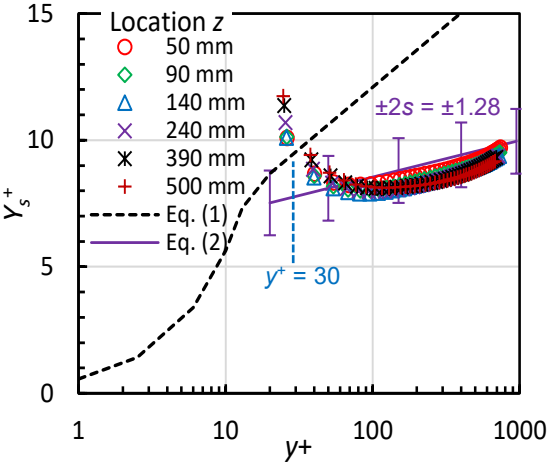


図 1　蒸気質量分率 Y_s^+ の分布

3. 結論　鉛直管での凝縮伝熱実験解析を行い、蒸気質量分率分布の計算値は測定値とよく一致することを確認した。

参考文献

[1] M. Murase, et al., 混相流, 33(4), 405-416, 2019. [2] 村瀬道雄ほか, 混相流, 36(2), 255-265, 2022. [3] Y. Utanohara and M. Murase, NURETH-19, No. 35854, March 6–11, 2022. [4] A. Dehbi, et al., Nucl. Eng. Des., 258, 199-210, 2013. [5] S. Kelm, et al., Nucl. Eng. Des., 353, 110239 (12 pages), 2019.

*Michio Murase[1], Yoichi Utanohara[1,2]

[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc. ([2]Present affiliation: Komatsu University)

空冷時における燃料デブリ熱挙動推定技術の開発
（4）多孔体有効熱伝導率モデルの検討

Development of Numerical Simulation Method to Evaluate Heat Transfer of Fuel Debris in Air Cooling
(4) Application of Effective Thermal Conductivity Models of Porous Medium

*上澤 伸一郎[1]，山下 晋[1]，柴田 光彦[1]，吉田 啓之[1]
[1]日本原子力研究開発機構

燃料デブリ熱挙動推定技術に用いる多孔体の有効熱伝導率モデルが自然対流熱伝達に与える影響を把握するため、JUPITER を用いた多孔体の自然対流熱伝達解析を実施し、各モデルの比較を行った。
キーワード：ポーラスモデル、自然対流、空冷、燃料デブリ、福島第一原子力発電所

1. 緒言

福島第一原子力発電所格納容器内の燃料デブリ熱挙動を推定するため、JUPITER を用いた多孔体の自然対流熱伝達解析手法の開発を進めている[1]。今回、多孔体の内部構造に応じた有効熱伝導率モデルを用いた解析を実施し、多孔体の有効熱伝導率モデルが自然対流熱伝達に与える影響について検討した。

2. 解析体系

Fig. 1 のように、加熱面上に円柱多孔体（空隙率 0.35）がある体系で解析を実施した。多孔体の内部構造のモデルとして、直列モデル、並列モデル、加重幾何平均モデル[2]を用いた。各モデルの熱伝導率は、0.1 W/(m°C)、10.4 W/(m°C)、1.9 W/(m°C)であった。

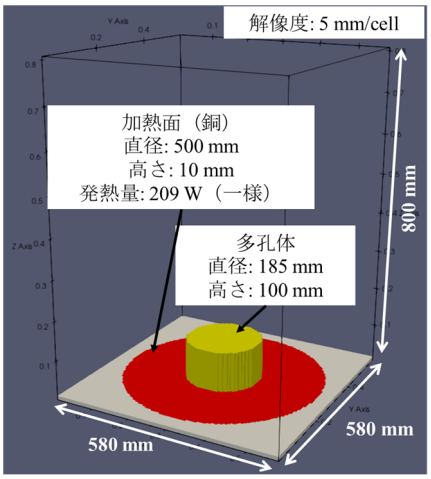


Fig. 1 Numerical configuration

3. 実験結果と数値解析結果の比較

Fig. 2 は、各モデルにおける中心軸上の鉛直方向の温度分布を示している。多孔体の内部構造に応じた有効熱伝達率の違いにより、多孔体内の温度分布が大きく異なることがわかる。また、多孔体直下の加熱面表面（Height = 0 mm）の温度も各モデルで異なった。その加熱面温度と解析体系上部（Height = 605 mm）の空気温度を用いて熱伝達率を求めたところ、直列モデル、並列モデル、加重幾何平均モデルの熱伝達率は、それぞれ 7.1 W/(m²°C)、14 W/(m²°C)、8.3 W/(m²°C)であり、並列モデルの熱伝達率は直列モデルの 2 倍程度であった。このように、多孔体の内部構造の違いによって、自然対流による除熱量は大きく異なり、多孔体の内部構造も除熱量を把握する上で重要なパラメータであることが本解析により示された。

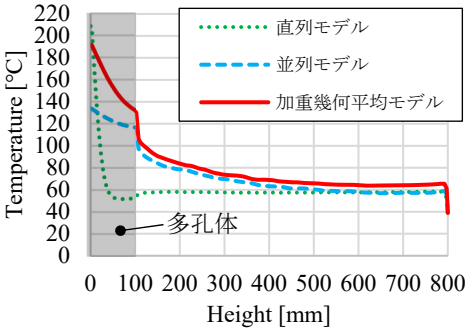


Fig. 2 Temperature distribution for each model

参考文献 [1] 山下ら，日本原子力学会 2022 年春の年会, 1E06, 2022.
[2] Woodside and Messmer, J. Appl. Phys., 32(9), pp.1688–1699, 1961.

謝辞 本研究は、経済産業省「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリの分析精度の向上、熱挙動の推定及び簡易分析のための技術開発）」（R3 年度開始）の一部として実施したものです。本研究の実施に当たって協力を得た、東京電力 HD 岩田様、井上様に感謝いたします。本研究成果の一部は、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。

---

*Shinichiro Uesawa[1], Susumu Yamashita[1], Mitsuhiko Shibata[1] and Hiroyuki Yoshida[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

先進的核熱連成シミュレーションシステムの開発
（8）温度回復法を用いた相変化を含む気液二相流解析

Development of Advanced Neutronics/Thermal-Hydraulics Coupling Simulation System

(8) Numerical simulation of two-phase flow including phase change using temperature recovering method

*神谷 朋宏[1]，小野 綾子[1]，多田 健一[1]，山下 晋[1]，長家 康展[1]，吉田 啓之[1]

[1] JAEA

軽水炉の核熱連成シミュレーションのため、JUPITER に温度回復法を用いて相変化を考慮する機能を実装した。本発表では、JAEA で開発中の JAMPAN の予備解析として、BWR を想定した高温・高圧下の相変化を含む気液二相流解析と、MVP を用いた核計算を組み合わせた核熱連成シミュレーションを実施した。

キーワード：相変化，気液二相流，核熱連成，温度回復法，JUPITER，JAMPAN，マルチフィジックス

1. 緒言

JAEA では、軽水炉設計の高度化と安全性の向上を目的として、現在開発中のマルチフィジックスシミュレーション用プラットフォーム JAMPAN 上でモンテカルロコード MVP と機構論的多相流解析コード JUPITER を結合することにより詳細かつ高忠実な核熱連成シミュレーションの実現を目指している。前回の報告[1]では、JAMPAN の開発の第一歩として JUPITER による断熱気液二相流解析の結果を反映させた核解析を行った。今回は、核解析で得られる出力を熱流動解析にフィードバックしたときに生じる相変化を考慮するため、JUPITER に温度回復法[2]を用いて相変化を考慮する機能を実装した。本発表では、本機能を用いて、BWR を想定した高温・高圧下（549 K、7.07 MPa）で相変化を含む気液二相流解析を実施した。

2. 2×2 バンドルにおける気液二相流解析

BWR 条件を想定した相変化を含む気液二相流解析を行った。図 1 に示されるように、計算体系は水で満たされた領域に燃料棒を 2×2 に配置した体系である。計算領域の大きさは *x*, *y*, *z* 方向にそれぞれ 32.6、32.6、3,710 mm(セル数：32×32×3,700)とした。*x*、*y* 方向の境界はすべて断熱壁とし、下側境界からは速度 2.15 m/s で温度 549 K の水が流入し、上側境界は流出境界とした。図 2 に燃料棒に与えた軸方向線出力密度分布を示す。なお、径方向と周方向の発熱量は一様分布とした。図 3 に、解析開始時とそれから 1 秒後の高さ 1,855 mm での燃料棒と水の体積分率を示す。図 3 で発熱する燃料棒の表面で水が相変化することで水蒸気が発生していることが確認できる。

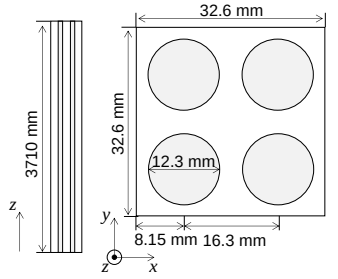


図 1 解析体系

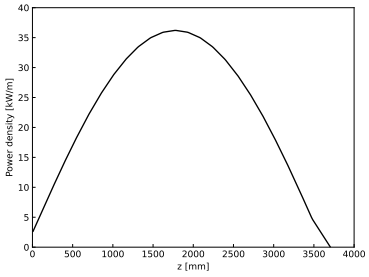


図 2 線出力密度

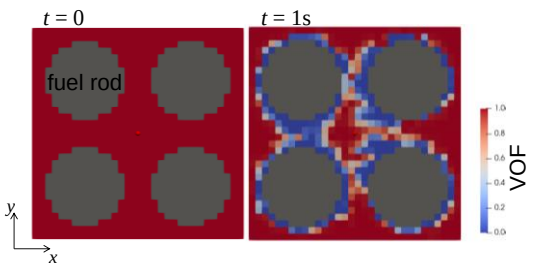


図 3 解析結果

3. 結言

JAMPAN を用いた 2×2 バンドルにおける気液二相流解析を行った。発表では、この熱流動解析結果を用いた核解析など、核熱連成シミュレーションの結果についても報告する。

[1] 神谷朋宏ら、日本原子力学会 2022 年秋の大会、1F04、[2] Ohnaka, I., 1985. Heat transmission and solidification analysis using computer. In: Solidification Analysis, pp. 167–224 (Maruzen, Japan, Chapter 5).

---

*Tomohiro Kamiya[1], Ayako Ono[1], Kenichi Tada[1], Susumu Yamashita[1], Yasunobu Nagaya[1] and Hiroyuki Yoshida[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

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

[2J17-19] Fast Reactor Thermal Hydraulics

Chair:Koji Morita(Kyushu Univ.)

Tue. Mar 14, 2023 4:40 PM - 5:30 PM Room J (13 Bildg.2F 1321)

[2J17] Study on coolant behavior in damaged core of sodium-cooled fast reactor

*Naoya Odaira[1], Seishiro Yamamoto[1], Daisuke Ito[1], Kei Ito[1], Yasushi Saito[1], Yuya Imaizumi[2], Kenichi Matsuba[2], Kenji Kamiyama[2] （1. Kyoto Univ., 2. JAEA）

4:40 PM - 4:55 PM

[2J18] Study on coolant behavior in damaged core of sodium-cooled fast reactor

*Daisuke Ito[1], Naoya Odaira[1], Kei Ito[1], Yasushi Saito[1], Yuya Imaizumi[2], Kenichi Matsuba[2], Kenji Kamiyama[2] （1. Kyoto Univ., 2. JAEA）

4:55 PM - 5:10 PM

[2J19] PLANDTL-2 Experiment for Evaluation of Decay Heat Removal in Sodium-cooled Fast Reactors

*Toshiki Ezure[1], Yuta Akimot[1], Mitsuyo Tsuji[1], Akikazu Kurihara[1], Masaaki Tanaka[1] （1. JAEA）

5:10 PM - 5:25 PM

©Atomic Energy Society of Japan

ナトリウム冷却高速炉における損傷炉心内の冷却材挙動に関する研究
（7）模擬デブリ内における気液二相流の局所流動評価

Study on coolant behavior in damaged core of sodium-cooled fast reactor
(7) Evaluation of local two-phase flow behavior in a simulated debris bed

*大平 直也[1]，山本 誠士郎[1]，伊藤 大介[1]，伊藤 啓[1]，齊藤 泰司[1]，
今泉 悠也[2]，松場 賢一[2]，神山 健司[2]
[1]京都大学，[2]JAEA

本研究では、球充填層内の複雑流路を流れる気液二相流の局所的な挙動を明らかにするため、中性子によるボイド率分布の計測を行った。その結果、流路が細い先端部には気相がほとんど存在せず、流路中央部に気相が集中して分布することが明らかになった。

キーワード：気液二相流，球充填層，ボイド率分布

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉で炉心損傷事故が起こった場合、炉心下部に落ちた高温の燃料デブリと冷却材のナトリウムが接触し、沸騰による気液二相流が発生すると考えられる。デブリ層内で発生する気液二相流の流動特性はその冷却挙動に大きな影響を与えるため重要である。当研究グループでは、デブリ層内の気液二相流に対する基礎研究として、水－空気系の理想的な球充填層に対して研究を行ってきた[1]。本報告では、中性子 CT によって理想的な球充填層内の気液二相流に対するボイド率分布の評価を行った成果を報告する。

2. 実験装置および手法

本実験では三角錐状のアルミ部材と直径 10 mm のアルミ球で形成された最密充填層の単位構造を模擬した実験装置（図 1 参照）を用いた。この装置は底部 1 か所に水および空気の流入口があり、内部に形成される流路は 3 つに分岐するため流出口も 3 つある（図 2 参照）。この装置内における気液二相流に対して中性子 CT を行い、CT 再構成と画像処理によってそれぞれの条件におけるボイド率分布を明らかにした。

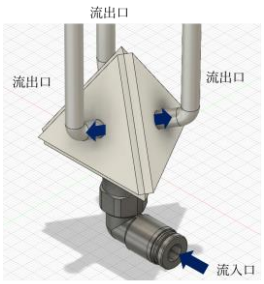


図 1 実験装置の概略図

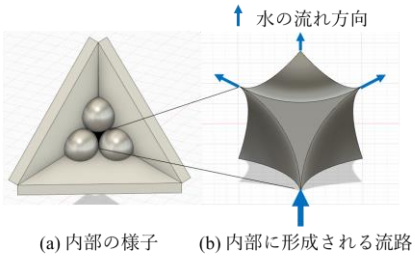


図 2 最密充填構造における単位構造の概略図

3. 実験結果

図 3 に中性子 CT によって得られたボイド率分布の例を示す。本実験で得られたボイド率分布から、流路が狭い先端部にはほとんど気相が存在しない一方で、流路中央部には気相が集中して分布していることが明らかになった。

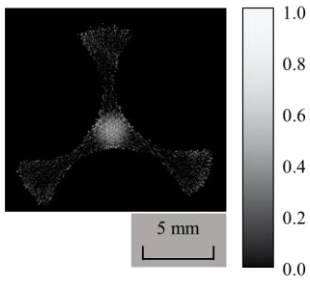


図3 得られたボイド率分布

4. まとめ

本研究では、理想的な配置の球充填層における気液二相流のボイド率分布を中性子 CT によって明らかにした。

参考文献

[1] 八杉憲明，大平直也，伊藤大介，伊藤啓，齊藤泰司，今泉悠也，松場賢一，神山健司，原子力学会 2022 年春の年会

*Naoya Odaira[1], Seishiro Yamamoto[1], Daisuke Ito[1], Kei Ito[1], Yasushi Saito[1], Yuya Imaizumi[2], Kenichi Matsuba[2] and Kenji Kamiyama[2]
[1]Kyoto Univ., [2]JAEA

ナトリウム冷却高速炉における損傷炉心内の冷却材挙動に関する研究 （8）模擬デブリ内沸騰実験に向けた検討

Study on coolant behavior in damaged core of sodium-cooled fast reactor
(8) Examination of boiling experiments in a simulated debris bed

*伊藤 大介[1]，大平 直也[1]，伊藤 啓[1]，齊藤 泰司[1]，今泉 悠也[2]，松場 賢一[2]，神山 健司[2]
[1]京都大学，[2]JAEA

模擬デブリ内における再冠水挙動の計測の可能性について明らかにするため、本研究では中性子イメージングを適用した際の課題と、得られる結果について検討を行った。

キーワード：球充填層，沸騰二相流，再冠水過程，中性子イメージング

1. はじめに

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故においては、炉心に残留した粒子状燃料デブリにより炉心に流入した冷却材が蒸発し、炉心で沸騰二相流が発生する可能性がある。そのため、デブリ内における冷却材蒸発特性および蒸気泡挙動は炉心残留燃料の冷却特性を評価する上での重要な指標となる。しかしながら、高温デブリ内における沸騰二相流特性を定量的に評価することは非常に困難である。そこで本研究では、中性子イメージングを用いた球充填層内における再冠水特性の評価手法を検討する。

2. 可視化装置および方法

本研究では、セラミックファイバーヒータによって加熱された球充填試験部に重水を流入させ、再冠水過程の可視化と温度変化の測定を行った。重水は軽水に比べて巨視的断面積が小さいため、比較的大きな試験部での中性子透過像の取得を可能にする。図 1 に試験部の概略図を示す。球充填試験部は、外径 21.7 mm、内径 18.7 mm のステンレス管に直径 5 mm のステンレス球をランダム充填させたものである。一定の温度に加熱した試験部に対して、下部からポンプで重水を注入し、重水の流入過程を中性子透過画像として取得した。また、撮像と同時にステンレス管外壁に取り付けた 5 本の熱電対で温度変化を測定した。中性子イメージング実験は、JRR-3 TNRF で行い、可視化には高速度カメラシステム[1]を用いた。撮影速度は 250 fps、露光時間は 1 ms である。

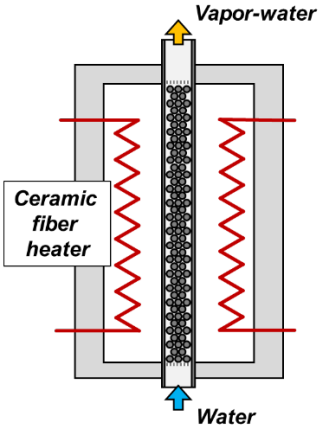


図 1 再冠水可視化のための球充填層試験部概略図

3. 中性子イメージングによる可視化例

約 560℃に加熱した球充填層への再冠水挙動の可視化結果を図 2 に示す。本結果は、重水流入過程の中性子透過像を注水前の画像で割った透過率画像である。時間とともに下部から液が供給されていく様子が確認できる。本画像の解析によって球充填層内ボイド率分布の評価が可能になる。さらに、温度変化データと組み合わせることで、模擬デブリ内における再冠水特性の評価手法について検討を行う。

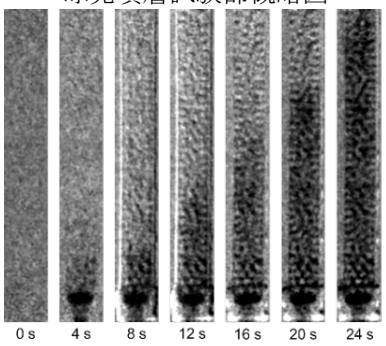


図 2 球充填層試験部への液流入時における中性子透過画像

参考文献

[1] D. Ito, Y. Saito, Materials Research Proceedings, 15, (2020) 262-267.

*Daisuke Ito[1], Naoya Odaira[1], Kei Ito[1], Yasushi Saito[1], Yuya Imaizumi[2], Kenichi Matsuba[2] and Kenji Kamiyama[2]
[1]Kyoto Univ., [2]JAEA

高速炉崩壊熱除去特性に関する PLANDTL-2 試験
-燃料集合体通過流れ遮断時の集合体間ギャップ部流れ効果-

PLANDTL-2 Experiment for Evaluation of Decay Heat Removal in Sodium-cooled Fast Reactors
-Effect of Inter-subassembly Gap Flow under Interruption of Flow through Fuel Assemblies-

*江連 俊樹[1], 秋元 雄太[1], 辻 光世[1], 栗原 成計[1], 田中 正暁[1]
[1]JAEA

ナトリウム（Na）冷却高速炉の安全性向上の一環として、多層の模擬燃料集合体で構成する炉心部を有する Na 試験装置（PLANDTL-2）において、主循環系に流れが無い条件、かつ燃料集合体出口部を閉塞させ、浸漬型直接炉心冷却器による炉心冷却を行う試験を実施し、集合体間ギャップ流れの効果について把握した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、崩壊熱除去、浸漬型直接炉心冷却器、集合体間ギャップ部流れ

1. 緒言　ナトリウム（Na）冷却高速炉では、外部電源に依らない、自然循環を利用した崩壊熱除去システム（NC-DHRS）による安全性向上が期待される。NC-DHRS の有効性確認と熱流動解析評価手法整備の一環として、Na 冷却高速炉の炉心部および浸漬型直接炉心冷却器（D-DHX）を設置した上部プレナム部を模擬した Na 試験（PLANDTL-2[1]）を実施し、炉停止後の過渡時ならびに定常状態での D-DHX による炉心部冷却特性を把握するとともに、解析評価手法の妥当性確認[2]を行っている。本報では、主循環系に流れの無い条件で、燃料集合体内を通過する流れを遮断する閉塞機構を用い、D-DHX による炉心冷却時の集合体間ギャップ部流れの効果を把握した。

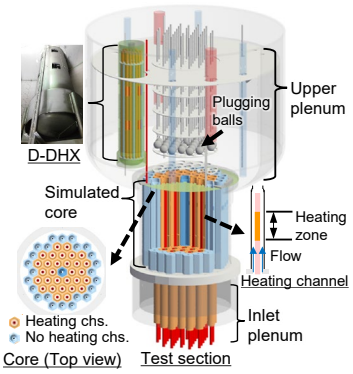


図 1 PLANDTL-2 試験装置

2. 試験概要　図 1 に、PLANDTL-2 の試験体（模擬原子炉容器）を示す。試験体は、入口プレナム、模擬炉心領域、炉上部プレナム（内径約 2m）および D-DHX 等で構成される。模擬炉心領域は、燃料集合体を模擬した内部に流路を有する六角管 55 体により、集合体間ギャップ部を含め 5 層で構成され、内側 30 体には電気ヒータを有する。炉心出力 110kW、主循環流量 0L/min、D-DHX 入口温度 240℃で一定とし、閉塞機構により全流路の出口を閉塞した。D-DHX による炉心冷却時の集合体間ギャップ流れの効果について検討した。図 2 に、炉心閉塞なしの場合（炉心出力：100kW）と全流路を閉塞した場合（以下、流路閉塞時）の規格化温度（D-DHX の 1 次側出入口温度差で規格化）を比較して示す。流路閉塞時には、炉心閉塞なしの場合に比べ、集合体通過流れがないため、炉心出口部、炉心発熱部中心の双方ともにより高温となる。さらに、流路閉塞時の炉心発熱部中心では、径方向の集合体間温度差による径方向の集合体通過流量に差が生じないことから、炉心閉塞なしの場合と異なり、炉心中央部側がより高温となっている。今後、試験データのさらなる分析を進めるとともに、熱流動解析評価手法整備での妥当性確認データとして利用する。

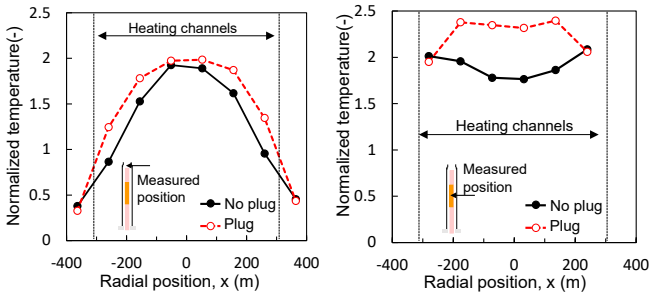


図 2 模擬炉心領域温度（規格化値）

3. 結論　Na 冷却高速炉の安全性向上策である NC-DHRS について、主循環系に流れの無い条件の下、燃料集合体閉塞機構を用い、D-DHX による炉心冷却試験を実施し、集合体間ギャップ部流れ効果を把握した。

参考文献　[1] 江連 他, 原子力学会 2022 年春の年会, 2E12, (2022). [2] 江連 他, 原子力学会 2021 年春の年会 2A02 (2021).

*Toshiki Ezure[1], Yuta Akimoto[1], Mitsuyo Tusji[1], Akikazu Kurihara[1], Masaaki Tanaka[1].
[1]Japan Atomic Energy Agency.

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

[2K01-03] Uncertainty Analysis

Chair:Kenichi Tada(JAEA)

Tue. Mar 14, 2023 9:30 AM - 10:20 AM Room K (13 Bildg.2F 1322)

[2K01] BEAVRS Benchmark Analysis of HZP Condition using JENDL-5

*Motomu Suzuki[1] （1. CRIEPI）

9:30 AM - 9:45 AM

[2K02] Uncertainty analysis of PWR MOX/UO2 core transient benchmark using CASMO5/TRACE/PARCS

*SHIGEKI SHIBA[1] （1. Nuclear Regulation Authority）

9:45 AM - 10:00 AM

[2K03] Reduction of Calculation Uncertainty in Prompt Neutron Decay Constant due to Thermal Neutron Scattering Law of Water by Bayesian Monte Carlo

*Yoshinari Harada[1], Hibiki Yamaguchi[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] （1. NAGOYA university）

10:00 AM - 10:15 AM

©Atomic Energy Society of Japan

JENDL-5 を用いた HZP 条件の BEAVRS ベンチマーク解析

BEAVRS Benchmark Analysis of HZP Condition using JENDL-5

*鈴木 求[1]
[1]電中研

軽水炉全炉心ベンチマーク問題 BEAVRS の高温ゼロ出力（HZP）条件を対象に、評価済み核データライブラリ JENDL の最新版である JENDL-5 と MVP3 を用いた解析を実施し、核データライブラリの更新が炉心特性へ与える影響を評価した。

キーワード：BEAVRS ベンチマーク，JENDL-5，MVP，全炉心解析，高温ゼロ出力（HZP）

1. 緒言

評価済み核データライブラリ JENDL の最新版である JENDL-5[1]が 2021 年 12 月に公開され、妥当性の確認を目的として様々な燃料・集合体タイプや炉型に対して検証解析が実施されている。本研究では、連続エネルギーモンテカルロ輸送計算コード MVP3[2]を用い、軽水炉全炉心ベンチマーク問題 BEAVRS[3]を対象とした初装荷炉心の高温ゼロ出力（HZP）条件の解析を行うことで、核データライブラリの更新が炉心特性へ与える影響を評価した。

2. BEAVRS ベンチマークを用いた HZP 条件の解析

BEAVRS ベンチマークは米国 MIT が提案した 4 ループ PWR の全炉心計算問題であり、炉心は 17×17 型燃料集合体により構成される。本解析では、rev.2.0.0 のベンチマーク仕様を用い、初装荷炉心の HZP 条件における炉物理試験のうち、(a)臨界ホウ素濃度条件における実効増倍率 k-eff、(b)制御棒バンク価値、(c)等温温度係数（ITC）を対象とした。核データライブラリは JENDL-5 に加えて、炉心特性へ与える影響を評価するために、前バージョンである JENDL-4.0[4]についても解析を実施した。なお、いずれの計算においても MVP3 コードの共鳴領域の弾性散乱モデルは従来の漸近減速散乱モデルを用いている。計算結果の例として、制御棒挿入時の臨界ホウ素濃度条件ごとの実効増倍率の計算結果を図に示す。すべての計算ケースにおいて、JENDL-5 の k-eff 計算結果は JENDL-4.0 の k-eff 計算結果よりも 200 pcm 程度大きく評価することを確認した。また、JENDL-4.0 のケースから核種ごとにライブラリを JENDL-5 に入れ替えた感度計算により、正の反応度への寄与が大きい核種は H-1, U-235, U-238 の断面積であることが分かった。

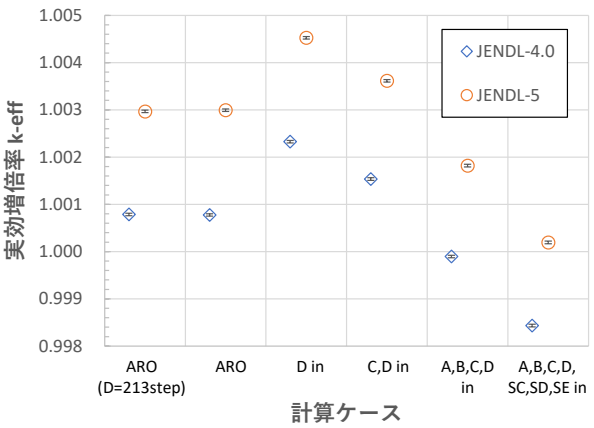


図　制御棒挿入時の臨界ホウ素濃度条件における実効増倍率の比較

謝辞

本研究は、電中研と原子力機構の令和 4 年度共同研究「核・熱連成シミュレーションに関する研究」として実施したものである。

参考文献

[1] O. Iwamoto et al., "Japanese Evaluated Nuclear Data Library version 5: JENDL-5", to be submitted.　[2] 長家 他, JAEA-Data/Code2016-019　[3] N. Horelik et al., BEAVRS rev.2.0　[4] K. Shibata et al., *J. Nucl. Sci. Technol.* **48**(1), p.1-30 (2011).

*Motomu Suzuki[1]
[1]CRIEPI

CASMO5/TRACE/PARCS を用いた PWR MOX/UO2 炉心過渡事象ベンチマークの不確かさ評価

Uncertainty analysis of PWR MOX/UO2 core transient benchmark using CASMO5/TRACE/PARCS

*柴茂樹 [1]

[1] 原子力規制庁

核データの不確かさが過渡解析の結果に与える影響を考慮するために、CASMO5/TRACE/PARCS を用いて核データの不確かさ評価機能を構築した。試行的に「PWR MOX/UO2 炉心過渡事象ベンチマーク」問題を解析し、核データの不確かさが炉出力等に与える影響について検討した。

キーワード：BEPU,CASMO5, TRACE/PARCS

1. 緒言

実用炉安全解析における不確かさを考慮した最適評価（BEPU：Best Estimate Plus Uncertainty）手法の導入が検討されていることから、核特性解析に係る BEPU の高度化を進めている。これまで、核データの不確かさ評価については、静特性を対象に不確かさ評価を実施してきたが[1]、動特性における不確かさ評価に関する検討は実施していなかった。

本研究では、断面積などの不確かさが過渡解析の結果に与える影響を考慮するために、CASMO5 に文献[2]の動特性パラメータ等の不確かさを組み込み、試行的に「PWR MOX/UO2 炉心過渡事象ベンチマーク」問題[3]の不確かさ評価を実施した。

2. 不確かさ評価のための解析手順

PWR MOX/UO2 炉心過渡事象ベンチマーク仕様に基づき、TRACE/PARCS コードの入力データを作成した。次に、CASMO5 を用いて断面積と動特性パラメータの不確かさを考慮した 500 ケースの PARCS 用ライブラリを作成した。作成したライブラリと TRACE/PARCS を用いて制御棒飛び出し時の炉出力等の不確かさを評価した。

3. 解析結果

PWR MOX/UO2 炉心過渡事象ベンチマークの評価項目である高温零出力状態からの全反応度及び炉出力の解析結果例を図 1 及び図 2 に示す。全反応度の不確かさはピーク位置で 5%以下であったが、炉出力の不確かさは、飛び出し制御棒価値が即発臨界近傍の値であることから大きく変動した。

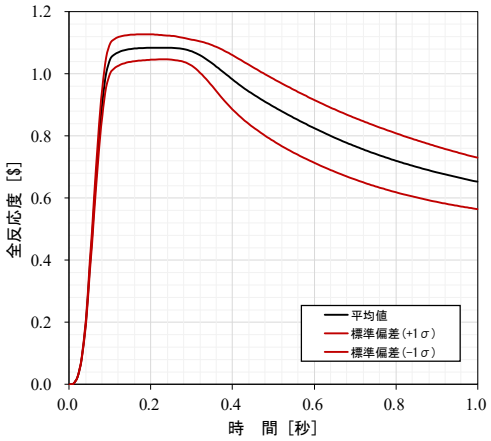


図 1　高温零出力状態からの制御棒飛び出し事象の解析結果（全反応度）

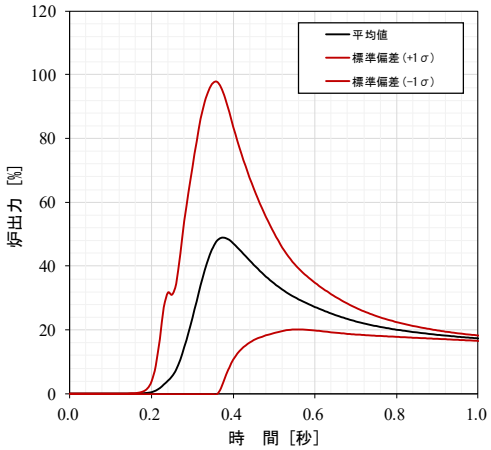


図 2 高温零出力状態からの制御棒飛び出し事象の解析結果（炉出力）

4. 結論

CASMO5/TRACE/PARCS において核データの不確かさ評価機能を構築し、PWR MOX/UO2 炉心過渡事象ベンチマークを対象に核データ、動特性パラメータなどの不確かさを考慮した制御棒飛び出し事象の解析を実施した。動特性における不確かさは、断面積及び動特性パラメータの不確かさの影響をうけ、解析条件によっては静特性と明確に異なる場合があることが分かった。

参考文献

[1] Shiba S. et al., “UNCERTAINTY ANALSIS OF FUEL LATTICE PHYSICS USING CASMO-4 WITH JENDL-4.0 COVARIANCE DATA,” *Proc. of ICAPP2016,* San Francisco, CA, April 17-20 (2016).
[2] Tuttle R.J. “Delayed-Neutron Data for Reactor-Physics Analysis,” Nucl. Sci. Eng., 56,37(1975).
[3] Kozlowski, T., Downar J. T. “OECD/NEA and US NRC PWR MOX/UO2Core Transient Benchmark, Final Specifications,” NEA/NSC/DOC (2003)20, Rev. 2, OECD/NEA (Dec. 2003).

*Shigeki Shiba[1]　[1] Nuclear Regulation Authority (NRA)

ベイジアンモンテカルロによる水の熱中性子散乱則に起因した即発中性子減衰定数の計算不確かさ低減

Reduction of Calculation Uncertainty in Prompt Neutron Decay Constant due to Thermal Neutron Scattering Law of Water by Bayesian Monte Carlo

*原田 善成[1]，山口 響[1]，遠藤 知弘[1]，山本 章夫[1]
[1]名古屋大学

軽水を含む体系の核計算結果において、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。本研究では、水槽体系で測定した即発中性子減衰定数αを用いて、ベイジアンモンテカルロ(BMC)により TSL データに起因したα計算結果の不確かさ低減が可能か検討した。

キーワード：熱中性子散乱則，即発中性子減衰定数，ベイジアンモンテカルロ，データ同化，不確かさ評価

1. 緒言　炉心解析において、熱中性子領域の散乱反応を厳密に表現するために、Free-Gas Model ではなく熱中性子散乱則(TSL)を考慮する必要がある。従って、炉心解析の精度向上のためには、積分実験の測定値を用いたデータ同化により TSL を改善することが重要な研究課題となっている。しかし、従来の核燃料を使用した臨界実験の場合には体系内に複数の核種が含まれ、特に燃料中の ^{235}U 等が中性子増倍率k_{eff}に与える影響が支配的であるため、k_{eff}測定値を利用して特定核種の TSL を選択的に改善することが困難であった。そこで本研究では、核燃料の無い体系でも測定可能な核特性「即発中性子減衰定数α」に着目した。先行研究[1]において、過去実験[2]で測定された水槽体系に対してα固有値計算を実施した。結果として、体系寸法が小さい(中性子の漏れが大きい)場合にα測定値と計算値の差異が大きいことが分かり、この原因は水分子の TSL データ不確かさに起因すると考察した。そこで本発表では、水槽体系のα測定値を用いたデータ同化による TSL の改善に向けた基礎研究として、ランダムサンプリングされた ^{1}H in H_2O の TSL データを用いたα不確かさ評価、および水槽体系のα測定値を用いた BMC によるα不確かさ低減を目的とした。

2. 計算条件　^{1}H in H_2O の TSL に起因した不確かさ評価を実施するため、TENDL-2021 で公開されている LEAPR 形式のランダムサンプリングファイル 200 個[3]を用いた。^{1,2}H, $^{16-18}$O の評価済み核データは JENDL-5 を使用した。過去実験[2]で実施された最小体系(4.49 cm×4.51 cm×3.41 cm)を含む複数の水槽体系を対象として、先行研究[1]で開発された中性子拡散計算コードによりα固有値計算を実施した。BMC によるデータ同化では、最小体系におけるα測定値 44683±182 [1/s]を使用した。また、BMC 適用後の縮退問題を軽減するために、融合粒子フィルタを利用した。

3. 評価結果　α測定値と BMC 適用前と適用後のα計算値分布を比較した(図 1)。図 1 において、赤線はα測定値 38838±113 [1/s]の正規分布を表している。BMC 適用前のα計算結果 41547±1390 [1/s]に対し、BMC 適用後は 39319±490 [1/s]となり、α計算結果の改善を確認した。従って、TSL データの改善により軽水を含む体系の計算予測精度向上が見込まれる。

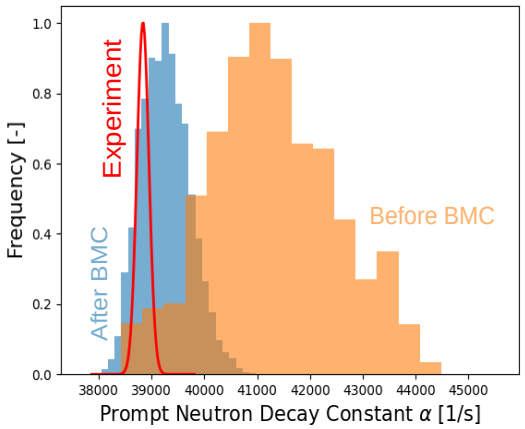


図 1　BMC 適用前と適用後のα計算値分布
(水槽体系寸法: 4.49 cm×4.51 cm×4.40 cm)

参考文献　[1] H. Yamaguchi *et al.*, 日本原子力学会 2022 年春の年会, 2D10, (2022); [2] K. Kobayashi *et al.*, *J. Nucl. Sci. Technol.*, **3**, p. 275 (1966); [3] G. Noguere *et al.*, *Ann. Nucl. Energy*, **104**, p. 132 (2017).

謝辞　本研究に対して貴重なご助言頂いた、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構の多田 健一 氏に深く感謝する。

*Yoshinari Harada[1], Hibiki Yamaguchi[1], Tomohiro Endo[1] and Akio Yamamoto[1]
[1]Nagoya Univ.

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

[2K04-09] Experimental Analysis Method

Chair:Tsuyoshi Misawa(Kyoto Univ.)

Tue. Mar 14, 2023 10:20 AM - 12:00 PM Room K (13 Bildg.2F 1322)

[2K04] Pulse shape of fast neutron detector by using Pu-Be neutron source

*HIROYUKI FUKUDA[1], TADAFUMI SANO[1], TAKASHI KANDA[1], MASAKI GOTO[1], SHOICHI IKEDA[1], YASUNORI MATSUO[1], KENGO HASHIMOTO[1] (1. Kindai Univ.)

10:20 AM - 10:35 AM

[2K05] The estimation of the power profile and reactivity by using cubic spline interpolation

*Yuichi Yamane[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

10:35 AM - 10:50 AM

[2K06] Core power distribution re-construction method based on the ex-core detector with power correlation between fuel regions

*Rei Kimura[1], Tadafumi Sano[2], Yuki Nakai[1], Atsushi Sakon[2], Satoshi Wada[1] (1. TOSHIBA ESS, 2. Kindai Univ.)

10:50 AM - 11:05 AM

[2K07] A Study for Reactor Noise Measurement in Power Operation at Kyoto Univ. Reactor Part.6

*Sin-ya Hohara[1], Atsushi Sakon[1], Takashi Kanda[1], Masaki Goto[1], Tadafumi Sano[1], Junichi Hori[2] (1. Kindai Univ., 2. Kyoto Univ.)

11:05 AM - 11:20 AM

[2K08] Superiority and Inferiority in Applying Reactor Noise Analysis Techniques to Severe Conditions

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

11:20 AM - 11:35 AM

[2K09] Advantage of a reactor noise analysis using auto-correlation function

*Shoichi Ikeda[1], Tadafumi Sano[1], Atushi Sakon[1], Kunihiro Nakajima[1], Takashi Kanda[1], Masaki Goto[1], Yoshiyuki Takahashi[2], Kengo Hashimoto[1] (1. Kindai Univ., 2. Kyoto Univ.)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

Pu-Be 中性子源を用いた高速中性子検出器の特性評価

Pulse shape of fast neutron detector by using Pu-Be neutron source

*福田 洋之[1]、佐野 忠史[1]、神田 峻[1]、後藤 正樹[1]、
池田 晶一[1]、松尾 泰典[1]、橋本 憲吾[1]
[1]近畿大学

Pu-Be 中性子源により中性子照射した反跳陽子比例計数管出力パルスの立ち上がり時間分布と波高分布を測定し、両分布に対する中性子検出パルスと回路系雑音パルスの寄与を明らかにした。

キーワード：検出器特性、n-γ 弁別、Pu-Be 中性子源、反跳陽子比例計数管

1. 緒言

著者らは、近畿大学原子炉内に設置した反跳陽子比例計数管出力パルスの立上り時間分布と波高分布を報告した[1]。この立上り時間分布には、1μs 付近と 2μs 付近に 2 つのピークが観察され、前者のピークに含まれるパルスの波高は非常に低く、後者のピークに含まれるパルスは高波高域まで分布していた。この 2 つのピークの生成由来を明らかにするため、Pu-Be 中性子源を用いた反跳陽子比例計数管の照射実験を行った。

2. 実験方法

中性子源による直接照射、鉛ガンマ遮蔽板で覆った中性子源による照射を行い、反跳陽子比例計数管に接続した前置増幅器出力パルスの立ち上がり時間分布と波高分布を測定した。回路系に起因する雑音パルスの影響を検討するため、中性子源の無い状態での測定も行った。

3. 結果

図 1、図 2 に、立上り時間分布と波高分布の測定結果を示す。回路雑音パルス(No Source)は立ち上がり時間 1[μs]付近且つ波高 100[ch]以下で観察される。また、2~3μs の立上り時間範囲に中性子検出に起因するピークも観察される。鉛遮蔽は両分布の頻度を一様に低下させているが、中性子散乱効果による低下と考えられる。立上りが速く低波高のガンマ線の寄与は回路雑音パルスに埋もれている可能性が有る。

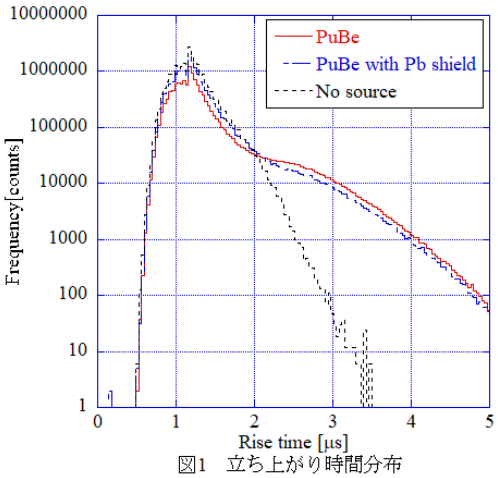


図1　立ち上がり時間分布

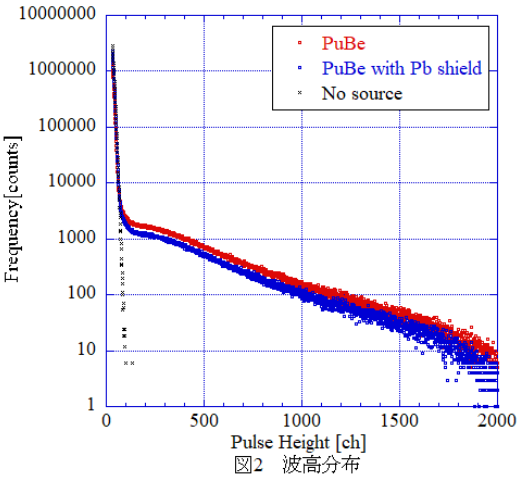


図2　波高分布

4. 結論

炉内実験で観察された立上り時間分布の 1μs 付近と 2μs 付近の 2 つのピークは、それぞれ、回路系雑音パルスと中性子検出パルスに由来することを明らかにすることができた。

参考文献

[1] 福田洋之他、日本原子力学会 2022 年春の年会、3D07、(2022 年)

---

*Hiroyuki Fukuda[1], Tadafumi Sano[1], Takashi Kanda[1], Masaki Goto[1], Shoichi Ikeda[1], Yasunori Matsuo[1], and Kengo Hashimoto[1]
[1]Kindai Univ.

3 次スプライン補間を用いた出力挙動と反応度の推定

The estimation of the power profile and reactivity by using cubic spline interpolation

*山根 祐一
原子力機構

反応度添加後の準定常状態の出力挙動から未臨界体系の反応度を評価する目的で、新しい計算手法を開発した。中性子計数率を模擬したデータに適用し、3 次スプライン補間で生成した曲線とその微分が、「準定常状態の出力が従う方程式」を用いた繰り返し計算によって良い精度で真値に収束することを確認した。

キーワード：未臨界，反応度評価，準静的状態，出力挙動，スプライン補間

1. 緒言　準定常状態の出力が従う方程式（$\boldsymbol{P(t)=\alpha_y q(t)+P_\infty}$、$\boldsymbol{\alpha_y=1/\rho_\$-1}$、$\boldsymbol{q(t)=P'(t)/\mu(t)}$）－①[1]を用いて反応度を評価するためには、出力$\boldsymbol{P}$とその時間微分$\boldsymbol{P'}$を精度良く推定する必要がある。原子炉ノイズを含む中性子検出器信号からこれらを精度よく推定することが困難であるため、上式を積分した式を用いた反応度評価手法を開発したが[2]、そこで用いている移動平均等のデータ長の決め方は経験的であり、また初期出力の推定も必要であった。これらは上式を積分せずに用いる場合には不必要である。

そこで①式を積分しないで直接用いるために、出力$\boldsymbol{P}$とその時間微分$\boldsymbol{P'}$を精度良く推定する方法について検討した。①式を変形して得られる $\boldsymbol{g(t)\equiv P(t)-\alpha_y q(t)}$ が時間によらず一定になるように 3 次スプライン補間の参照点の値を定めることで、$\boldsymbol{P}$と$\boldsymbol{P'}$を同時に推定可能であることを確認した。この成果は、デブリの取出し時の反応度評価に役立つことが期待できる。

2. 検討　時刻 2000 秒で瞬時に反応度が添加されて$\boldsymbol{-1.4\$}$となる条件について、一点炉動特性コード AGNES[3]を用いて出力挙動を作成し、これに原子炉ノイズを模したノイズを加えて疑似的な中性子計数率の時系列データを作成した（図 1 上参照）。チェビシェフ接点を応用して、勾配が小さいほど区間が長くなるように参照点を決定し（図 1 では 8 分割）、$\boldsymbol{g(t)}$の値がその全区間の平均値に近づくように参照点を上下に調整した。左端の 2 階微分値も同様に調整し、右端はゼロとした。得られたスプライン曲線とその微分は、図 1 が示すように、AGNES の計算で得られた元の曲線を参照範囲でよく再現している。このスプライン曲線を用いて計算した$\boldsymbol{q(t)}$と、疑似中性子計数率 $\boldsymbol{P(t)}$を用い、点$\boldsymbol{(q,P)}$に対して直線をフィッティングすることで得られた値$\boldsymbol{\alpha_y=-1.71}$より反応度の評価値は$\boldsymbol{\rho_\$=-1.40\$}$となった。

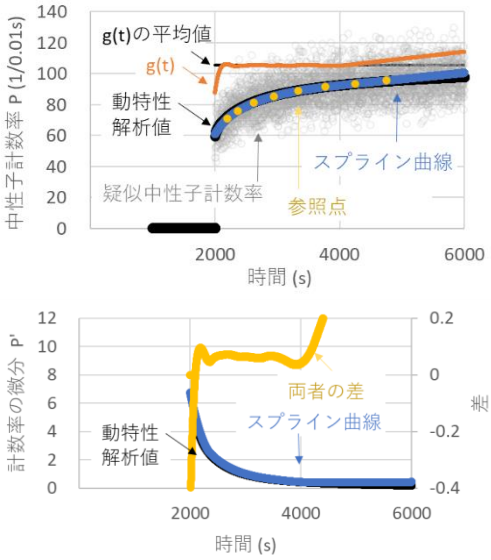


図 1 ：出力とその時間微分の推定例

3. 結論　準定常状態の出力とその微分値の挙動を、中性子検出器信号から精度良く推定できるとともに、経験的に定めるような定数を用いることなく、直接式①を用いて反応度を評価できる見通しを得た。今後接点数や適用できる時間的範囲等について検討するとともに、実験データで検証する計画である。

参考文献　[1] Y.Yamane, 57(8)JNST, pp.926-931(2020).　[2] Y.Yamane, 59(11)JNST, pp.1331-1344(2022).　[3] JAERI-Data/Code 2002-004(2002).

*Yuichi Yamane
Japan Atomic Energy Agency.

燃料間出力相関を考慮した炉外計装による炉心出力分布再構成手法の開発 (6)：UTR-KINKI を用いた時間依存出力分布の推定実験

Core power distribution re-construction method based on the ex-core detector with power correlation between fuel regions

(6): Experiment of time-dependent power distribution estimation at UTR-KINKI

*木村 礼[1]，佐野 忠史[2]，中居 勇樹[1]，左近 敦士[2]，和田 怜志[1]

[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社

[2]近畿大学

小型モジュラー炉（SMR）やマイクロリアクターの炉外からの状態監視方法として，これまでに燃料間出力相関を取り入れた炉外計装による出力分布再構成手法を提案し，原子炉実験により原理検証を進めてきた．従来の実験は原子炉を臨界として定常状態となった状態での測定を行っていたが，本手法を実機に適用する際には過渡事象を検知する必要がある．そこで本研究では UTR-KINKI において制御棒操作中の検出器の時系列データを取得し，それに基づいた出力分布推定を行った．結果，想定された出力分布の推定結果が得られ，時間依存出力分布を推定できることを実証できた．

キーワード：炉外計装，状態監視，SMR，小型炉，UTR-KINKI

1. 緒言

分散電源としての小型原子炉における核計装のコスト低減・メンテナンス性向上を目指して炉外計装を用いた炉心内出力分布推定手法の開発を行っている．これまでの解析および検証実験により，提案手法により出力分布異常検知が可能である事が示唆されている[1,2]．一方でこれまでの検証はすべて静的な条件での測定であり，時間依存の出力分布推定は実施していない．本研究の最終的な目的は非定常な変化を検知することであるため，UTR-KINKI を用いて時間依存出力分布の推定実験を実施した．

2. 試験条件

まず UTR-KINKI の制御棒のうち，南側（S 側）に配置された Regulating rod (RR)を全挿入，北側（N 側）Shim Safety Rod (SSR)を 82.6%の位置として原子炉を臨界状態とした．次に SSR の位置を固定して RR を全挿入状態から 34 秒で全引き抜きし，RR 引抜前～引抜後の中性子束を引抜 10 秒前から 4 か所で測定，これに基づいて 10 秒毎の出力分布を推定した．

3. 出力分布再構築結果

図 1 に時間依存出力分布の再構成結果を示す．RR 引抜前（0≦t≦10）では N 側の出力分布が高くなっているが，RR 引抜開始後に S 側の相対出力が増加し，引抜完了（44 sec）以降では出力分布がほぼ安定していることがわかる．本結果から，PHOEBE により UTR-KINKI において想定された出力分布を再構築できることが分かった．

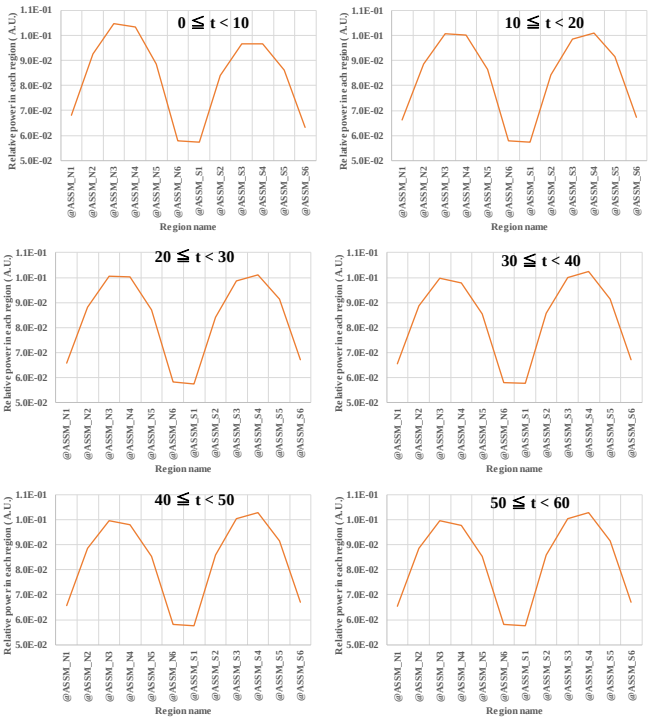


図２：試験結果(相対出力の Nominal からの差分)

4. 結論

PHOEBE により UTR-KINKI において想定された出力分布を再構築できることを実験的に確認した．一方で著者らが使用可能な非定常の中性子束を任意の体系で評価できるコードが存在せず，解析による検証が困難であるため，本事項は今後の課題である．一方で一定程度提案手法の検証が進んだことから，今後は高温ガス炉など大型炉の体系に対する適用性の検討も進めていく予定である．

参考文献

[1] Kimura R,et al., Nucl. Sci. Eng. 2020; 195(12), pp1279-1290, [2] 木村他, , 日本原子力学会 2021 年秋の大会 2I09

*Rei Kimura[1], Tadafumi Sano[2], Yuki Nakai[1], Atsushi Sakon[2], Satoshi Wada[1],
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [2]Kindai University,

京都大学原子炉における出力時原子炉雑音測定のための研究　その 6

A Study for Reactor Noise Measurement in Power Operation at Kyoto Univ. Reactor Part.6

*芳原　新也[1]，左近　敦士[1]，神田峻[1]，後藤正樹[1]，佐野忠史[1]，堀順一[2]

[1]近畿大学

[2]京都大学複合原子力科学研究所

京都大学原子炉（KUR）の放射孔（B3 ポート）を用いて原子炉雑音測定を、20W 及び 100W の臨界状態に対して実施した。実験結果を Feynman-α / バンチング法及び Rossi-α法で解析した。本発表では、測定及び解析結果について報告する。

キーワード：京都大学原子炉、原子炉雑音、Rossi-α法、B-3 放射孔

1. 緒言

高出力炉の雑音解析は、1960 年代から 1970 年代にかけて世界的に多くの研究者が取り組んだ研究対象であり、我が国においても斎藤、須田、森島、山田らの優れた研究があるが、当時の炉雑音解析研究は、原子炉の異常診断や出力安定性診断のための技術開発を主たる目的としており、炉物理特性量の測定を目的とした炉雑音解析は僅かであった。本発表では前回の報告[1]に引き続き、京都大学原子炉における KUR 炉心の核雑音測定可能性の調査を行ったので、その結果を報告する。

2. 実験条件及び結果

測定は、京都大学原子炉 KUR の放射孔（B-3 ポート）において 2022 年 11 月 24 日に実施した。原子炉からの中性子は Li ガラスシンチレータにより検出し、波高信号は時間記録器（HSMCA4106LC / ANSeeN Inc.）により記録した。測定は 2 段階の異なる臨界状態（20W: 2,000sec, 100W: 1,000sec）に対して実施した。測定結果に対して Feynman-α法、Rossi-α法により解析を行った結果、Rossi-α法においてα値を得ることが出来た。解析結果例を図 1 に示す。実験解析により得た数値の妥当性を確認するため、当日の KUR の炉心配置を基に MVP3+JENDL-5 により、遅発中性子割合、世代時間、実効増倍率を算出し、即発中性子減衰定数を推定し比較を行った。その結果、実験解析値と計算推定値が近い値を取ることがわかった。

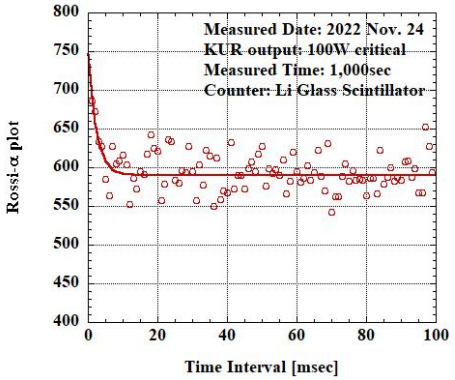


図 1　100W 出力時における Rossi-α解析結果例

3. 結論

京都大学原子炉 KUR 放射孔（B-3 ポート）における KUR 炉心の核雑音測定可能性の調査を行った結果、原子炉雑音（核雑音）の可能性が高い情報を取得することが出来た。取得した実験解析値と MVP により算出した反応度から推定した値とが近い数値を示した。詳細については当日報告する予定である。

参考文献

[1] “京都大学原子炉における出力時原子炉雑音測定のための研究 その 5”, 芳原新也, 渡邉 隆夫, 神田 峻, 後藤 正樹, 佐野 忠史, 堀 順一, 橋本 憲吾, 2022 年日本原子力学会春の年会 3D06 (2022)

---

*Sin-ya Hohara[1], Atsushi Sakon[1], Takashi Kanda[1], Masaki Goto[1], Tadafumi Sano[1], Junichi Hori[2]

[1]Kindai Univ., [2]Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto Univ.

原子炉雑音解析手法の過酷な条件下への適用性の優劣

Superiority and Inferiority in Applying Reactor Noise Analysis Techniques to Severe Conditions

*橋本 憲吾[1]
[1]近畿大学

Feynman-α、Rossi-α、相関関数、パワースペクトル解析手法を過酷な条件下へ適用する際の優劣を、不感時間効果、非相関項、非定常性の扱いやすさの観点から評価する。１本の検出器を採用した場合、自己相関関数は全ての観点から最も広い適用性を有する。

キーワード：原子炉雑音解析

1. 緒言

実際の原子炉実験では、理想的な炉雑音解析環境は無いと言っても過言で無い。炉内に配置した検出器は、必ず、不感時間や分解時間による数え落としが生じる。計数率に依存する非相関項の増大により、SN 比低下も起こす。臨界又は臨界近傍では、炉出力変動による非定常性が、定常確率過程を仮定した炉雑音解析を苦しめる。これらの過酷な条件に対する炉雑音解析手法の適用性を、実際の解析例に基づき評価する。

2. 適用性評価

2-1. Feynman-α 法

炉物理分野で最も一般的な手法である Feynman-α 法は、最も適用が難しい手法である。計数値の分散は非相関項を含み、かつ、不感時間効果と非定常性は分散をそれぞれ縮小又は拡大させる。これらの考慮にも、当然、限界がある。

2-2. Rossi-α 法

核分裂の連鎖を直接観察する Rossi-α 法は、高計数率条件下では SN 比低下により適用できない。低計数率かつ高検出効率条件下でのみ適用可能な解析手法である。

2-3. オートパワースペクトル法

周波数平面での解析手法であるオートパワースペクトル法は、計数率が高くなると即発中性子相関項が非相関項に埋もれる（SN 比低下）。従って、現在、適用されることは少ない。

2-4. 自己相関関数法

ラグ 0（隔たり時間なし）の自己相関関数にのみに非相関項と不感時間効果が含まれる。ラグ 0 のみを解析から除外すればよい。非定常性は、遅発中性子効果を考慮する定数項を増加させ SN 比を低下させる傾向に働くが、解析手法自体には影響しない。

表１ 過酷な条件に対する炉雑音解析手法の適用性

過酷な条件	Feynman-α法	Rossi-α法	自己相関関数法	オートパワースペクトル法
不感時間効果大	✕考慮できない	○除去容易	○影響ない	○影響ない
非相関項大	△SN比低下による精度劣化	✕SN比低下による破綻	○除去容易	✕SN比低下による破綻
非定常性大	✕破綻する	△SN比低下傾向	△SN比低下傾向	○除去容易

*Kengo Hashimoto[1]
[1]Kindai University

自己相関関数を用いた原子炉雑音解析手法の提案

Advantage of a reactor noise analysis using auto-correlation function

*池田晶一[1]，佐野忠史[1]，左近敦士[1]，中嶋國弘[1]，神田峻[1]，後藤正樹[1]，
高橋佳之[2]，橋本憲吾[1]
[1]近畿大学、[2]京都大学

炉雑音解析手法の一種である自己相関関数法は、不感時間効果の考慮の必要がなく、非相関成分を除去できる特長を有する。京都大学臨界集合体実験装置(KUCA)において得られた時系列データに自己相関関数法と Feynman-α 法（分散対平均比法）を適用した結果、自己相関関数法の優位性が確認された。

キーワード：原子炉雑音解析、自己相関関数、京都大学臨界集合体実験装置、即発減衰定数

1. 緒言

未臨界度指標である即発減衰定数 α を決定する従来の Feynman-α 法（分散対平均比法）では、負の相関をもたらす不感時間効果やゲート幅に比例する遅発中性子効果の考慮が解析公式を複雑化させ、解析の脆弱性増大による誤差拡大を生む。本研究では、不感時間効果を考慮する必要がなく、遅発中性子効果も定数項として考慮できる自己相関関数を用いた炉雑音解析手法に注目し、KUCA 実験で得られた BF_3 計数管時系列データの解析から分散対平均比法に対する自己相関関数法の優位性を示す。

2. 解析方法

τ 時間隔たった２点の瞬時の計数率変動の積の平均値として定義する自己相関関数は、(1)式により表現することができる。第１項は平均計数率で決まる非相関項、第２項は即発中性子相関項、第３項は遅発中性子相関項（定数）である。

$$\phi(\tau) = C_0\delta(\tau) + C_1 exp(-\alpha\tau) + C_2. \qquad (1)$$

KUCA の B(7/4”G2/8”p8EU(3)+3/8”p38EU)炉心において、炉心端から約 24, 40, 61, 83cm 離れた黒鉛反射体内位置(B3～B6)に BF_3 計数管を設置し、臨界状態で検出時刻時系列データを収録した。この時系列データを用いて、不感時間効果と遅発中性子効果を考慮した分散対平均比法、(1)式に基づく自己相関関数法の２つの解析手法により即発減衰定数を求めた。自己相関関数法では、隔たり時間(Lag)を幅 1ms(Δτ)で離散化した。

3. 結果

図１に２つの解析手法により得た即発減衰定数の検出器位置依存性を示す。分散対平均比法では大きな検出器位置依存性が観察される。一方、自己相関関数法の検出器位置依存性は小さいが、最も炉心から離れた位置 B6 における大きな推定誤差が今後の課題である。

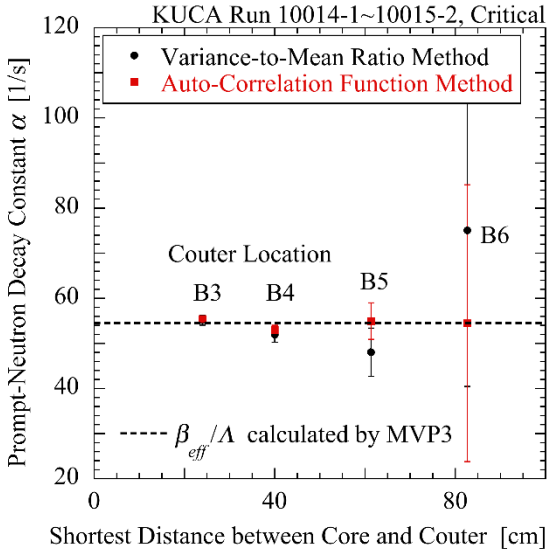


図１　即発中性子減衰定数の検出器位置依存性

* Shoichi Ikeda[1], Tadafumi Sano[1], Atsushi Sakon[1], Kunihiro Nakajima[1], Takashi Kanda[1], Masaki Goto[1] , Yoshiyuki Takahashi[2], Kengo Hashimoto[1]
[1]Kindai University,[2]Kyoto University

Planning Lecture | Board and Committee | Committiee of Open School, Committiee of Public Information

[2K_PL] The state of open schools in the with Corona era

Chair:Naoto Hagura(TCU)

Tue. Mar 14, 2023 1:00 PM - 2:30 PM Room K (13 Bildg.2F 1322)

[2K_PL01] Current status of open school activities

*Shigeo Yoshida[1] （1. Tokai Univ.）

[2K_PL02] Status of initiatives in various parts of the country from the standpoint of science museum staff

*Tomohisa Kakefu[1] （1. JSF）

[2K_PL03] What to Expect as a Nuclear Energy Commissioner -Open school as a place to receive a sense of citizenship-

*Yukiko Okada[1] （1. AEC）

[2K_PL04] General Discussion

©Atomic Energy Society of Japan

2023年春の年会

広報情報委員会　オープンスクール小委員会セッション

withコロナ時代のオープンスクールの在り方

The state of open schools in the with Corona era

（1）原子力オープンスクール活動の今

(1) Current status of open school activities

吉田　茂生
東海大学（OS小委員会委員長）

1.　原子力オープンスクールの経緯

1992年(H4)3月、東海大学にて開催された日本原子力学会「春の年会」の際に、第1回オープンスクール(OS)が開催されて以来、31年を経過することとなった。今日の生徒・学生に対する「理科(理系)」離れ、特に「原子力・放射線」離れ、すなわち本知識に関する理解や関心の不足をくい止めることを主体とし、併せて一般市民に原子力・放射線に関する偏りのない、正しい知識を提供し、原子力・放射線の関心・理解を深めることを目的とした。これは支部組織（北海道,東北,北関東,関東・甲越,中部,関西,中国･四国,九州、以上８支部）を中心に各地で開催され、公正で中立な学会が実施する原子力・放射線に関するユニークな教育・広報活動の場としても定着し、全支部にて年間40件弱の開催数を実施している。しかし、この経緯は順風満帆な活動展開とは言えず、2011(H23)年3月の甚大な被害を及ぼした東日本大震災及び東京電力福島第一原子力発電所事故に伴っては強烈なショックと無力感を感じざるを得ない状況を迎え、さらに今日の新型コロナ渦では、OSの最も中核を成し機動力とする「対面・対話・密」を要するスタンスが奪い取られる状況を迎えるなど、開催縮小となったことは自明の理である。またこの背景では、中・高の学習指導要領の改正に伴い「放射線」が理科教育に30年ぶりに復活し、2021(R3)年度の全面実施へと大きく変化する場面も見られている。本企画セッションでは、このOS活動の現状と今後の『Withコロナ時代』に向けての展開について紹介し、次世代層へのより効果的な活動展開が議論できる機会の場となればと考える。

2.　各支部での原子力オープンスクールの開催状況

各支部での展開は様々であり、①大学祭・オープンキャンパス等の活用、②大型研究施設・科学館等の活用、③出前授業（科学体験教室・放射線セミナー等)、④科学イベント（科学の祭典等）への出展、⑤大学授業の活用、等々の場面にて、霧箱や放射線測定、エネルギー・環境に関連した複数の科学体験コーナーへの参加体験・展示型のもの、また、講義・実験を体験するもの、施設見学を含めた体験実験など、各支部独自の工夫を凝らした活動展開がなされている。参加年齢層も対象により、親子から小・中・高校生、大学生、一般と、老若男女を問わず幅広い範囲の参加年齢層への対応となっている。また、支部間共通する点は、大学生・院生をスタッフとして起用し、現場にて参加者とのコミュニケーションに対応し易く心掛けられており、さらには準備段階より運営に関わる中で、若き人材育成につながるような対応に努力がなされている。

3.　Withコロナ渦での各支部原子力オープンスクールの展開

「三密」を避けたコロナ渦にあっては、これまでの対面重視から大きく対処方法を工夫せざるを得ない状況となった。施設等の活用については、開催の中止・延期・規模縮小等の対応は必至となる中、動画を制作し、コンテンツとしてYouTubeチャンネルにアップ、さらにそれらを対話型ライブ配信への対応に検討するなど、多数の工夫がなされた。また、出前授業もオンライン形式となったが、これまで直接現場にて対応するOS担当者の代わりに、現場で対応する教員に実験等の対処に事前の充分な打合せを経て、ライブ配信を通じた対面的な対応を可能とし、現場担当教員の理解促進にも貢献できている。この様に厳しい状況下にあっても、決して「伝える活動を止めない、諦めない」とする強い使命感にて、徹底した新型コロナ感染防止対処を施し、各支部様々な工夫を施した形態にて、地道な活動展開がボランティア的に実施されている。

Shigeo Yoshida
Tokai Univ.

2023年春の年会

広報情報委員会　オープンスクール小委員会セッション

with コロナ時代のオープンスクールの在り方

The state of open schools in the with Corona era

（2）科学館職員の立場から全国各地の取り組み状況について

(2) Status of initiatives in various parts of the country from the standpoint of science museum staff

掛布　智久
公益財団法人日本科学技術振興財団

1.　はじめに

オープンスクール活動の意義とはいったい何だろうか。原子力人材育成や原子力平和利用に対する社会理解は極めて厳しい状況にあると言わざるをえない。学会員のさらなる獲得、透明性の確保、社会貢献活動等を担ってきたと考えられるオープンスクール活動について、科学館職員の立場から with コロナ時代を見据えた今後を考察してみた。

2.　科学館等との連携

学会外に向けた発信の場の１つとしての科学館等と連携したオープンスクール活動は、コロナ前から数多く実施されてきた。科学館等での開催はいつでも一定の集客が見込めるため、オープンスクール（出展）側にとって展示内容や講師の手配に注力できるというメリットがある。当財団が運営する科学技術館をはじめ日本全国の科学館等では様々なイベントが開催されており、科学の祭典（http://www.kagakunosaiten.jp/）などオープンスクールとして出展しやすいイベントも数多く存在する。

実は、この連携は日本全国の科学館等にとってもメリットは大きい。なぜならば、学会との連携は自主企画に比べ実施しやすいだけでなく、イベント開催による入館者の増加や満足度向上を見込むことができ、学術的に高い情報発信や観察・実験等の開催は科学館等のステータスが上がる内容となるからである。

3.　オープンスクール活動の信頼性、活動の場を増やすこと

オープンスクール活動の透明性を確保するには、ホームページ等を活用して広く周知する必要があるだろう（日本原子力学会のホームページでは、オープンスクール小委員会の名前のみ紹介されている）。科学館等で開催する場合、参加者は科学館等に訪れた市民（児童生徒並びにその保護者が中心となる）となる。参加者が本活動に深く関心を示した時の受け皿としても、ホームページは有効なツールとなるだろう。

科学館等でのオープンスクール活動は、参加者に観察・実験によるハンズオン（実際に触って学ぶ）の機会を提供するだけでなく、講師側にとっても様々なメリットがある。例えば、何度も繰り返して説明することや質問に回答することによる理解の深まり、参加者の笑顔に触れることによるモチベーション向上などに大きく寄与している。

4.　オフライン（対面）とオンラインの棲み分け

教育現場では、ギガスクール構想による１人１台タブレットが導入され、さらにコロナ禍が ICT のさらなる普及につながった。オンラインは移動時間も費用も必要なく、日本各地をつないだ会議も可能とし、情報配信・共有といった点においても圧倒的に有効なツールとなった。

当財団では、放射線教材コンテスト（https://www.radi-edu.jp/contest）の受賞者による発表会を、昨年末にハイブリッドで開催した。オンラインが苦手とする多対多のコミュニケーション、受賞者と参加者が会話しながら作品に対する想いを理解するには対面が望ましいといえよう。その一方で、教材内容はオンラインによる動画の視聴で十分に理解できる。（https://www.radi-edu.jp/contest/list-of-award）これはオープンスクール活動にも当てはまることであり、活動内容をしっかりと見定め、オフライン（対面）とオンラインを上手に使い分けていくことが今後求められていくだろう。

Tomohisa Kakefu
Japan Science Foundation

2023年春の年会

広報情報委員会　オープンスクール小委員会セッション
with コロナ時代のオープンスクールの在り方
The state of open schools in the with Corona era

（3）原子力委員として期待すること

―市民感覚を受け取る場としてのオープンスクール―

(1) What to Expect as a Nuclear Energy Commissioner
-Open school as a place to receive a sense of citizenship-

岡田往子
内閣府　原子力委員会

1.　原子力オープンスクールとのかかわり

私の原子力オープンスクールの出会いは、1995 年東京工業大学で開催された日本原子力学会でのことと記憶している。その中で、ひときわ輝いていたのがウイメンズ・エナジー・ネットワーク（WEN）のブースでした。放射線や原子力のことを女性が丁寧に説明している姿に「原子力分野にこんなに女性がいるのだ」と思ったことを覚えている。それがきっかけで WEN の会員になり、私は 1998 年の近畿大学で行われた原子力オープンスクールから参加している。そのころ、関東甲越支部が立ち上がり、さらに、原子力オープンスクール委員会が設置されたと記憶しているが、時期など定かではない。その後、原子力オープンスクール委員となり、1999 年から、武蔵工業大学（現東京都市大学）学園祭時期に原子力オープンスクールを WEN メンバーの協力を得、開催して、今に至っている。毎回、趣向を凝らして、学生との協力の下で実施した。小学生への出前講座を年に数回開催した。これらの活動は学生の教育効果もあり、人材育成に貢献した。原子力委員会は「原子力利用に関する基本的な考え方」で国民への理解の必要性やコミュニケーション活動、人材育成について述べている。本企画では私の経験を話しながら、教育・理解促進の重要性について、語りたい。

2. 市民感覚を受け取る場としての原子力オープンスクール

原子力委員会では 5 年ごとの「原子力利用に関する基本的な考え方」の見直しを行い、本春の大会前には、公表される見込みである。その中には、「国民が自分事として捉える」環境つくりが必要であると記されている。しかし、国民ひとり一人が自分事と捉えるためには、説明側が相手の理解できる言葉で伝えなければならない。それには専門家と一般の方々を結ぶ、**翻訳者**の必要性があり、その人材を育てなければならない。翻訳者の育成と同時に一般の方々に関心をもってもらうための**きっかけつくり**も必要になる。日本原子力学会の原子力オープンスクールの活動は、まさしく**きっかけの場**の一つだと考えている。**きっかけの場**では学会員・学生会員・今後活躍が期待される学生会員予備軍がいろいろな**仕掛け**を考え、試行錯誤を繰り返し、手法を凝らして、一般の方々と向き合う。そこでは、現場でしか味わうことができない感覚を肌身で感じることができる。特に学園祭のような場は、属性の異なる老若男女が集う場である。そこでの体験は貴重である。また、**翻訳者**を育成するには、専門家の指導も必要になる。専門家もそういった場で、属性の異なった人々と接し、非常に貴重な体験ができる。

例えば、田村市の小学校の体験では、5・6 年生が調べ学習で調べた模造紙いっぱいの疑問、その中で解決しない事柄について、私が応える機会があった。私の応えが子供たちに通じないことがある。その時担任の先生が**翻訳者となって、うまくつないでくれた。**これは、私の貴重な体験になった。

原子力オープンスクールを、**専門家**の**市民感覚**を身に着ける場、将来の研究者や技術者の**翻訳者としての育成の場**として、原子力利用の理解促進のみならず、教育の場として継続してほしいと願っている。

Yukiko Okada
Japan Atomic Energy Commission

(Tue. Mar 14, 2023 1:00 PM - 2:30 PM Room K)

[2K_PL04] General Discussion

対面で密なコミュニケーションをとることで「原子力・放射線」の知識普及に努めてきたオープンスクール（OS）活動は、コロナ禍において極めて活動が難しい状況になった。しかし、「伝える活動を止めない、諦めない」ことが重要との思いで、各支部メンバーは様々な工夫をこらしながら取り組みを継続している。本企画セッションでは、このOS活動を学会員及び一般の方々に紹介するとともに、これからの“withコロナ時代”にどのような工夫や取り組みをすることで、次世代層へのより効果的な活動が展開できるかを議論する場にしたいと考えている。

©Atomic Energy Society of Japan

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

[2K10-13] Molten Salt Reactor

Chair:Tetsuo Matsumura(Tokai Univ.)

Tue. Mar 14, 2023 2:45 PM - 3:50 PM Room K (13 Bildg.2F 1322)

[2K10] Feasibility study on pin-type molten salt fast breeder reactor

*Shingo Matsumae[1], Naoyuki Takaki[1] (1. TCU)

2:45 PM - 3:00 PM

[2K11] Burnup Analysis of Long-Lived Fission Products in a Fluoride Molten Salt Reactor

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

3:00 PM - 3:15 PM

[2K12] Research and development of a small chloride molten salt fast reactor

*Haruka Hirano[1], Yoshihisa Tahara[1], Hiroyasu Mochizuki[1], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Tech)

3:15 PM - 3:30 PM

[2K13] Research and development of a small chloride molten salt fast reactor

*Yoshihisa Tahara[1], Haruka Hirano[1], Hiroyasu Mochizuki[1], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Tech)

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Na 冷却ピン型溶融塩高速増殖炉の成立可能性検討

Feasibility study on pin-type molten salt fast breeder reactor

*松前 信伍[1], 高木 直行[1]

[1]東京都市大学

塩化物燃料塩と Na 冷却材が被覆管によって分離されている Na 冷却ピン型塩化物塩高速増殖炉の成立可能性検討を行った。増殖炉としての設計要件を満たすため、燃料塩の低温度化による燃料塩密度の上昇、fissile インベントリの増加や、炉心の大型化による中性子漏洩の抑制等の方策に加え、ブランケット導入による増殖性能改善策を試みた。

キーワード：溶融塩高速増殖炉、Na 冷却、ピン型燃料、塩化物塩

1. はじめに

従来の溶融塩炉では、燃料塩が冷却材の役割も持ち、FP を含む燃料塩が除熱のために炉心領域外の熱交換器、ポンプ等を循環する。これに対して、英 Moltex 社が提案する SSR(Stable Salt Reactor)[1]は燃料塩が被覆管内に納められ冷却塩と分離されているため、一次冷却系の含有放射能が低く、機器保守管理の考え方が従来の固体燃料炉に近い。本研究では、先行研究であるタンク型溶融塩高速増殖炉の設計[2]で検討した、炉心特性改善策を適応し、Na 冷却却ピン型塩化物塩高速増殖炉の成立性評価を行った。

2. 解析条件

炉心は熱出力 3000MWt、炉心高さ H と直径 D の比が 1(H/D=1)の円筒形状(図 1)で、炉容器厚さ 0.2m、燃料塩被覆管の外径 18mm、肉厚 1.5mm とし、構造材料として SUS316 を用いた(図 2)[1]。燃料塩は NaCl と重元素塩化物の混合塩であり、組成は 60NaCl-40(UCl+PuCl)、Pu 富化度 30%とした。燃料塩は被覆管内で対流し、核特性・熱伝達特性に影響を与えるが、本検討では簡単のために温度均一(875K)とした。断面積ライブラリには JFS-3.0(JENDL-3.2)、実効断面積作成に SLAROM を用い、CITATION にて 2 次元円筒体系（R-Z 体系）中性子拡散計算を行った。

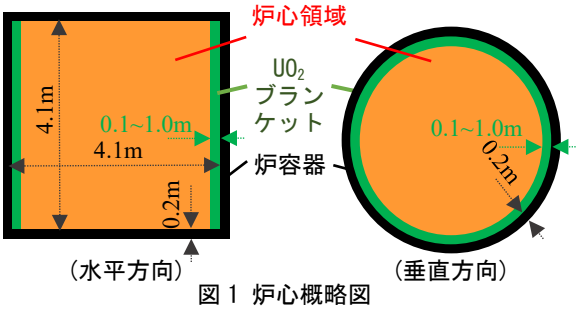


図 1 炉心概略図

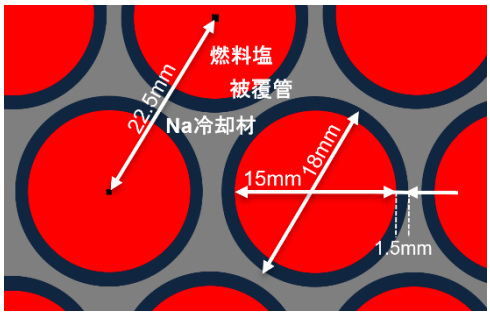


図 2 炉心領域のクローズアップ

3. 解析結果・検討

3-1. 増殖性能の一次評価

炉直径・高さ 4.5m の炉心(ブランケット無し)に対して増殖性評価を行った結果、実効増倍率は 1.17 程度であったが、転換比は 0.57 と低く増殖を見込めないため、径方向ブランケットを導入し転換比を向上させる方策を試みた。

3-2. 径方向ブランケット導入での増殖性能改善

径方向にブランケットを導入した結果を図 3 に示す。炉心部直径を 4.1m に固定し、燃料領域の一部(図 1 参照)を UO_2 ブランケットに置き換えた。Fissile 量が減り、更に細長い炉心となることで実効増倍率は下がるが、転換比は向上した。ブランケット厚を増していった結果、ブランケット厚約 65cm で 1 年後の増殖達成、ブランケット厚約 80cm で燃焼初期の増殖を達成した。

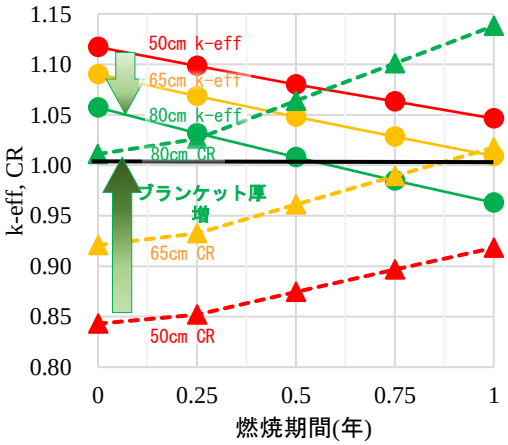


図 3 UO_2 ブランケット導入による増殖性能改善

4. おわりに

Na 冷却ピン型溶融塩高速炉の概念設計を行い、炉心領域外周を UO_2 ブランケットに置き換えることで増殖性能を改善し、増殖炉としての設計要件を満たすことの出来る見通しを得た。今後は燃料塩の対流に伴う影響の解析や、安全パラメータ解析、動特性解析などを行っていく予定である。

参考文献

[1] Ian R. Scott, “THE SIMPLE MOLTEN SALT REACTOR”, Conceptual design and technical status, October 2014

[2] Shingo Matsumae, Naoyuki Takaki “Feasibility study on chloride salt fast breeder reactor using spent fuel from light water reactor”, GLOBAL 2022, July 2022

*Shingo Matsumae[1], Naoyuki Takaki[1]

[1]Tokyo City Univ.

フッ化物溶融塩炉における長寿命核分裂生成物の燃焼解析

Burnup Analysis of Long-Lived Fission Products in a Fluoride Molten Salt Reactor

*藤倉 洪治[1]，相澤 直人[1]

[1]東北大学

本研究では、フッ化物塩溶融塩炉を対象とし、地層処分上の負担が大きい長寿命核分裂生成物(LLFP)に絞った燃焼解析を行い、効率的な核変換手法を検討することを目的とした。MSRE ベンチマークモデルをもとに作成した無限体系モデルで数値解析を行い、核変換用溶融塩の装荷による核変換について検討した。

キーワード：溶融塩炉，フッ化物，LLFP，燃焼解析

1. 緒言：溶融塩炉は運転中の燃料再処理・交換操作が可能といった利点があるため、原子炉単体での核燃料サイクルを実現できる可能性がある。本研究では、自ら生成した放射性核種を炉内で核変換することで放射性廃棄物の排出を低減できる溶融塩炉の設計を見据え、フッ化物溶融塩炉内での長寿命核分裂生成物(LLFP)の燃焼特性を調査し、効果的な核変換について検討することを目的とした。

2. 解析条件：熱出力 30MW 級の黒鉛減速・フッ化物溶融塩炉を想定し、実験炉 MSRE のベンチマークモデル[1]をもとに図 1 右の黒鉛ブロックを基本セルとする無限体系モデルを作成した。燃料塩流路の半径は 0.957cm、モデルの高さは 160cm とした。炉内で生成された LLFP を装荷した核変換用溶融塩を専用の流路に投入して核変換を行うことを想定し、図 2 のように基本セル中央に核変換用流路を設け、LLFP がどの程度核変換されるか解析した。核変換用溶融塩は、燃料塩中のウランを同質量の LLFP 核種で置換したものとした。ここで、LLFP 核種の質量比は核変換用流路なしの条件で燃焼計算を実施した際の燃料塩中の生成量から決定した。溶解性 FP を約 10 日間のサイクルで取り除く運転を想定し[2]、燃焼期間は 10 日とした。計算コードに Serpent2[3]、断面積ライブラリに JENDL-4.0[4]を使用した。

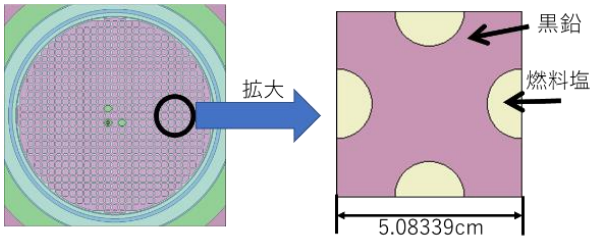


図 1:MSRE 炉心(左)の黒鉛ブロックをもとにした基本セル(右)

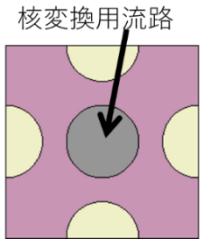


図 2:核変換用流路

3. 結果：基本セルの中央に半径 0.957cm の核変換用流路を導入して燃焼計算を実施したところ、核変換用流路内における LLFP の初期装荷量および核変換量は表 1 のようになった。核変換量は初期装荷量に対して非常に小さいため、この条件では LLFP の減容は厳しいことがわかった。流路径を変えた解析等については発表にて説明する予定である。

表 1:基本セルにおける核変換量

核種	装荷量(mg)	核変換量(mg)
Se-79	120	0.080
Zr-93	1.97×10^{4}	1.0
Tc-99	1.25×10^{4}	9.0
Pd-107	545	0.19
Sn-126	243	0.00
I-129	1.75×10^{3}	0.50
Cs-135	1.33×10^{4}	2.0

参考文献：[1] International Handbook of Evaluated Reactor Physics Benchmark Experiments, NEA, (May. 2020) [2] O. Ashraf, et al., Ann. Nucl. Ene., 137, 107115, (2020) [3] J. Leppänen, et al., Ann. Nucl. Ene., 82, 142-150, (2015) [4] K.Shibata, et al., J. Nucl. Sci. Technol., 48(1), 1-30, (2011)

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

[1]Tohoku Univ.

小型塩化物溶融塩高速炉の研究開発
(3) 燃焼解析と燃料補給方法の検討

Research and development of a small chloride molten salt fast reactor
(3) Burnup analysis and investigation of a continuous refueling method

*平野はるか[1]，田原義壽[1]，望月弘保[1]，千葉敏[1]
[1]東工大

小型塩化物溶融塩高速炉の燃焼特性の評価と炉心の燃料補給方法を検討した。本検討では 10 年後の TRU 核種の核変換割合は 56%を達成し、本炉心が TRU の核変換に有効であることがわかった。
キーワード：溶融塩炉，高速炉，塩化物，燃焼解析，核変換

1.緒言：東工大では、使用済み燃料の有効活用や廃棄物の処理処分の負担軽減の観点から、TRU を変換する溶融塩小型高速炉の設計検討を行っている[1]。先行研究では、本炉心の運転初期の炉心特性と反応度添加事象に対する安全性が明らかとなった[2]。本発表では、燃料補給方法について検討し、燃焼による反応度の変化と核分裂生成物(FP)の毒物効果を評価し、核変換割合を求めた。

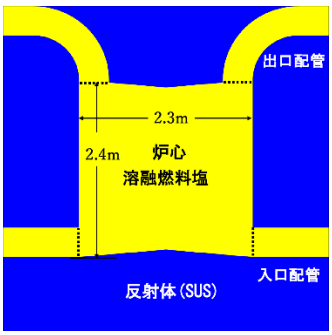


図 1 炉心の縦断面

2. 解析条件：炉心は 700MWt の小型溶融塩炉である(図 1)。初装荷燃料は PWR 使用済燃料組成(UO_2燃料、濃縮度 3.9wt%、燃焼度 45GWd/t、冷却期間 10 年)[3]を持ち、溶融塩は[40NaCl+30$MgCl_2$+(30-x)UCl_3+xTRU(係数は mol%、Cl は天然塩素)]の組成とした。燃料は連続補給され、FP は溶解性と非溶解性に分類し[4]、それぞれ燃料再処理率での取出しとヘリウムバブリング機構による即時除去を想定した。

3. 解析手法：燃焼解析には、連続エネルギーモンテカルロコード SERPENT-2、最新の核データライブラリ ENDF/B-Ⅷ.0 を使用した。SERPENT-2 の連続再処理モジュールにより燃料連続補給と FP の除去を想定した。補給燃料の TRU モル濃度、補給率の他に、FP の除去率をパラメーターとして燃焼解析を実施した。FP の毒物効果は、FP 除去率を変化させた場合の実効増倍率k_{eff}の変化により評価を行った。

4. 解析結果

①燃焼による反応度変化：8UCl_3-22TRUCl_3 (U・TRU は初装荷燃料の組成)の燃料を 8L/day で 10 年間連続補給した場合の実効増倍率と核変換率([運転終了時までの消滅重量/(初期装荷重量+運転終了時までの正味の補給重量+炉内残留量)]の変化を図 1 に示す。実効増倍率は燃料の TRU 濃度、補給率、FP 核種の除去率を調整することで高い精度で 1.0 近傍を保つことが可能であり、溶融塩高速炉の炉心特性の安定性が示された。また、10 年間の物質収支を表 1 に示す。TRU 核種の変換量は 23ton であり核変換率は 56%となった。②FP による毒物効果：溶解性 FP 除去システムで想定される除去能力の範囲では非溶解性 FP の方が炉心反応度への影響が大きいことがわかった。FP のマクロ吸収断面積の比較から炉心反応度への影響が最も大きい FP は、^{99}Tc、^{103}Rh、^{107}Pd であり、いずれも非溶解性であった。

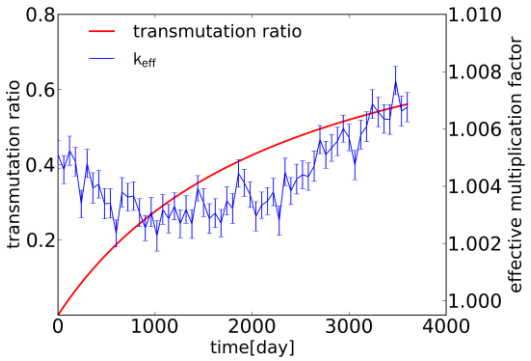


図 2 実効増倍率と核変換率

表 1 物質収支(10 年間)

	初装荷 [ton]	補給量 [ton]	残留 [ton]	核変換量[ton]
U	21.49	10.82	21.27	11.04
Pu	6.99	19.65	7.56	19.08
MA	1.01	3.08	1.28	3.53
TRU	8.00	23.45	8.84	22.61

3. 結論：燃料の連続補給および FP の除去による燃焼解析から、10 年燃焼時の TRU 核変換割合は 56%を達成し、長期にわたる溶融塩高速炉の実効増倍率の安定性と共に、本炉心が TRU 核種の減量に有効であることが示された。

参考文献：[1]小型塩化物溶融塩高速炉の超ウラン元素燃焼性能の評価、田原、千葉、望月、2022 原子力学会春の年会、1D07. [2] 小型塩化物溶融塩高速炉の研究開発 (2))制御棒価値の最適化に関する予備検討、平野、田原、千葉、望月、2022 原子力学会秋の大会、1D07 [3] Y. Ando, H. Takano, “Estimation of LWR Spent Fuel Composition, JAERI-Research 99-004, (1999). [4] Manuele Aufiero. Development of advanced simulation tools for circulating-fuel nuclear reactors. 03 2014

*Haruka Hirano[1], Yoshihisa Tahara[1], Hiroyasu Mochizuki[1] and Satoshi Chiba[1]
[1]Laboratory for Zero-Carbon Energy, Tokyo Institute of Technology.

小型塩化物溶融塩高速炉の研究開発
(4) 最小臨界炉心の炉心パラメータに対する TRU 核変換能力の依存性

Research and development of a small chloride molten salt fast reactor

(4) Dependency of TRU transmutation capability on core parameters of a minimum critical core

*田原 義壽[1], 平野はるか[1], 望月 弘保[1], 千葉 敏[1]

[1]東工大 ゼロカーボンエネルギー研究所

溶融塩高速炉を用いて軽水炉からの使用済燃料の有効利用を図るためには、炉心の出力とサイズ、補給燃料濃度およびその補給率などの最適化が必要である。このため、炉心サイズを固定し TRU 核変換能力および遅発中性子割合の炉心パラメータ依存性を調べた。

キーワード：溶融塩炉、高速炉、塩化物、燃焼解析、核変換

1. 緒言：蓄積する使用済み燃料を有効利用して持続的にエネルギーを供給するとともに廃棄物の処理処分の負荷を低減するために TRU を核変換・減量する小型溶融塩高速炉を開発している[1]。本稿では、炉心出力による TRU 核変換割合の依存性を調べた。

2. 解析条件：炉心は図 1 に示す 700MWt の円筒型小型溶融塩高速炉である。反射体は厚さ 60cm の耐塩素腐食性のある SUS316L である。初装荷燃料は PWR 使用済燃料組成(UO_2燃料、濃縮度 3.9wt%、取出し燃焼度 45GWd /t、冷却 10 年)[2]を持つ溶融塩［40NaCl-30$MgCl_2$-21UCl_3-9TRUCl_3(数値は mol%、塩素は天然塩素)］[3]とした。

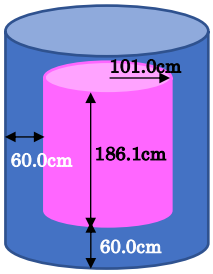


図 1 原子炉概念図

3. 解析手法：臨界および燃焼解析には、連続エネルギーモンテカルロコード Serpent2[4]を用い、核断面積、崩壊および核分裂収率には ENDF/B-VIII.0[5]を用いた。燃料は、9TRUmol%の溶融燃料塩とし、炉心サイズは対応する最小臨界寸法とした。熱交換機の設計は同一として 1 次系ループを増加することにより炉心熱出力を、700(4loop), 1400(8loop), 2100(12loop)および 2800MWt(16loop)と増加させて実効遅発中性子定数[6]を求めるとともに、10 年燃焼させて TRU 核変換割合を求めた。燃焼には Serpent2 の再処理機能を用い主要な核分裂生成物を除去した。

4. 解析結果：炉心寸法は、TRU が 9mol%含まれる燃料塩に対する裸の炉心の最小臨界体積を Lagrange の未定乗数法により求め、反射体節約を考慮することにより反射体付き炉心の最小臨界寸法として半径 101.0 cm、高さ 186.1 cmを得た（図 1 参照）。この結果、炉心出力密度は 117.4w/cc となった。この炉心を対象に熱交換器を追加し熱出力を増加させた場合の TRU 核変換割合(TR)と実効遅発中性子割合を下式により求め図 2 に示す。

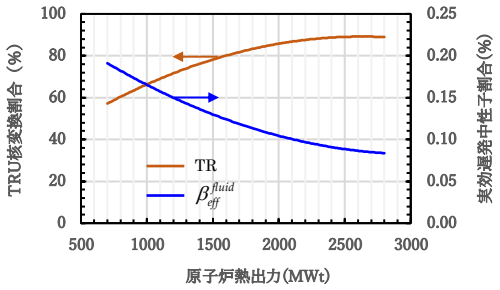


図 2 最小臨界炉心の TRU 核変換割合と実効遅発中性子割合の原子炉熱出力依存性

・TR=核変換量/(初装荷量+補給量+運転終了時装荷量)、

・$\beta_{eff}^{fluid}=\sum_{i=1}^{6}\lambda_i\beta_{i,eff}^{static}\Big/\left\{\lambda_i+\left(1-e^{-\lambda_i\tau_\ell}\right)/\tau_c\right\}$、$\tau_c,\tau_\ell$ はそれぞれ溶融塩が炉心および 1 次系ループを通過する時間である。添え字 static は燃料静止状態、fluid は溶融燃料塩としての流動状態を表す。熱交換器(ループ)を追加することにより燃料塩が各ループを通過する時間は同じであるが、炉心を通過する時間はループ数の比で小さくなるため、炉心熱出力(出力密度)を増加させると TRU の核変換割合は増加するが、実効遅発中性子割合が大きく減少することになる。このことから、炉心サイズを固定した場合、原子炉熱出力の上限値の評価については過渡事象を伴う熱流動解析を考慮する必要がある。一方、出力密度を維持し炉心サイズを変更する場合は、熱出力が変わっても上記炉特性は変わらない。

参考文献：[1]小型塩化物溶融塩高速炉の超ウラン元素燃焼性能の評価、田原、千葉、望月、2022 原子力学会春の年会、1D07. [2] Y. Ando, H. Takano, “Estimation of LWR Spent Fuel Composition, JAERI-Research 99-004, (1999). [3] Benes, O. and Konings, R.J.M., “Thermodynamic evaluation of the NaCl-$MgCl_2$-UCl_3-$PuCl_3$ system,” J. of Nuclear Materials, 375, 202-208. [4] Leppänen, J., et al. (2015) "The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013." Ann. Nucl. Energy, 82 (2015) 142-150. [5] Jeremy Lloyd Conlin, et al., “Release of ENDF/B-VIII.0-Based Ace Data Files,”LA-UR-18-24034, May 23,2018. [6] Y. Nauchi, “Development of Calculation Technique for Iterated Fission Probability and Reactor Kinetics Parameters Using Continuous Energy Monte Carlo Method,” JNST47(11), 997-990 (2010).

*Yoshihisa Tahara[1], Haruka Hirano[1], Hiroyasu Mochizuki[1] and Satoshi Chiba[1]
[1]Laboratory for Zero-Carbon Energy, Tokyo Institute of Technology.

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

[2K14-17] Transmutation System

Chair:Jun Nishiyama(Tokyo Tech)

Tue. Mar 14, 2023 3:50 PM - 4:55 PM Room K (13 Bildg.2F 1322)

[2K14] Production of Cf-252 neutron source for non-destructive inspection using nuclear reactor

*Takuro Nomura[1], Naoyuki Takaki[1] (1. Tokyo City University)

3:50 PM - 4:05 PM

[2K15] Study on MA bearing metallic fuel fast breeder reactor with low void reactivity and recriticality prevention characteristics

*Kimura Yuto[1], Takaki Naoyuki[1] (1. TCU)

4:05 PM - 4:20 PM

[2K16] Optimization of Minor Actinide transmutation for fast reactor with inherent safety based on genetic algorithm

*Takuro Matsuda[1], Yuma Yamamoto[1], Takanori Kitada[1], Satoshi Takeda[1] (1. Osaka Univ.)

4:20 PM - 4:35 PM

[2K17] Proposal of Partitioning and Transmutation Complex without Nuclear Reactors

*Takanori Sugawara[1], Takumi Sato[1], Tsuyoshi Murakami[2], Kenji Nishihara[1] (1. JAEA, 2. CRIEPI)

4:35 PM - 4:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

原子炉を用いた非破壊検査用中性子源 Cf-252 の生成

Production of Cf-252 neutron source for non-destructive inspection using nuclear reactor

*野村 拓朗[1]，高木 直行[1]
[1] 東京都市大学

インフラ設備の非破壊検査等に用いる移動可能な小型中性子源システム RANS-II を理科学研究所が開発している。このシステムは全長 5m、全重量 5.5t であり、その移動には 11 トン以上の大型トラックが必要とされている[1]。本研究では、自発核分裂で中性子を発生する超ウラン核種 Cf-252 を用いた小型軽量の中性子源の実現可能性を調べるため、原子炉における種々照射条件下での Cf-252 生成特性評価を行った。

キーワード：中性子源，Cf-252，核変換，減速材

1. 緒言

Cf-252 の生成には中性子束の高い原子炉が必要となる。米国の高中性子束炉 HFIR では 1966 年～2019 年の間で累積 10.5g が生成され[2]、また中国は高速実験炉 CEFR において 10g の Cm-244 から約 1.5mg の Cf-252 が生成可能との結果を解析によって示している[3]。本研究では Cf-252 生成に適した照射条件の検討を行った。

2. 原子炉での Cf-252 生成

Cf-252 を生成する核変換パスを図 1 に示す。変換パスの中で Cm-245 から Cm-248 の 4 核種は「ボトルネック核種」と呼ばれている。これらは半減期が長いにもかかわらず、奇中性子核の Cm-245 と Cm-247 については $\sigma_f > \sigma_\gamma$ のため核分裂による消費が大きく、偶中性子核の Cm-246 と Cm-248 は σ_γ が小さいため、Bk, Cf への生成につながりにくい[3]。

本研究では、U と比較してより少ない中性子捕獲数で Cf に到達可能なターゲット物質として、軽水炉使用済み燃料に多く存在する Pu を想定した。RANS-II と同等の中性子発生数 $(1.0 \times 10^{12} n/s)$ を得るには、1.6g (33TBq)の Cf-252 が必要であり、これを生成量の目標値とした。

図 1 Cf-252 核変換パス

3. 解析手法

予備解析として、軽水炉(PWR)及び高速実験炉「常陽」のスペクトル場における Cf-252 生成特性を調べた。Cf-252 生成には減速スペクトルが有効であるため、常陽の解析では、反射体領域に設置した 6 体の Be 減速集合体に囲まれた照射集合体位置での中低速中性子照射を想定した（図 2）。

燃焼解析コード ORIGEN2.2 および JENDL-4.0 から作成された無限希釈一群断面積ライブラリを用い、中性子束を任意パラメータとして長期連続照射時の Cf-252 生成量を評価した。解析条件を表 1 に示す。ターゲットの Pu は、IAEA による保証措置で定義される 1 有意量(8kg)未満の 7.9kg とした。

表 1 解析条件

ターゲット	軽水炉使用済み燃料Pu 7.9kg (PWR 燃焼度50GWd/t 5年冷却)				
Pu組成	Pu-238	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242
	2.8%	53.5%	24.5%	12.1%	7.1%
照射体系	17×17型 燃料集合体PWR		高速実験炉「常陽」 炉心反射体領域Be減速材集合体中心 の中低速中性子照射場(第7列)		
中性子束	1~50×10¹⁴ n/cm²/s				

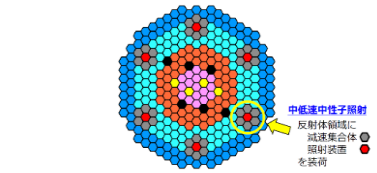


図 2「常陽」中低速中性子照射場設置炉心[4]

4. 解析結果及び今後の研究方針

解析結果を図 3 に示す。PWR スペクトル条件下では、中性子束が $5 \sim 50 \times 10^{14} n/cm^2/s$ の範囲では、7.9kg の Pu から目標量の 1.6g を越える Cf-252 が得られた。この場合、中性子束を増大させても Cf-252 生成量は変化せず、最大値となる照射期間が短縮（30 年～3 年）される傾向となった。

一方、常陽の反射体領域に設置した Be 減速集合体中心での生成量は目標の 1/10 以下となり、中低速中性子スペクトルよりも熱化されたスペクトルが適することが示唆された。

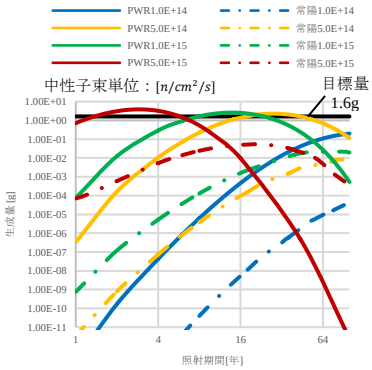


図 3 熱および中低速スペクトル下での Cf-252 生成

5. 結言

軽水炉使用済み燃料に含まれる Pu をターゲットとして、原子炉で Cf-252 を生成するための、予備的燃焼特性検討を行った。熱中性子炉(PWR)と高速炉(常陽)反射体領域 Be 減速材集合体内でのスペクトル条件下にて生成量を比較した結果、熱化された中性子照射が好ましいことが分かった。

今後は、より多様な照射条件（減速能の異なる種々減速材、減速材/燃料体積比など）について、連続エネルギーモンテカルロ解析を行い、Cf-252 生成に適した中性子照射条件を明らかにする予定である。

参考文献

[1] Tomohiro Kobayashi, Shota Ikeda, Yoshie Otake, Yujiro Ikeda, Noriyosu Hayashizaki. Completion of a new accelerator-driven compact neutron source prototype RANS-II for on-site use (2021) Table1
[2] S. M. Robinson, D. E. Benker, E. D. Collin, J. G. Ezold, J. R, Garrison, S. L. Hogle. Production of Cf-252 and other transplutonium isotopes at Oak Ridge National Laboratory (2020) p.1
[3] Mingyu Wu, Shixi Wang. The investigation and calculation of the transmutation paths for the production of ^{252}cf in fast reactors (2020)
[4]文部科学省 令和 3 年度国内の原子力インフラを活用した医用 RI の自給技術確立に向けた研究開発 成果報告書. 東京都市大学(2022) 図 3.3.1(1)-2

*Takuro Nomura[1], Naoyuki Takaki[1]
[1]Tokyo city Univ.

低ボイド反応度及び再臨界回避特性を有する MA 含有金属燃料高速増殖炉に関する研究

Study on MA bearing metallic fuel fast breeder reactor with low void reactivity and recriticality prevention characteristics

*木村 優斗[1]，高木 直行[1]
[1]東京都市大学

高速炉に MA を含有させた金属燃料を装荷することで燃料増殖と MA 燃焼の両立を目指すとともに、高速炉固有の安全上の課題である正のナトリウムボイド反応度を低く抑え、CDA 時の燃料溶融による再臨界を回避する特性を有した炉心を設計する。

キーワード：Na ボイド反応度，再臨界回避，金属燃料，高速増殖炉，内部減速材付き内部ブランケット IBIM

1. 緒言

高速炉は、核分裂性物質の増殖や TRU 及び MA の燃焼などの様々な目的を達成することのできる炉心であるが、一般的に燃料への MA 混合はナトリウムボイド反応度（以降、ボイド反応度）を悪化させることが分かっている。また、軽水炉にはない固有の安全上の課題として正のナトリウムボイド反応度を有する点や炉心崩壊事故(CDA)時の再臨界等の問題がある。

本研究では、フランスが提案している電気出力 600MW の ASTRID 炉心[1]を参照炉心とし、酸化物燃料を MA 含有金属燃料に置換することで優れた燃料増殖と MA 燃焼性能を両立しつつ、低ナトリウムボイド反応度および再臨界回避特性を有する金属燃料高速炉の炉心概念設計を行った。

2. ナトリウムボイド反応度低減

ボイド反応度の抑制については、炉心体系(H/D)偏平化によるボイド化時中性子漏洩の増大や、内側炉心の軸方向中心付近に内部ブランケットを設置することで中性子吸収を増大する方策を検討した。後者の内部ブランケット導入策については、「燃料長固定」ケースと内側炉心の燃料長＋内部ブランケット長の全高を固定した「炉心高さ固定」ケースの２つのケースについて検討し、図１に結果をまとめた。「燃料長固定」ケースでは、内部ブランケット高さの増加は炉外への中性子漏れを少なくするため、ボイド反応度低減には有効でない。また、ボイド反応度が最も低い内部ブランケット 0cm の炉心では最大線出力が金属燃料の制限値である 500W/cm を超過する。一方、「炉心高さ固定」ケースでは、内部ブランケットを 25cm 以上設けることでボイド反応度低減に効果が見られ、最大線出力制限値も満足することが分かった。従って「炉心高さ固定」ケースを選択した。

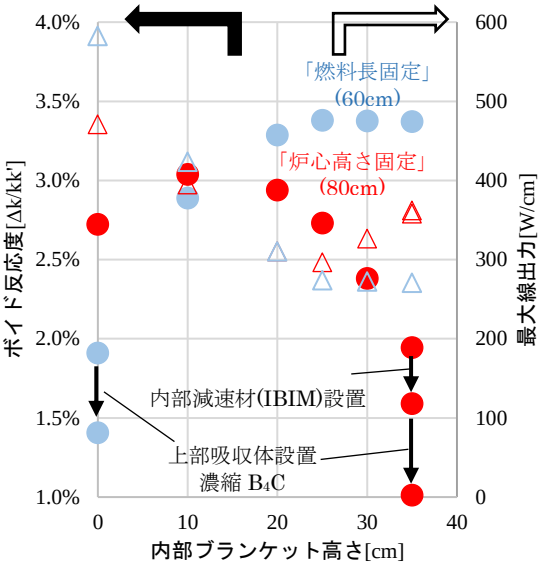


図 1. 内部ブランケットによるボイド反応度影響

更なるボイド反応度低減策として「内部減速材付き内部ブランケット IBIM (Inner Blanket with Inner Moderator)」を提案した。全高 25cm の内部ブランケットの上下中心に 1cm の YH_2 減速材を配置した IBIM は、ボイド化時における炉内のスペクトル硬化を防ぎ、ボイド反応度を低く抑える効果を有する。一方、定常運転時においては、減速された中性子はブランケットの U-238 に吸収されるため、近傍燃料部の線出力は制限値内に留まった。

3. 再臨界回避

再臨界回避の方法として、先行研究で MOX 炉心用に提案された「径方向ブランケット下部削除策」[2]を適用した。保守的評価とするため、ブランケットは溶けずに燃料のみが溶融する状態を仮定した。それゆえに径方向ブランケット下部の削除によって溶融燃料の広がる半径が拡大し、半径の 2 乗に比例して溶融炉心が広がりバックリングが効果的に増大する。削除する径方向ブランケット下部高さの増加に比例してコンパクションで投入される反応度は小さくなり、金属燃料炉心では径方向ブランケット 1 層且つ高さ 50cm 分を削除することで約－2.7% Δk/kk'の負のコンパクション反応度が加わることが分かった。

4. 結言

MA 含有金属燃料高速増殖炉を検討した結果、内部減速材付き内部ブランケット IBIM を導入することで低ナトリウムボイド反応度及び燃料増殖が可能であることが分かった。また再臨界回避には、径方向ブランケット下部を 50cm 削除することで負のコンパクション反応度を得られることが分かった。

参考文献

[1] C. Venard, et al.. “The ASTRID core at the end of the conceptual design phase” Paper IAEA-CN-245-288, FR17, Yekaterinburg, 2017.

[2] Keiko Chitose, Naoyuki Takaki, “Study on re-criticality free SFR with short length radial blanket and lower axial absorber” Elsevier Editorial System for Annals of Nuclear Energy, 2019.

*Yuto Kimura[1], Naoyuki Takaki[1]
[1]Tokyo City Univ.

遺伝的アルゴリズムを用いたMA低減型固有安全高速炉の最適化

Optimization of Minor Actinide transmutation for fast reactor with inherent safety based on genetic algorithm

*松田 拓朗[1]、北田 孝典[1]、竹田 敏[1]、山本 祐真[1]
[1]阪大

固有安全性を満たす設計基準内でMA低減型高速炉を最適化することを対象とし、遺伝的アルゴリズムの有効な利用法を模索した。

キーワード：遺伝的アルゴリズム、最適化、マイナーアクチノイド、高速炉、固有安全

1. 緒言

Na冷却でMAを装荷した高速炉では、MA装荷量やMA装荷燃料の配置が固有安全性の指標の一つであるNaボイド反応度と密接に関係する。本研究では、遺伝的アルゴリズムを用いてMA装荷型高速炉においてボイド反応度負となる条件を満たしつつMA低減量を最大化させる問題を対象として、遺伝的アルゴリズムの有効な利用法を模索する。

2. 計算手法と結果

2-1. 遺伝的アルゴリズムの手法検討

本研究では、遺伝的アルゴリズムによる最適化の評価関数算出のため、ERANOSコードを用いてSn計算を行い、冷却材Naが100%ボイドした際のボイド反応度、MA含有燃料領域の中性子束を算出した。遺伝子は燃料の種類(MA無しMOX燃料、MA有り燃料)とし、燃料配置を個体情報として扱った。ボイド反応度が負となることを条件とし、MA低減量を最大化することを目的として使用した評価関数を次式に示す。

$$E = V\phi - (R + |R|) * 10$$

[E：評価関数、V：MA含有燃料体積、ϕ：MA含有燃料領域中性子束、R：ボイド反応度]

全ての遺伝子を対象に2点交叉させる方式を基準の条件とした。しかし、この条件では局所最適に陥りやすい問題が生じた。そのため、交叉方式に着目し、遺伝的アルゴリズムの有効な利用法を模索した。表1で示す交叉範囲と交叉手法を用いて、それぞれ5回最適化計算を実施し、最適化の結果にどの程度影響を与えるかを確認した。ループ型の2点交叉は、遺伝子の両端をつなげて2点交叉を行うことで、遺伝子ごとの交叉処理が生じる確率に偏りが生じない方式となっている。

表1　実施した交叉方式

交叉範囲	交叉手法
全ての遺伝子を対象に1度交叉	1点交叉
	2点交叉
同一層の集合体の遺伝子毎に交叉	一様交叉
	ループ型の2点交叉

2-2. 遺伝的アルゴリズムの手法改善による結果

交叉範囲について、全ての遺伝子を対象に交叉させる場合と比較して、同一層の集合体の遺伝子毎に交叉させる場合は評価関数が0.23%改善した。同一層の集合体の遺伝子毎に交叉させることで、空間的に近い遺伝子を交叉させ、より広域的な探索を行うことができたためと考えられる。また、交叉手法について、2点交叉と比較して、ループ型の2点交叉とする場合は評価関数が0.28%改善した。

3. まとめ

MA装荷型高速炉においてボイド反応度負となる条件を満たしつつMA低減量を最大化させる問題を対象として、遺伝的アルゴリズムの有効な利用法を検討した。

参考文献

[1] “Surrogates based multi-criteria predesign methodology of Sodium-cooled Fast Reactor cores – Application to CFV-like cores” (Olivier Fabbris, Saied Dardour , Patrick Blaise , Jean-Henry Ferrasse , Manuel Saez) (2016)

*Takuro Matsuda[1], Yuma Yamamoto[1], Takanori Kitada[1], Satoshi Takeda[1] , [1]Osaka Univ.

原子炉を用いない分離変換複合施設の提案

Proposal of Partitioning and Transmutation Complex without Nuclear Reactors

*菅原 隆徳[1], 佐藤 匠[1], 村上 毅[2], 西原 健司[1]

[1]JAEA, [2]電中研

分離変換技術の早期実現を目指し、原子炉を用いない分離変換複合施設（PTComplex）を提案する。PTComplex は乾式再処理施設と陽子加速器から構成され、乾式再処理施設のタンクに直接陽子ビームを入射し、タンク内の溶融塩中の TRU 等を核変換する。

キーワード：分離変換技術、核変換、溶融塩、加速器駆動システム（ADS）

1. 緒言

分離変換（PT）技術は、高レベル放射性廃棄物の減容化、有害度低減に大きく資すると考えられているが、その実現は、特に高速炉の導入時期に大きく依存する。本検討では、高速炉導入に依存しない PT 技術実現の方策として、原子炉を用いない分離変換複合施設（PTComplex）を提案する。

2. PTComplex の概要

PTComplex は乾式再処理施設と陽子加速器から構成され、乾式再処理施設のタンク（核変換モジュール）に直接陽子ビームを入射し、タンク内の溶融塩中の TRU 等を核変換する。核変換モジュールの実効増倍率は 0.95 以下に保ち、外部中性子源を用いて核分裂反応を持続させることから原子炉ではない。PTComplex の大きな特徴は、運転中オンラインで再処理することが可能な点、そして従来の PT サイクルで必要とされていた燃料製造、燃料および使用済燃料の貯蔵・輸送がなくなり、よりコンパクトな規模で PT 技術が導入できる点にある。また深い未臨界状態で運転することから、燃料組成に対して柔軟であり、MA 核変換だけでなく、Pu 燃焼など幅広い核変換に利用可能である。

3. 核変換モジュールの検討

PTComplex の基本的な性能を決めるため、MA 核変換を目的とした核変換モジュールの核設計を行った。既往の溶融塩 ADS 概念[1]をベースとして、溶融塩として $TRUCl_3$-$PbCl_2$ を用いるとし、熱出力 100 MW、陽子ビームエネルギー800 MeV の条件で ADS3D コード[2]による解析を行った。解析の結果、最大陽子ビームエネルギー7 mA が必要となり、40 年間の運転により約 1300 kg の MA を核変換できることを確認した。Np と Am に関しては、運転期間中に供給した量の 90%以上が核変換される。仮に核変換モジュール 10 基を運用する場合、70 mA(56 MW)を供給する陽子加速器群が必要となり、30 t の MA を約 100 年かけて核変換することが可能である。

4. 結論

原子炉を用いない分離変換複合施設として PTComplex を提案した。PTComplex はコンパクトな PT 技術実現の可能性があり、MA 核変換に対して十分な性能を持つことを示した。

参考文献

[1] T. Sugawara, Annals of Nuclear Energy 149 (2020) 107818.
[2] T. Sugawara, et al, J. Nucl. Sci. Technol., 53 (12) (2016) pp.2018-2027.

---

*Takanori Sugawara[1], Takumi Sato[1], Tsuyoshi Murakami[2] and Kenji Nishihara[1]

[1]JAEA, [2]CRIEPI

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

[2K18-19] Research Reactor

Chair:Shouhei Araki(JAEA)

Tue. Mar 14, 2023 4:55 PM - 5:30 PM Room K (13 Bildg.2F 1322)

[2K18] Neutronics design of accelerator-driven system for neutron irradiation

*Kosuke Kawabata[1], Naoto Aizawa[1], Takanori Sugawara[2] （1. Tohoku Univ., 2. JAEA）

4:55 PM - 5:10 PM

[2K19] Significance categorization of components for the maintenance activity at NSRR

*Yuiko Motome[1], Tohru Tobita[1], Masaki Amaya[1], Taisuke Yonomoto[1] （1. JAEA）

5:10 PM - 5:25 PM

©Atomic Energy Society of Japan

中性子照射のための加速器駆動システムの炉心核設計

Neutronics design of accelerator-driven system for neutron irradiation

*河端　恒介[1]，相澤　直人[1]，菅原　隆徳[2]
[1]東北大学，[2]JAEA

様々なRI製造、燃料・材料照射を目的とした、最大熱出力100MWとなる加速器駆動システム(ADS)の炉心核設計を行った。

キーワード：照射炉，加速器駆動システム，炉心核設計

1. 背景　加速器駆動システム（ADS）は、炉心が未臨界であるため臨界事故に対する反応度余裕が大きく、炉心の自由度が高いという優れた性能を持つ。ADS 炉心では核分裂中性子よりもエネルギーの高い核破砕中性子を作り出すことができるため、高速中性子に加えて、さらにエネルギーの高い超高速中性子（5MeV～）による照射が可能であると考えられる。また、炉心内の位置と実効増倍率の調整により照射用途に応じて幅広いエネルギーの中性子スペクトルを提供できる可能性がある。本研究では中性子照射のための最大熱出力100MWとなる加速器駆動システムの炉心核設計を行った。

2. 炉心核設計　仕様として、照射ターゲットの位置変更と増倍率の制御により照射用途に応じて幅広いエネルギーの中性子スペクトルを提供できる炉心を目指した。最大熱出力を100MWとし、陽子加速器はサイクロトロンを想定してビームエネルギー800MeVとした。燃料はMOX燃料、冷却材兼核破砕ターゲットとして鉛ビスマスを用いる。燃料集合体にはJAEA提案のMA変換用ADS[1]の体系（炉心高さ100cm）を用い、最大熱出力100MWが得られ、JAEA提案ADSと同等の出力密度が得られるように燃料集合体本数を決定し、炉心体系を作成した。その炉心体系を図１に示す。作成した炉心において、燃料のPu富化度を調節することで実効増倍率を0.99から0.01刻みで減少させ、安全上のパラメータである陽子ビーム電流値、ボイド反応度、制御棒反応度価値について解析することで、炉心の成立性について検討し、その炉心において各集合体で得られる中性子スペクトルを求めた。炉心の解析には、3次元連続エネルギーモンテカルロ中性子輸送計算コードSerpent2を用いた。

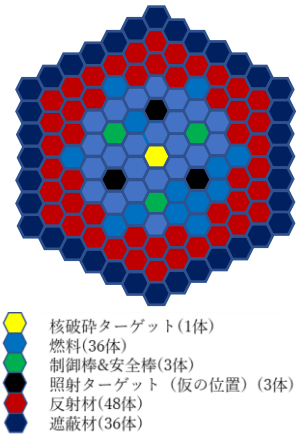


図 1. 炉心 XY 平面断面図

3. 解析結果　実効増倍率が0.95以上の場合、炉心はすべての安全上のパラメータの制限を満たすことが分かった。またその炉心において図２に示すように、核破砕ターゲットから１層目の燃料集合体で、超高速中性子が得られることを確かめた。また、照射ターゲットの配置を変更した炉心についても成立性を検討し、照射ターゲットで得られる中性子スペクトルを求めたが、この内容については発表で述べる。

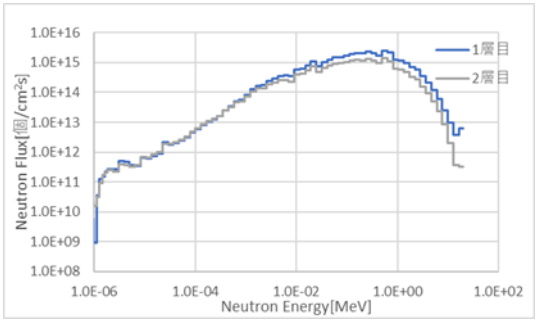


図　2. 炉心上部中性子スペクトル
(keff=0.99の場合、炉心高さ95^100cm)

参考文献

[1] T. Sugawara, et al., “Impact of impurity in transmutation cycle on neutronics design of revised accelerator-driven system”, Annals of Nuclear Energy, 111, 449-459 (2018)

*Kosuke Kawabata[1], Naoto Aizawa[1] and Takanori Sugawara[2]
[1]Tohoku University., [2]Japan Atomic Energy Agency.

NSRR 施設の保全活動における機器類の重要度分類

Significance categorization of components for the maintenance activity at NSRR

*求　惟子[1]，飛田　徹[1]，天谷　政樹[1]，与能本　泰介[1]
[1]日本原子力研究開発機構

NSRR の原子炉施設及び使用施設の機器類を対象とし、保全活動の目的に応じた目標水準への影響度を考慮し、機器類の保全重要度を分類した。

Keywords：NSRR, research reactor, graded approach, new inspection program, maintenance activity

1. 緒言

本研究は、NSRR 施設を対象とし、グレーデッドアプローチの視点からの効果的な保全活動の実施を狙いとし、1）保全活動の目的（通常運転及び事故時の公衆の防護、放射線業務従事者の防護、安定運転・財産保護等）に応じた目指すべき目標水準の明確化[1]、2）目標水準への影響度を踏まえた機器類の重要度分類、3）重要度に応じた保守管理の方法等を検討している。

2. 機器類の重要度分類の検討

本分類が原子力規制検査の参考にされることを踏まえ、保全活動の目的のうち原子力安全に係る目標水準について、法令等で要求される水準と規制側が期待する合理的に達成可能（ALARA）な水準の二つの安全水準に対する機器類の故障等による影響度から、保全重要度を分類した。後者については、今後、規制側と協議する必要がある。また、事業者としての自主的な ALARA の追求では、より高い水準を目指すことになる。

保全重要度：高	法令要求を超える機器	事故時公衆被ばく限度：5mSv/event 従事者被ばく限度：50mSv/y
保全重要度：低	ALARA で追求すべき水準を超える機器	平常時公衆被ばく限度（1mSv/y）の 20 分の 1：50μSv/y 従事者被ばく限度（50mSv/y）の 20 分の 1：2.5mSv/y
	重要な監視機器	
安全上の重要度なし	高、低以外の機器	

今回は、内的起因事象にのみ着目し、米国の原子炉監視プログラム(ROP)を参考にし、事故シナリオを整理し、以下のように重要度を検討した。

1） NSRR の特徴や実績を踏まえ、IAEA が規定する実効的排除の概念を適用し起因事象と故障条件を設定

2） 当該機器が故障した場合と非故障の場合の影響の違いの大きさから重要度を定性的に判断

3. 結果・考察

原子炉施設と使用施設の機器の全数（249 個）に対し、機器類の保全重要度を分類した結果を図に示す。事故時に法令要求を超える影響は無く保全重要度が高に分類される機器はない。ALARA で追求すべき水準から定まる保全重要度が低の機器は、約 24%となった。このうち、約半分は貯蔵設備、遮へい体等の静的機器である。今後、外的事象に対応した保全重要度分類を検討するとともに、点検方法、頻度等を定めた保全活動の計画、その計画を監視するために適した指標等を検討する。

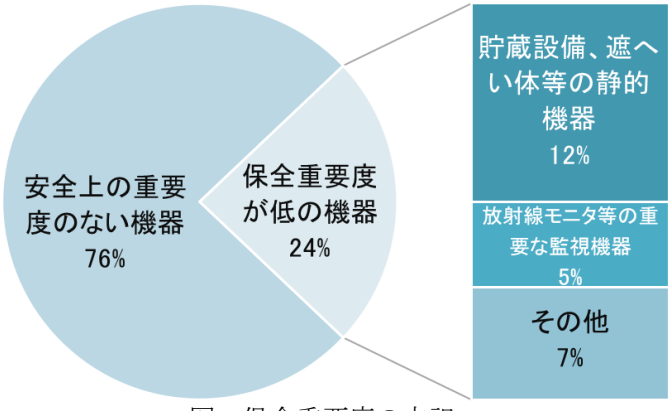


図　保全重要度の内訳

参考文献

[1] 求ら、2022 年秋の大会 2K17

* Yuiko Motome[1], Tohru Tobita[1], Masaki Amaya[1] and Taisuke Yonomoto[1]　[1]Japan Atomic Energy Agency

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

[2L01-04] Improvement design of Molten salt reactor

Chair:Hirokazu Ohta(CRIEPI)

Tue. Mar 14, 2023 9:30 AM - 10:35 AM Room L (13 Bildg.2F 1323)

[2L01] Development of Safety Design Technologies for Sodium-Cooled Fast Reactor Coupled to Thermal Energy Storage System with Sodium– Molten Salt Heat Exchanger

*Hidemasa Yamano[1], Kenichi Kurisaka[1], Kazuya Takano[1], Shin Kikuchi[1], Toshiki Kondo[1], Ryota Umeda[1], Masaaki Hayashi[2] （1. JAEA, 2. HGNE）

9:30 AM - 9:45 AM

[2L02] Development of Safety Design Technologies for Sodium-Cooled Fast Reactor Coupled to Thermal Energy Storage System with Sodium– Molten Salt Heat Exchanger

*Masaaki Hayashi[1], Hirotaka Nakahara[1], Takashi Abe[1], HIdemasa Yamano[2] （1. HGNE, 2. JAEA）

9:45 AM - 10:00 AM

[2L03] Development of Safety Design Technologies for Sodium-Cooled Fast Reactor Coupled to Thermal Energy Storage System with Sodium– Molten Salt Heat Exchanger

*Shin Kikuchi[1], Toshiki Kondo[1], Ryota Umeda[1], Hidemasa Yamano[1] （1. Japan Atomic Energy Agency）

10:00 AM - 10:15 AM

[2L04] Reactivity control of molten salt fast reactor using voids

*Hiroyasu MOCHIZUKI[1], Masahiko NAKASE[1] （1. Tokyo Institute of Technology）

10:15 AM - 10:30 AM

©Atomic Energy Society of Japan

ナトリウム-溶融塩熱交換器を有する蓄熱式高速炉の安全設計技術開発 (1) プロジェクト全体概要

Development of Safety Design Technologies for Sodium-Cooled Fast Reactor Coupled to Thermal Energy Storage System with Sodium–Molten Salt Heat Exchanger
(1) Project Overview

*山野秀将[1]，栗坂健一[1]，高野和也[1]，菊地晋[1]，近藤俊樹[1]，梅田良太[1]，
林正明[2]
[1]原子力機構，[2]日立 GE

溶融塩蓄熱式高速炉の安全設計方針及びリスク評価技術、ナトリウムー溶融塩の熱交換性能評価技術と伝熱向上方策、及びナトリウムー溶融塩の化学反応特性評価と安全性向上方策を開発する研究プロジェクトを進めている。ここでは、プロジェクト全体概要について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉, 蓄熱, 硝酸系溶融塩, 安全設計, 熱交換器, 化学反応

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の新たな価値として変動性再生可能エネルギーとの共生が挙げられる。米国テラパワー社の Natrium 炉[1]に見られるように、高速炉に蓄熱システムを結合させて、不足電力時間帯に電力供給できる機動性をもった新型炉開発は将来必要とされる可能性がある。硝酸系溶融塩を熱媒体とした顕熱蓄熱技術が国外の太陽熱発電（500℃前後の温度範囲）等で既に実用化されていることから、蓄熱式高速炉に特有の開発要素は、ナトリウムと溶融塩の熱交換器部分であり、それに関する公開情報はない。また、蓄熱式高速炉の安全設計及び安全評価の考え方は整理されていない。そこで、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安全設計技術開発を目的として、３年間の研究プロジェクトを令和4年度に着手した。本報では、プロジェクト全体概要を述べる。

2. プロジェクト全体概要

国内規制基準に適合する安全設計方針案を作成するとともに、リスク評価で必要な信頼性データベース構築方針案を作成する。熱交換性能評価では、複数の熱交換器形式を選定し、熱流動解析・評価を通じて熱交換形式の最適化及び伝熱向上策を検討し、従来のナトリウム/ナトリウム熱交換器形状で単純に一方を硝酸系溶融塩に置き換えたのに比べて大幅な伝熱性能向上効果を得ることを目指す。また、化学反応特性評価では、伝熱管等のバウンダリ破損時の安全確保のための液体金属ナトリウムと硝酸系溶融塩との化学反応特性を把握するための基礎的な研究を行い、不確かさを考慮し、化学反応試験温度範囲の上限を 800℃以上とした反応データベースを構築することを目指す。

3. 結言

本研究プロジェクトを概説した。本研究では、国内規制対応までを見据えており、社会実装の道筋を明確できる。また、本研究で得られた成果はナトリウムと硝酸塩を用いた熱交換器設計に役立ち、本研究テーマの蓄熱式高速炉の開発に大きく貢献できる。

*本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0222682675 の助成を受けたものです。

参考文献

[1] https://www.terrapower.com/our-work/natriumpower/

*Hidemasa Yamano[1], Kenichi Kurisaka[1], Kazuya Takano[1], Shin Kikuchi[1], Ryota Umeda[1], Toshiki Kondo[1], Masaaki Hayashi[2]
[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] Hitachi GE Nuclear Energy, Ltd.

ナトリウム-溶融塩熱交換器を有する蓄熱式高速炉の安全設計技術開発 （2）熱交換器伝熱性能向上策に関する検討

Development of Safety Design Technologies for Sodium-Cooled Fast Reactor Coupled to Thermal Energy Storage System with Sodium–Molten Salt Heat Exchanger (2) Study on Improvement of Heat Transfer Performance of Heat Exchangers

*林　正明[1]，中原 宏尊[1]，阿部　崇[1]，山野秀将[2]
[1]日立 GE，[2]JAEA

ナトリウム(Na)-硝酸系溶融塩熱交換器を有する蓄熱式高速炉の安全設計技術開発の一環として、Na と溶融塩の熱交換に適した熱交換器形式の選定及び伝熱性能向上策検討を行う。本発表では、溶融塩伝熱・流動特性等の調査・整理結果を示すとともに今後の熱交換器伝熱性能向上策の検討計画概要について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，蓄熱システム，硝酸系溶融塩，熱交換器

1. 緒言

溶融塩に蓄熱することで電力需要の変動に対応する蓄熱式高速炉に特有の開発要素は、Na と溶融塩の熱交換器部分であり、溶融塩の使用に適した熱交換器形式の選定及び伝熱性能向上策を 3 ヶ年で検討する。本報告では、溶融塩の伝熱・流体特性等の知見を調査・整理した結果、Na/溶融塩に適した熱交換器形式選定の考え方、今後実施予定の伝熱性能向上策検討及び伝熱流動解析計画の概要を述べる。

2. 熱交換器伝熱性能向上策

2-1. 必要な情報収集と整理

蓄熱システムに使用されている溶融塩の伝熱・流体特性、溶融塩ループの構造材への腐食等の影響及び溶融塩蓄熱システムの熱交換器基本仕様 [1] に関する国内外調査を実施し、本検討に必要な情報収集と整理を行った。溶融塩は太陽熱発電で広く使用されている Solar Salt (NaNo3-KNO3: 60-40wt%)をレファレンスとし、物性値は ASME [2] を参照することとした。

2-2. 熱交換器伝熱性能評価

今年度は Na/溶融塩の使用に適した熱交換器形式を選定するために代表的な熱交換器形式での Na/溶融塩の伝熱性能簡易評価を実施する。検討に当たっては、溶融塩の熱伝導率が Na に比べて小さく必要伝熱面積が大きくなること、比重や粘性が大きいことから圧力損失が大きくなること、従来の実績 [3]から高速炉の熱交換器が満たすべき基本仕様等を考慮する。引き続き’23 年度は選定した熱交換器形式単位モデルでの伝熱流動解析による検証と伝熱性能向上策検討を、’24 年度は熱交換器モデルでの伝熱流動解析による検証を行う計画である。

3. 結言

本報告では、溶融塩の伝熱・流体特性等の知見を調査・整理した結果、Na/溶融塩に適した熱交換器形式選定の考え方、今後実施予定の伝熱性能向上策検討及び伝熱流動解析の計画概要を述べた。

・本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0222682675 の助成を受けたものです。

参考文献

[1] Salvatore Guccione, KTH ROYAL INSTITUTE OF TECHNOLOGY, (2020)　[2] ASME TES-1, (2020)
[3] JAEA, JNC TN9410 2005-005, (2005)

---

*Masaaki Hayashi[1], Hirotaka Nakahara[1], Takashi Abe[1] and Hidemasa Yamano[2]
[1]HGNE, [2]JAEA

ナトリウム-溶融塩熱交換器を有する蓄熱式高速炉の安全設計技術開発 (3) ナトリウムー溶融塩の化学反応性に関する検討

Development of Safety Design Technologies for Sodium-Cooled Fast Reactor Coupled to Thermal Energy Storage System with Sodium–Molten Salt Heat Exchanger
(3) Study on Chemical Reactivity of Sodium-Moten Salt

*菊地 晋[1]，近藤 俊樹[1]，梅田 良太[1]，山野 秀将[1]
[1]原子力機構

ナトリウム-溶融塩熱交換器を有する蓄熱式高速炉の安全設計技術開発の一環として、熱交換器でのバウンダリ破損を想定した液体金属ナトリウムと硝酸系溶融塩との間の化学反応性に関する検討を進めている。本発表では、当該反応に関する基礎試験計画とその検討状況について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、溶融塩、化学反応、熱分析

1. 緒言

蓄熱式ナトリウム(Na)冷却高速炉では、固有事象として Na と硝酸系溶融塩との熱交換器部位におけるバウンダリ破損に起因した、Na と硝酸系溶融塩との化学反応性を把握することが安全評価上、重要である。しかし、蓄熱式高速炉の安全設計及び安全評価に資するデータは十分とは言えない状況である。本報告では、Na と硝酸系溶融塩との化学反応性に関する知見の整理と当該反応に関する基礎試験計画の概要を述べる。

2. 関連知見の整理と反応基礎試験計画の概要

蓄熱システムに供する蓄熱材は硝酸ナトリウム（$NaNO_3$）と硝酸カリウム（KNO_3）を 6:4 の割合で配合した硝酸系溶融塩（solar salt）が太陽熱発電等で実績があり、生産コストが安価である等の理由により多用されている[1]。本研究でも対象とする蓄熱材を solar salt とし、以後の Na との化学反応性を検討した。まず、Na との化学反応性を検討する前段階として solar salt 自体の熱分解性を調査した。Solar salt は約 240℃が融点であり、約 450℃から熱分解により酸素が、700℃以上で窒素がそれぞれ生成し、最高使用温度は 550℃前後とされている。次に、Na との化学反応性では、Na-solar salt 反応自体ではないが、Na-KNO_3 反応の定性的な知見がある[2]。当該反応では、KNO_3 の融点（約 337℃）よりも低い、約 235℃で反応が生じるとされているが、発熱量や反応速度定数等の定量的な知見がないため、化学反応性を把握するには十分ではない。

そこで、現在、アルゴン雰囲気で満たされたグローブボックスを整備中であり、この中に今後設置を予定している熱分析装置に試薬の $NaNO_3$ と KNO_3（図 1）を solar salt の割合に配合したサンプルを挿入する反応基礎試験を計画している。反応基礎試験では、反応開始温度、発熱量、反応速度定数等の定量的なデータを取得する予定であり、得られた試験結果及び関連知見から化学反応性を評価するとともに、Na-solar salt 反応に対する安全性向上方策の検討及びデータベース化を行う予定である。

図 1 硝酸系溶融塩の試薬

3. 結言

本報告では、Na と硝酸系溶融塩との化学反応性の関連知見として、硝酸系溶融塩の熱分解性及び Na-KNO_3 反応に関する知見を調査・整理した結果とともに、今後実施予定の反応基礎試験計画の概要を述べた。

*本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0222682675 の助成を受けたものです。

参考文献

[1] T. Bauer et al., Molten Salts Chem (2013) 415–438. [2] D.A. Csejka, et al., J. Mater. Eng. 11 (1989) 291–297.

* Shin Kikuchi[1], Ryota Umeda[1], Toshiki Kondo[1], Hidemasa Yamano[1]
[1] Japan Atomic Energy Agency

ボイドを利用した溶融塩高速炉の反応度制御

Reactivity control of molten salt fast reactor using voids

*望月 弘保[1], 中瀬 正彦[1]

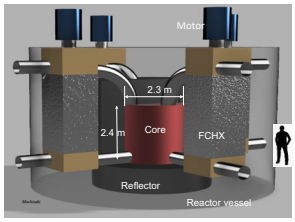
[1]東京工業大学 科学技術創成研究院 ゼロカーボンエネルギー研究所

核分裂生成ガス除去システム用の He 気泡を利用して溶融塩高速炉の起動を制御し炉停止余裕を確保する方法に関して核熱連成解析を実施して予備検討した

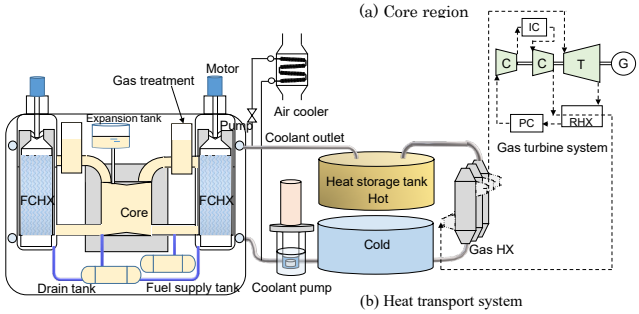
キーワード：溶融塩高速炉、反応度制御、炉停止余裕、核分裂生成ガス除去システム、He ガスバブリング

1. 緒言：塩化物溶融塩高速炉 MCSFR では、燃料が核分裂する際に Xe 等の気体が発生する。この気体は、中性子吸収断面積が大きく、反応度に大きな影響を与える。したがって、溶融塩炉では He ガスのバブリングによって Xe を除去する必要が有る。溶融塩炉の密度反応度係数は、大きな負の値であるため、ボイドが炉心に存在すると負の反応度が投入される。この事を利用して制御棒を有しない溶融塩高速炉の起動を行い、また原子炉が安全に停止された後の反応度の安全余裕を確保する事を検討する。

2. 評価体系と解析モデル：MCSFR の炉心は、直径が 2.3 m、高さが約 2.4 m の円筒状であり、入口管から約 850 K の溶融燃料塩が流入し、1 m/s 前後の速度で上昇して約 100 K の温度上昇をする。熱輸送系は、図 1 に示すように、炉心部の 1 次系、冷却溶融塩で蓄熱槽を有する 2 次系とガス発電システムの 3 次系から構成される。炉心の入口管からは数㎜の He 気泡を噴出して Xe 等の気体を除去するシステムが設置される設計になっている。この時の He のボイド率は検討中であるが、例えば 0.4%として原子炉が停止した場合の炉停止余裕の大きさを評価する。計算は、図 1 の体系をそのままモデル化して RELAP5-3D の核熱結合モデルを用いて実施する。この時の炉心の状態は、2 成分 2 相流であるが、予備検討である事及びボイド率が非常に小さいため、単相の流れを仮定して解析する。



(a) Core region



(b) Heat transport system

図 1 溶融塩高速炉の解析体系

3. 解析結果： これまでの核解析によって、代表的な溶融燃料塩に対して、密度反応度係数は 12.5 pcm/kg/m^3 であると評価されている(1)。これから、運転条件での燃料塩密度が 3000 kg/m^3 である場合に、ボイド率が 1%増加すると、-375 pcm (-1.8$) の反応度フィードバックがあると評価される。まず、700 MWt の定格運転状態で 4 %までのボイド率上昇がある場合を解析し、3%までは部分出力にとどまることが判明した。炉停止中の溶融燃料塩流量が定格の 1/10 でありボイド率が 4 %と仮定し、ガス流量は変化させず燃料塩流量のみを増加させた場合の炉心出力変化を計算した。溶融燃料塩の流量が定格流量 12300 kg/s まで増加するに伴い、ボイド率は 0.4 %まで低下するため、約 1350 pcm (6.5$)の反応度が印加される。実際の出力上昇は 1 日程度で実施するが、時間を約 10 倍加速して調べた結果を図 2 に示している。流量を直線的に増加させることによって出力が緩い曲線状に上昇している。

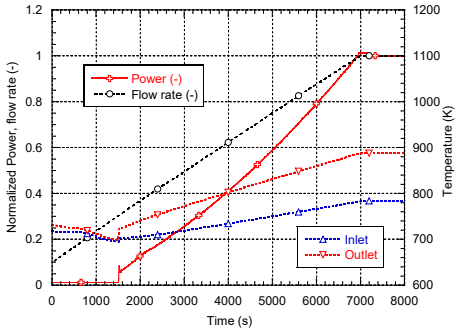


図 2　原子炉起動を模擬した解析結果

定格で運転されている溶融塩高速炉の燃料循環ポンプが停止した場合、原子炉出力は崩壊熱に移行する事が評価されている。逆に燃料塩流量が自然循環流量域まで低下することによって、原子炉は自然に停止し、ボイド率が 4 %近く変化して約-6.5 $の大きな負の反応度余裕が加えられる。

4. 結言：崩壊熱出力 1/10 低流量運転状態で 4 %相当の He ボイドを炉心に注入することにより、溶融燃料塩流量を定格流量まで増加させることによってボイド率を低減させ、原子炉を起動する事ができる。

参考文献：(1) 平野、他 3 名、日本原子力学会 2022 年秋の大会、1G06.

* MOCHIZUKI Hiroyasu[1], NAKASE Masahiko[1]

[1]Laboratory for Zero-Carbon Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology

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

[2L05-09] Fast reactor and ADS design

Chair:Hidemasa Yamano(JAEA)

Tue. Mar 14, 2023 10:35 AM - 12:00 PM Room L (13 Bildg.2F 1323)

[2L05] Start Up Core of Rotational Fuel Shuffling Breed-and-Burn Fast Reactor

*Ren Horikoshi[1], Jun Nishiyama[1], Toru Obara[1] (1. Tokyo Tech)

10:35 AM - 10:50 AM

[2L06] Passive safety of longlife small-medium sized transportable sodium cooled metal fuel fast reactors and challenges in its transportation

*Haruka Okazaki[1], Masatoshi Kawashima[1], Hiroshi Sagara[1] (1. Tokyo Institute of Technology)

10:50 AM - 11:05 AM

[2L07] Study on Nuclear Fuel Management for Multi-modules SMRs

*Yoshiki Yamashita[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya Univ.)

11:05 AM - 11:20 AM

[2L08] Study on reflection of knowledge obtained from the decommissioning of the prototype fast breeder reactor "MONJU" to the fuel handling system of the next generation FBR

*masafumi rekimoto[1], tomoharu hamano[1], yasutaka shiohama[1], masato ando[2], takayuki miyagawa[2], hiroyuki hara[3], kanau yamauchi[3], yuhei eda[3], kazuhiro koga[4], kenichi tanabe[4] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. The Japan Atomic Power Company, 3. MITSUBISHI FBR SYSTEMS, INC., 4. Fuji Electric Co., Ltd.)

11:20 AM - 11:35 AM

[2L09] Development of creep analysis system for ADS beam window

*Nao Watanabe[1], Takanori Sugawara[1], Kenji Nishihara[1], Yoshiyuki Kaji[1] (1. JAEA)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

回転型燃料シャッフリングブリードバーン高速炉の起動炉心

Start Up Core of Rotational Fuel Shuffling Breed-and-Burn Fast Reactor

*堀越　蓮[1]，西山　潤[1]，小原　徹[1]

[1]東工大

回転型燃料シャッフリングを採用したブリードバーン高速炉の起動炉心の検討を行った。起動炉心の核燃料組成および過渡時のシャッフリング間隔の調整を行うことで実効増倍率の最大値を1.03未満に抑えつつ常に臨界を維持することが可能であることが明らかになった。

キーワード：回転型燃料シャッフリング、ブリードバーン高速炉、起動炉心、RFBB

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、装荷燃料に天然ウランまたは劣化ウランを用い、原子炉の臨界と取出し燃料の高燃焼度を達成する炉概念である。一方で、起動時の臨界を達成するためにRFBBの起動炉心にはプルトニウムや濃縮ウランが必要である。先行研究[1]では平衡状態で臨界を達成することが可能であることが明らかにされているが、起動炉心の検討は行われていなかった。本研究の目的は、起動炉心の燃料組成等を調整することでRFBB炉心が過渡時に臨界を達成できることを明らかにすることである。

2. 解析

熱出力750 MWの炉心[1]に対して検討を行った。冷却材は鉛、被覆材はODSとし、各燃料集合体には富化度の異なる(U, Pu)Nを用いた。富化度は、同モデルの平衡炉心での各燃料集合体の無限増倍率を基に決定した。また、シャッフリング間隔は605日とした（ケース１）。余剰反応度の上昇を抑えるためにシャッフリング間隔を５ステップまでは４分の１に、さらに１ステップは２分の１とした（ケース２）。計算にはモンテカルロコードSerpent2.1.32及びENDF/B-VIIを用いて解析した。

3. 結果

解析の結果を図１に示す。ケース１は過渡時において臨界を達成しているが、余剰反応度が大きいことがわかる。ケース２では、最初の６ステップのシャッフリング間隔を短くすることにより、臨界を達成しつつ余剰反応度を抑えることが可能となっている。起動炉心の各燃料集合体の燃料組成を平衡燃焼状態での燃料集合体の無限増倍率をもとに決定し、起動後のシャッフリングの間隔を適切に調整することで、余剰反応度を抑えつつ、平衡燃焼となる運転ができることが明らかになった。

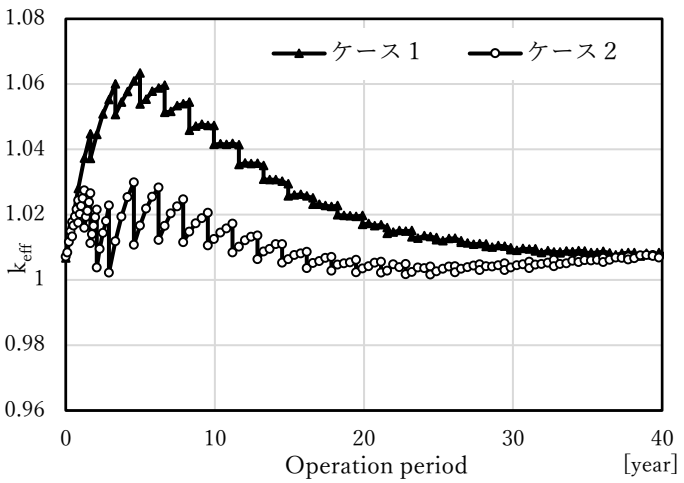


図 1　実効増倍率の変化

参考文献

[1] Odmaa Sambuu, et al., Ann. Nucl. Energy, Vol.182, 109583(2023).

*Ren Horikoshi[1], Jun Nishiyama[1], and Toru Obara[1]

[1]Tokyo Tech

長寿命中小型ナトリウム冷却金属燃料高速炉の固有安全性と原子炉輸送上の課題

Passive safety of long-life small-medium sized transportable sodium cooled metal fuel fast reactors and challenges in its transportation

*岡﨑　陽香[1]，川島　正俊[1]，相楽　洋[1]
[1]東京工業大学

現在、Na 冷却大型高速炉の炉停止機能喪失事象時の炉心損傷を防止するために、負の反応度を挿入する受動的安全デバイスが提案されている。本研究では、中小型高速炉へ本デバイスが導入された場合の効果を示すことを目的とする。本発表では、金属燃料を用いた炉心の長寿命化、デバイスの効果、可搬型原子炉の輸送時の課題について報告する。

キーワード：中小型炉,可搬型原子炉, ナトリウム冷却高速炉, 長寿命炉心, 受動的炉停止デバイス,金属燃料

1. 緒言

近年、中小型炉は、高い固有安全性と経済性、導入の容易さから、社会的受容性の高い技術オプションとして期待されている。また、高速炉は超ウラン元素燃料を効率的に使用することができ、燃料として重金属密度の高い金属燃料を使用することで、炉心の長寿命化が期待される。さらに、大型 Na 冷却高速炉スクラム失敗事象(ATWS)時のための、新しい集合体型の受動的炉停止デバイス（デバイス）の研究開発が進められている[1]。本研究では、金属燃料を装荷した Na 冷却高速炉を対象とし、燃料交換なしで運転可能な期間、ATWS 時にデバイスによって挿入される反応度を報告する。

2. 研究手法

中小型 Na 冷却金属燃料高速炉炉心(500MWth)モデルを図 1 に示す。SLAROM-UF コードを用いて実効断面積を作成し、CITATION コードを用いて拡散燃焼計算を行った。二次元 R-Z 体系を構築し、定常運転時、ならびにデバイス動作前後の反応度変化を評価した。

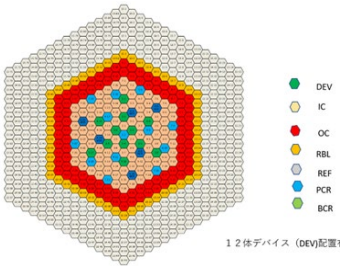


図 1 炉心モデル

3. 結果

炉心直径 330 ㎝、高さ 185cm の U-Pu 金属燃料炉心において、1 バッチ燃焼期間を 10 年以上にできる長寿命炉心仕様を見出した。また、運転期間中の ATWS 事象として、ULOF(Unprotected Loss of Flow)および UTOP(Unprotected Transient Over Power)を想定し、反応度変化を評価し、デバイスに求められる反応度価値の要件を求めたうえで、デバイス動作前後の評価を行った。結果を表 1 に示す。図 1 に示すようにデバイス 12 体を装荷した場合、BOC(燃焼初期)から EOC(燃焼末期)まで ATWS 時に炉心を停止させることが可能であることを明らかにした。また、可搬型原子炉の輸送時の課題として、輸送時の輸送容器としての課題、水没に対する臨界管理・安全管理、原子炉の炉径等があることがわかった。

表 1　ATWS 時のデバイス反応度要件/評価結果
(上:BOC，下:EOC)

¢	要件	結果
ULOF	-23	-45
UTOP	-40	-45

¢	要件	結果
ULOF	-20	-45
UTOP	-35	-45

4. 結論

金属燃料を用いた炉心の長寿命化、デバイスの効果を明らかにし、可搬型原子炉の輸送時の課題を指摘した。

参考文献

[1] Koji Morita et al., ICONE28, 2021

*Haruka Okazaki[1], Masatoshi Kawashima[1] and Hiroshi Sagara[1]
[1] Tokyo Institute of Technology

SMR における複数炉心での燃料運用の検討

Study on Nuclear Fuel Management for Multi-modules SMRs

*山下 芳輝[1]，遠藤 知弘[1]，山本 章夫[1]
[1]名古屋大学

複数炉心の SMR(小型モジュール炉)を想定して、燃料を共有しつつ運用する条件において、燃料運用方法の検討を行った。各炉心のサイクル長(新燃料体数)を変更し、それぞれの運用パターンの取出平均燃焼度を比較した。その結果、複数炉心で燃料プールを共有しながら運転することで、燃料コストが改善する可能性があることが分かった。

キーワード：小型モジュール炉、複数炉心、炉心設計、出力分担、最適化、最急降下法

1. 緒言　本研究で対象とする軽水型 SMR は、既存の大型軽水炉と比較して、工期の短さなどの点において優れているとされる一方で、中性子の漏えい量が大きいことから燃料コストが高くなる課題が存在している。ここで SMR は、1 つの原子炉建屋内に複数の原子炉を設置し、燃料プールを共有できる場合があり、燃料運用の自由度が高い。そこで本研究では複数炉心間で燃料を共有することを想定して、複数の運転パターンについて燃料サイクルコストの観点から比較を行う。また、燃料を共有しない場合との比較も行う。

2. 手法　複数炉心・複数サイクルの燃料装荷パターンの同時最適化は計算時間の点から困難である。そこで、燃焼度が同程度の燃料をグループ化し、各燃料グループの出力分担を最適化することとした。炉心に装荷されている燃料は、最適化された出力分担で燃焼され、各運転サイクル終了後に共有の燃料プールに取り出される。次の運転サイクルでは、新燃料の他に、共有燃料プールから低燃焼度順に継続使用燃料が装荷さる。複数炉心を想定した場合は、他の炉心で使用された燃料が燃料プールに存在しており、その燃料が別の炉心に再装荷されることで複数炉心間での燃料取替が実施される。

3. 2 炉心での計算　NuScale 社製の SMR に相当する原子炉(1 炉心当たり 37 体の燃料集合体、図 1)を想定して、2 つの炉心で運転した場合の最適化を実施した。複数サイクルの計算にあたっては、1 サイクルごとに出力分担を最適化する逐次最適化を採用した。すべてのサイクルにおいて新燃料体数は 12 体、8 体、4 体のいずれかに固定し、各炉心の新燃料体数の組み合わせを変えて計算を行った。12 体取替の場合は 6 サイクル、8 体取替の場合は 9 サイクル、4 体取替の場合は 18 サイクル運転するように設定し、各サイクルの運転を開始する順番をあらかじめ決めて計算した。

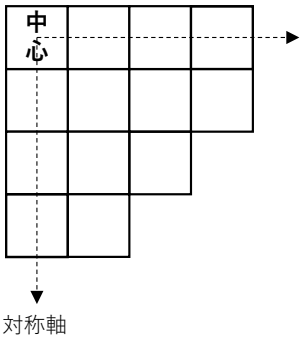


図 1　想定した SMR

4. 結果　新燃料体数の組み合わせを変えて最適化を実施し、取出平均燃焼度を比較した(図 2)。2 炉心とも 4 体取替 (4-4 取替)の取出平均燃焼度が最も高くなり、2 炉心とも 12 体取替(12-12 取替)の場合は最も低くなった。12 体取替と 4 体取替の組み合わせ(12-4 取替、平均 8 体取替)の取出平均燃焼度は、2 炉心とも 8 体取替(8-8 取替)と比べて 2.1%高くなった。また、燃料を共有する場合の 8-4 取替の取出平均燃焼度は、燃料を共有しない場合よりも 0.9%高くなった。これは、燃料が他炉心に再装荷されることにより、燃焼がさらに進むためである。以上より、複数炉心の取替体数が異なる場合に、複数炉心間で燃料を共有しながら運用することで、燃料サイクルコストが改善する可能性があることが示唆された。

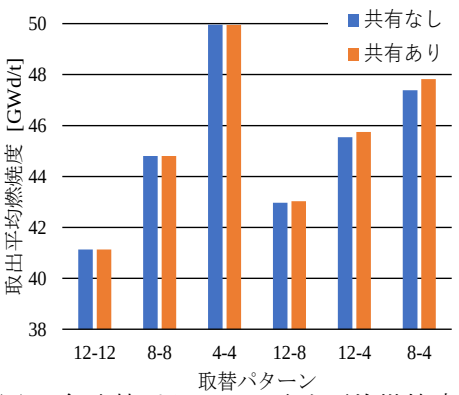


図 2 各取替パターンの取出平均燃焼度

*Yoshiki Yamashita[1], Akio Yamamoto[1] and Tomohiro Endo[1]
[1]Nagoya Univ.

高速増殖原型炉もんじゅ廃止措置において得られた知見の FBR 次期炉の燃料取扱設備への反映検討について

Study on reflection of knowledge obtained from the decommissioning of the prototype fast breeder reactor "MONJU" to the fuel handling system of the next generation FBR

*暦本 雅史[1]，浜野　知治[1]，塩濱　保貴[1]，安藤　将人[2]，宮川　高行[2]
原　裕之[3]，山内　和[3]，江田　優平[3]，古賀　和浩[4]，田邊　賢一[4]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]日本原子力発電，[3]三菱 FBR システムズ，[4]富士電機

高速増殖原型炉もんじゅの廃止措置の中で得られた知見を FBR 次期炉の設計検討に反映するため、運転データ等の知見整理分析を行い、FBR 次期炉の燃料取扱設備への反映項目の抽出を行った。

キーワード：「もんじゅ」，燃料取扱設備，FBR 次期炉

1. 緒言

現在廃止措置が進められている高速増殖原型炉もんじゅ（ナトリウム冷却高速増殖炉）において、燃料取扱い等の運転経験にかかる実績を取得することにより、FBR 次期炉へ向けて有効な知見が得られることが期待できる。前回（2021 年秋）報告したもんじゅの燃料取扱設備の運転経験に基づき、更なる整理・分析を行い、FBR 次期炉設計へ反映すべき項目の検討を行った。

2. 燃料取扱設備に係る運転データ等の知見整理、分析及び FBR 次期炉へ反映する項目の抽出

2.1　運転データ等の知見整理、分析

・ナトリウム化合物の付着による燃料出入機ドアバルブのシール不具合に対し、ナトリウム化合物化を抑制するため、燃料洗浄設備の除湿対策の必要性、弁体及び弁体周り構造見直しの必要性を抽出した。
・燃料出入機本体グリッパにて発生したトルク上昇の不具合に対し、系統内の湿分を低減させるため、「燃料洗浄設備のガス置換回数の増加」「燃料洗浄系統へのヒータ、保温材の設置」を検討した。
・燃料処理工程の比較的大きな割合を占める脱塩水循環洗浄（1 時間以上）の実績時間について、ナトリウム付着量と燃料洗浄時間の相関性の分析を行った。

2.2　対策概念のアイデアの抽出

・グリッパの爪開閉トルク上昇の不具合要因となるナトリウム化合物が堆積しても作動不良を発生させないように、アクチュエータとグリッパの爪の接触面積を低減する案を抽出した。
・ドアバルブ弁体の全閉不良の要因となる弁体上面への化合物化したナトリウム堆積を防ぐため、弁体上面の面積低減により堆積するエリアを小さくする案を抽出した。
・燃料洗浄設備の除湿機能を強化するため、実験炉「常陽」で実績がある吸湿系を追加する案を抽出した。

3. 結言

もんじゅの廃止措置において得られた知見を用いて整理、分析を行い、FBR 次期炉の燃料取扱設備への反映項目の抽出を行った。これにより FBR 次期炉において不具合解消が期待できる有用な成果を得ることができた。本報告は、経済産業省からの受託事業である「令和３年度　高速炉に係る共通基盤のための技術開発事業」の一環として実施した成果である。

---

*Masafumi Rekimoto[1], Tomoharu Hamano[1], Yasutaka Shiohama[1], Masato Ando[2] , Takayuki Miyagawa[2], Hiroyuki Hara[3], Kanau Yamauchi[3], Yuhei Eda[3], Kazuhiro Koga[4] and Kenichi Tanabe[4]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]The Japan Atomic Power Company, [3]Mitsubishi FBR Systems, Inc. and [4]Fuji Electric CO., LTD.

ADS ビーム窓のクリープ解析システムの構築

Development of creep analysis system for ADS beam window

*渡辺 奈央，菅原 隆徳，西原 健司，加治 芳行

日本原子力研究開発機構

ADS ビーム窓に発生するクリープひずみを定量評価するための解析システムを構築した。本システムによる解析の結果、定格条件におけるクリープ損傷は非常に小さいことがわかった。

キーワード：加速器駆動核変換システム，ビーム窓，クリープひずみ，構造解析

1. 緒言

加速器駆動核変換システム（ADS）は、加速器から炉心まで陽子ビームを引き込むための真空経路を炉の内部に持ち、経路を形成する隔壁のうち炉心中心に位置する末端部分はビーム窓と呼ばれる。定格出力時におけるビーム窓の最高温度は 500℃以上になるため、クリープ損傷評価の必要性が指摘されていた。そこで今回、運転期間中ビーム窓に発生するクリープひずみの定量評価のための解析システムを ANSYS Workbench 上に構築した。

2. 解析内容

2-1. システム構成

本システムでは PHITS コード、ANSYS Fluent コード、ANSYS Mechanical コードを使用した連成解析を行う（図 1）。核熱計算、熱流動解析、構造解析を合わせて行うため、任意の陽子ビームの入射条件、冷却材の入口条件におけるクリープひずみを柔軟に評価することができる。構造解析では時間変化する応力状態に対して適切にクリープひずみを評価するため、ANSYS Mechanical コードにビーム窓材料（T91 鋼）のクリープひずみ式[1]を組みこんだ。

2-2. 定格条件での解析

現在の設計[2]では、定格熱出力 800 MW にて 600 日間の連続運転を想定している。この条件で解析を行った結果、運転停止後におけるクリープひずみは 0.1 %未満、クリープ損傷係数（100 %で破断）は 0.2 %未満であり、定格運転条件におけるクリープ損傷は非常に小さいことがわかった。

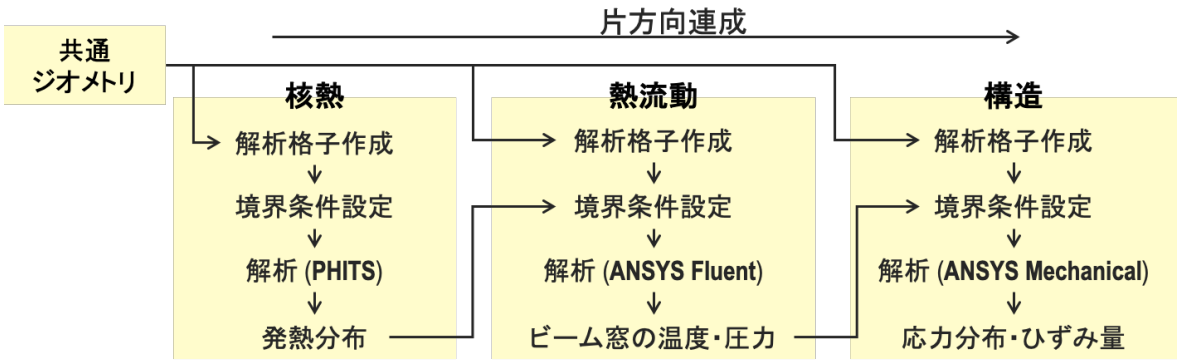


図 1 連成解析システムの構成

参考文献

[1] 日本機械学会, JSME-S-NC2-2016；発電用原子力設備規格；設計・建設規格(2016 年版)；第 2 編 高速炉規格

[2] Sugawara T, *et al.*, Annals of Nuclear Energy, 106, 27-33 (2019)

---

*Nao Watanabe, Takanori Sugawara, Kenji Nishihara, Yoshiyuki Kaji

Japan Atomic Energy Agency

General Meeting

[2L_GM] The 26th General Meeting of Advanced Reactor Division

Tue. Mar 14, 2023 12:05 PM - 12:55 PM Room L (13 Bildg.2F 1323)

[2L_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Tue. Mar 14, 2023 12:05 PM - 12:55 PM Room L)

[2L_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network | Advanced Reactor Division

[2L_PL] Path forward for development of advanced reactor and nuclear fuel cycle technologies

Chair:Takaaki Sakai(Tokai Univ.)

Tue. Mar 14, 2023 1:00 PM - 2:30 PM Room L (13 Bildg.2F 1323)

[2L_PL01] Technology roadmap for innovative reactor development toward the realization of carbon neutrality and energy safety security

*Ken Kurosaki[1] (1. Kyoto Univ.)

[2L_PL02] Desirable direction of fast reactor development since 2024

*Shoji Kotake[1] (1. JAPC)

[2L_PL03] Current status of nuclear fuel cycle technology development

*Masayuki Takeuchi[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

2023年春の年会

新型炉部会セッション

新型炉及び核燃料サイクルの技術開発の方向性
Path Forward for Development of Advanced Reactor and Nuclear Fuel Cycle Technologies

（1）カーボンニュートラルやエネルギー安全保障の実現に向けた革新炉開発の技術ロードマップ

(1) Technology roadmap for innovative reactor development toward the realization of carbon neutrality and energy safety security

*黒崎 健[1,2]
[1]京都大学、[2]福井大学

1. はじめに（次世代革新炉開発・建設をとりまく状況）

2050年カーボンニュートラルやエネルギー安全保障などを背景として、原子力発電に係る期待が大きく膨らんでいることを、最近ひしひしと感じている。この期待に応えるための方策の一つに、次世代革新炉の開発・建設がある。次世代革新炉の開発・建設に関しては、特に海外での進展が著しい。ロシアは高速炉をはじめとする革新炉を含む原子力開発を長年継続的に進めている。近年、それに中国が加わる形で、東側諸国が世界の原子力業界を席巻しつつある。一方、米国や英国をはじめとする西側諸国は、2000年代初頭の原子力ルネッサンス以降原子力開発が停滞していた。ところが、原子力をとりまく最近の世界情勢を受けて、特に軽水型SMR（小型モジュール炉）や高温ガス炉の開発・建設を中心に、原子力復興を成し遂げようとしている。米国やカナダでは、2020年代後半から2030年代前半にかけて、様々なSMRの初号機運開が計画されている。仏国は、再エネと原子力を中心に添えて、2050 年カーボンニュートラル未達を防ごうとしている。このときの原子力発電は、大型の革新軽水炉が中心になるとの見方が強い。

こういった海外情勢のとも、我が国では、2011年の福島第一原子力発電所の事故以降現在まで、新規性基準に対応するための安全対策や再稼働に関する事業はあったものの、少なくとも「新しい原子力」に関する事業は殆どなされていない。この空白の十年間における原子力事業の停滞は、原子力分野における技術力低下、人材枯渇、サプライチェーン弱体化といった危機をもたらしている。この危機を打破するために、いくつかの策が施されている。具体的には、経済産業省と文部科学省による原子力イノベーション実現に向けた支援プログラム（NEXIP: Nuclear Energy × Innovation Promotion）の実施や経済産業省の革新炉ワーキンググループ [1]での議論などである。

2. 革新炉ワーキンググループでの議論の概要（ポートフォリオと技術ロードマップ）

革新炉ワーキンググループでは、次世代革新炉の開発・建設をテーマに掲げ、様々な議論をしてきている。2022年4月20日に第1回WGが開催され、7月29日の第4回WGではこれまでの議論の中間とりまとめを行い、その後、2022年10月24日の第5回WGと2022年11月2日の第6回WGにおいて議論の深堀りを進め、現在に至っている。各回での議論の内容を簡単にまとめたものを、表 1に示す。

革新炉ワーキンググループでの議論を通じて、様々なアウトプットが出てきている。その中でも、ポートフォリオと技術ロードマップは、わかりやすくて影響力の大きなものだと認識している。ポートフォリオとは、次世代革新炉の範疇に入るとされる五つの炉型（革新軽水炉、小型軽水炉、高速炉、高温ガス炉、核融合炉）に対して、技術成熟度・時間軸、規制対応、サプライチェーン、市場性、非エネ分野への貢献という五軸での評価結果を示したものである。図 1 にポートフォリオを示す。◎や△といった印をもとに、様々な革新炉の得手不得手、課題、今後注力すべき点などが一目でわかるようになっている。例えば、技術成熟度や規制対応の観点からは大型の革新軽水炉に一日の長がある。一方、廃棄物有害度低減の観点からはプルトニウムやマイナーアクチニドの燃焼が可能な高速炉に強みがある。さらに、高温ガス炉は水素製

造という特徴的な用途がある、といった具合である。このポートフォリオをもとに、五つの炉型ごとに、時間軸を意識した技術ロードマップを作成している。一例として、革新軽水炉のロードマップを、図 2 に示す。

表 1　革新炉ワーキンググループでの議論の概要

開催回	開催日	議論の内容
第 1 回	2022 年 4 月 20 日	・ 革新炉開発の背景と価値 ・ 我が国における革新炉開発の取り組み
第 2 回	2022 年 5 月 19 日	・ 革新炉開発の背景と価値（つづき） ・ 核燃料サイクルと原子力利用シナリオ ・ 米国の革新炉開発の状況
第 3 回	2022 年 7 月 1 日	・ 革新炉開発の課題（規制、サプライチェーン、先行する米国の状況）
第 4 回	2022 年 7 月 29 日	・ これまでの議論の整理と中間とりまとめ（骨子案）の確認
第 5 回	2022 年 10 月 24 日	・ 革新軽水炉の一例の紹介 ・ 深堀りしたほうがよいと考えられる四つの議論（①事業環境整備、②開発体制・司令塔組織、③サプライチェーン・人材の維持強化、④研究基盤整備）の提案 ・ ①事業環境整備、②開発体制・司令塔組織、についての議論
第 6 回	2022 年 11 月 2 日	・ 革新炉開発に関する検討の深掘りについて ・ ③サプライチェーン・人材の維持強化、④研究基盤整備についての議論

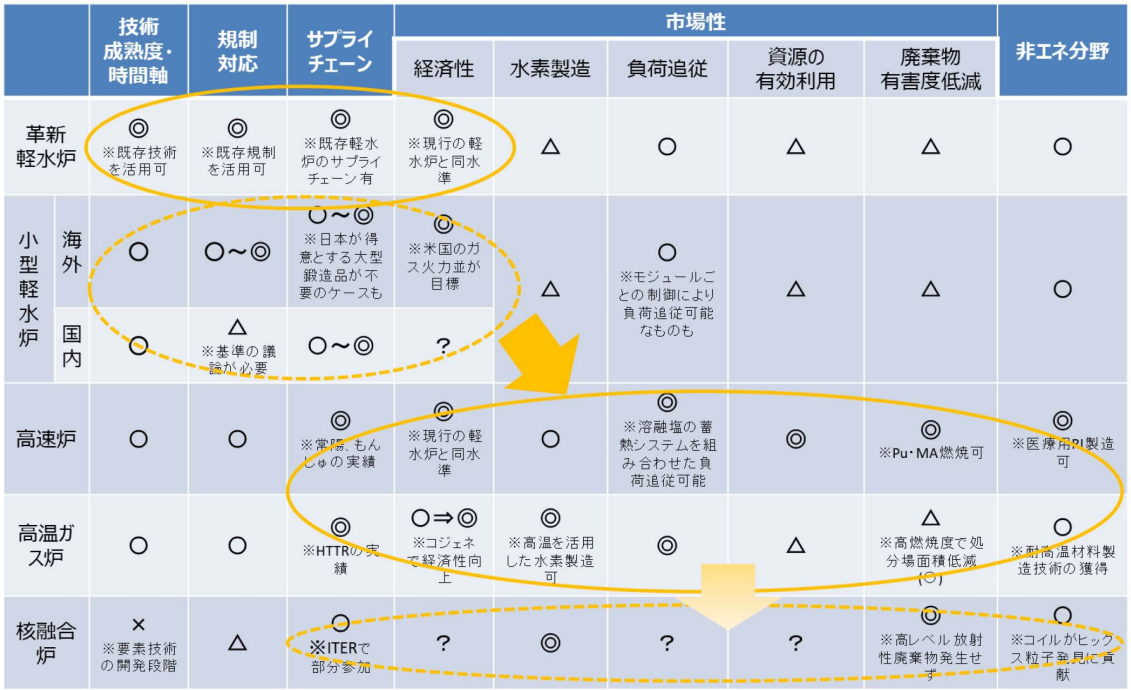


図 1　革新炉開発のポートフォリオ（出典：経済産業省第 4 回革新炉ワーキンググループ、資料 3「カーボンニュートラルやエネルギー安全保障の実現に向けた革新炉開発の技術ロードマップ（骨子案）」（https://www.meti.go.jp/shingikai/enecho/denryoku_gas/genshiryoku/kakushinro_wg/pdf/004_03_00.pdf）を加工して作成）

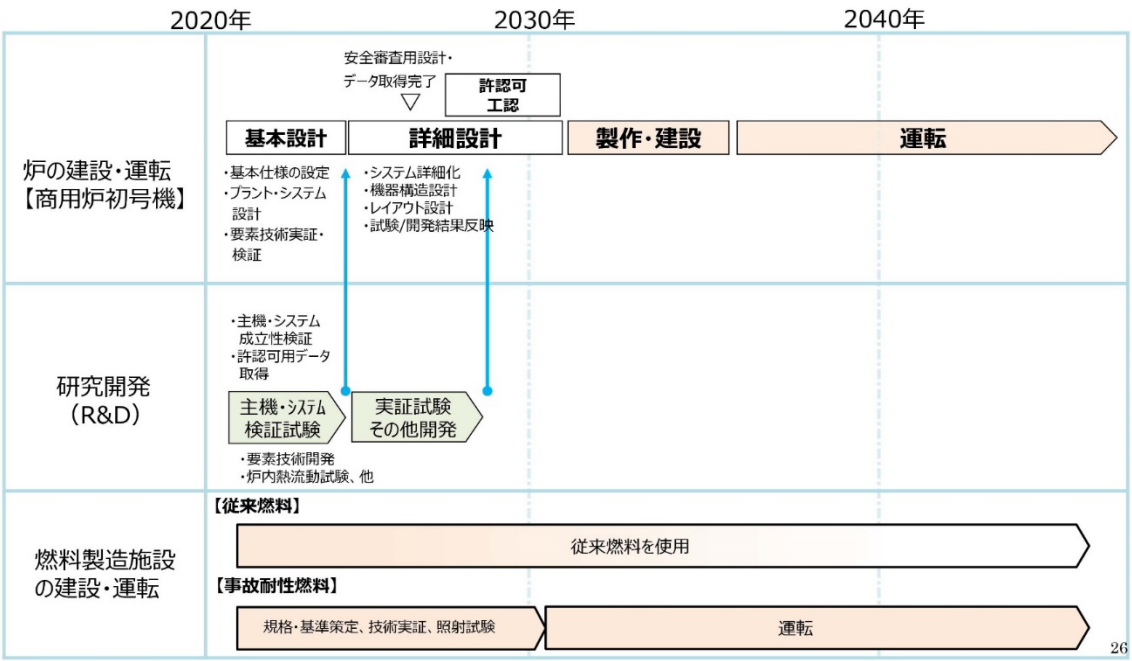


図 2　導入に向けた技術ロードマップ（革新軽水炉）（出典：第 33 回原子力小委員会、参考資料「カーボンニュートラルやエネルギー安全保障の実現に向けた革新炉開発の技術ロードマップ（骨子案）」（https://www.meti.go.jp/shingikai/enecho/denryoku_gas/genshiryoku/pdf/033_s02_00.pdf）を加工して作成）

革新軽水炉の技術ロードマップでは、商用炉初号機を対象とした炉の建設・運転、研究開発、燃料製造施設の建設・運転の三つの項目について、それぞれの実施項目とスケジュールを線表化している。炉の建設・運転の項目では、基本設計から始まり、詳細設計、製作・建設、許認可・工認をはさみ運転へと続いていく流れが示されている。この技術ロードマップでは、2030 年代中旬に運開となるようなスケジュールが示されている。これに連動する形で研究開発が行われ、得られた成果は基本設計や詳細設計に反映される流れとなっている。燃料製造施設の建設・運転では、従来燃料を使う場合と事故耐性燃料を使う場合の二階建て構造が示されている。事故耐性燃料の導入に向けて、企画・基準策定や技術実証、照射試験の必要性やスケジュール感が示されている。

なお、このような技術ロードマップは、事業者等からの個別ヒアリングを踏まえて、あくまで「研究開発を進めていく上での目標時期」として策定されたものである。そのため、実際に建設を行う場合の運転開始時期等は、立地地域の理解確保を前提に、事業者の策定する計画に基づいて決定されるだろうということに、注意を払う必要がある。

3. おわりに（その他の今後検討が必要とされる議論など）

本稿では、革新炉ワーキンググループで議論をしてきたポートフォリオと技術ロードマップについて概説した。一方で、次世代革新炉の開発・建設を進めるうえで、今後検討が必要とされる議論は他にもたくさんある。例えば、規制やファイナンスといった事業環境整備、司令塔組織を含む事業の実施体制、サプライチェーンの維持・強化、こういった活動を将来担っていく人材の育成や確保、国研や大学のインフラをはじめとする研究基盤の整備等である。また、核燃料サイクルや運転期間との関係も重要である。当日は、これらの検討事項についても、時間の許す限り紹介したい。

参考文献

[1] 経済産業省革新炉ワーキンググループのホームページ、アクセス日：2022 年 12 月 15 日（https://www.meti.go.jp/shingikai/enecho/denryoku_gas/genshiryoku/kakushinro_wg/index.html）

2023年春の年会

新型炉部会セッション

新型炉及び核燃料サイクルの技術開発の方向性

Path Forward for Development of Advanced Reactor and Nuclear Fuel Cycle Technologies

(2) 2024 年以降の高速炉開発の在り方

(2) Desirable direction of fast reactor development from 2024

*小竹 庄司[1]

[1]日本原子力発電株式会社

1. はじめに

2022 年度は、高速炉開発において重要な進展が見られた。まず、2018 年 12 月に「原子力関係閣僚会議」で決定された高速炉開発に関わる「戦略ロードマップ」に沿って、国際協力も活用して進めている高速炉の共通基盤技術の整備（経産省の高速炉委託事業）と多様な技術間競争（経産省により支援される NEXIP イニシアチブ）で推進された複数の高速炉技術に対して、2024 年以降に採用する可能性のある技術の絞り込みを、有識者による委員会を立ち上げ開始した[1,2]。また、「戦略ロードマップ」の改訂が行われ、実証炉開発に向けた具体的なマイルストーンを設定するとともに、高速炉開発に関わる関係機関（経産省、文科省、JAEA、電力、メーカ）の役割がより明確にされた[3]。

本報では、高速炉とその燃料サイクル（以下、高速炉サイクルという）の実用化に向けた我が国の取り組みと、今後の展望を紹介する。

2. 有望な技術の絞り込み

2.1 「高速炉技術評価委員会」と評価対象概念

2024 年以降の高速炉開発の在り方を決定していくためには、2023 年末には多様な技術間競争を踏まえた技術のメリット・課題を検討・評価していく必要がある。このために、2022 年度に、「高速炉開発会議」の「戦略ワーキンググループ」の下に「高速炉技術評価委員会」を設置し、各技術のメリット・課題を評価し、国の 2024 年以降の高速炉開発の在り方について検討した。そこでは、対象概念の技術成熟度と必要な研究開発、実用化された際の市場性、具体的な開発体制の構築と国際的な連携体制、実用化する際の規制対応等の観点から検討し、開発の方針案としてまとめられ、「戦略ワーキンググループ」に報告された。

評価対象とした高速炉技術は、「戦略ロードマップ」策定以降、経産省における研究開発事業に参画してきた事業者から提案された、ナトリウム冷却高速炉３概念、軽水冷却高速炉１概念、溶融塩高速炉１概念の５つである。

2.2 開発を優先すべき冷却材

2022 年度には、同委員会にて今後の開発で優先すべき高速炉の冷却材としてナトリウムが最も有望とされ、「戦略ワーキンググループ」に報告・了承された。その理由は以下のとおりである。

2016 年 12 月の「高速炉開発の方針」では、MOX 燃料によるナトリウム冷却炉を念頭に高速炉開発を継続することが掲げられたが、ナトリウム冷却高速炉は「技術の成熟度と必要な研究開発」、「実用化された際の市場性」、「具体的な開発体制構築と国際的な連携体制」、「実用化する際の規制対応」の４つの観点から優れていることが改めて確認された。加えて、実験炉「常陽」、原型炉「もんじゅ」を経て、民間企業による研究開発が進展し、国際的にも導入が進んでいることも考慮し、今後開発を進める概念として最も有望であることが確認された。

この一方、**ナトリウム冷却炉**は実用化プロジェクトの空白により、既にサプライチェーンに脆弱性が出ている。こうした状況から、高速炉技術の 2050 年カーボンニュートラルに向けた貢献を見通し、市場の予見性を担保するため、2024 年より実証炉の概念設計を開始すべきであり、また、燃料技術の研究開発計画につい

ては、戦略的柔軟性を持たせつつ、JAEA による実証のための施設整備や国際協力の活用の可能性を含めた検討をすべきであることも指摘された。

軽水冷却高速炉は、本格的な高速炉利用までの繋ぎの技術として、その効果を発揮できる可能性を有している。2024 年以降の技術実証の見通しを得るため、その燃料技術の実現性・許認可性・開発ニーズについて引き続き検討が必要とされた。

溶融塩高速炉は、実現すれば放射性廃棄物の減容・有害度低減とウラン資源の有効利用について高い性能を発揮する可能性を有しているため、大学等の学術機関における研究を含めた基礎・基盤的な研究の継続が望まれる。また、将来に繋がる人材育成が必要であるとされた。

3. 戦略ロードマップの改訂

3.1 具体化された作業計画

今回の改定で、具体化された開発のマイルストーンは以下のとおりである。

① 2023 年夏：2024 年から開始する実証炉の概念設計の対象とするナトリウム冷却高速炉を選定
② 2024 年度から 2028 年度：実証炉の概念設計と研究開発
③ 2026 年頃：燃料技術の具体的な検討
④ 2028 年頃：実証炉の基本設計・許認可手続きへの移行判断

これらの開発を進めるに当たっては、我が国での高速炉開発プロジェクト、特に機器製造や建設経験の長期空白によって、既にサプライチェーンに脆弱性が出ていることに留意し、幾つかの産業技術の維持及び再構築が必要になる。そのためには、早期に建設計画を具体化し、高速炉技術が 2050 年カーボンニュートラルの実現及びそれ以降の安定的な持続に向けて貢献できることを見通せるようにしていくことが重要である。

3.2 関係機関の役割分担

国は、エネルギー基本計画、原子力利用に関する基本的考え方等を通じて、将来的な原子力開発の方向性を示すとともに、「戦略ロードマップ」において高速炉研究開発の目標と実用化に向けた工程を提示し、研究開発を先導する役割を担う。これによって、民間による実用化の予見性を高め、サプライチェーンの維持・強化につなげていくことが可能になる。加えて、経産省と文科省の役割分担を適切に行い、高速炉サイクル技術の開発をそれぞれ整合するように進めていく重要な役割がある。

次いで、高速炉の実用化開発を進めていくには、原型炉「もんじゅ」を含む高速炉開発プロジェクトマネージメントに係る反省に立ち、関係者間の調整を能動的に実施しつつ、炉と燃料サイクルの開発を整合させて進めていけるよう、研究開発全体を統括する機能を新たに強化することが必要である。具体的には、今後、JAEA の研究開発力と電力のプロジェクトマネージメント能力を結集した開発の司令塔機能、規模、組織形態等を特定していくことを検討していくこととされた。

JAEA には、高速炉サイクル技術の多くが蓄積されており、「常陽」、「大型ナトリウム試験施設」、「燃料サイクル試験施設」等の高速炉サイクルに特有の施設を保有しており、これらを有効に活用していくことが不可欠である。実証炉の実現に向けて、これまで JAEA が中心になって担ってきた研究開発（炉心燃料開発、シビアアクシデント対策を含めた安全技術、関連する燃料サイクル技術等）を行うとともに、開発支援を含む民間への技術移転を進めていくことが必要とされた。燃料サイクル技術は、研究開発のために大量のプルトニウムを扱い、ホット試験が必要となる等、民間が主体的に開発を進めるにはハードルが大きいことから、当面は、軽水炉の燃料サイクルとの共通技術を含めて、JAEA がステークホールダーとの連携を図りつつ開発の中心的役割を果たしていく必要があるとされた。

電力は、高速炉の将来的なユーザとして高速炉開発の方向性やその仕様について意見を述べつつ、軽水炉の建設・運転・保守、地元との共生の豊富な経験や、東京電力福島第一原子力発電所事故後の新規制基準の対応等を、高速炉の開発において活用することが、社会実装のために重要である。「高速炉開発会議」、その下の「戦略ワーキンググループ」等、国が主導する開発プロジェクトに主体的に参画するとともに、軽水炉の経験を通じて培われたプロジェクトマネージメント能力を活かし、新たな開発の司令塔組織に、人材・ノ

ウハウ等の提供を積極的に行うこととされた。

メーカについては、多様な技術間競争の結果、高速炉の設計と必要な技術開発の中核を担うメーカを中核企業として選定し、国が掲げる政策の方向性や開発目標に応じた技術開発を推進する。この中核企業は、これまでの高速炉開発の基盤を結集して、高速炉の開発を進め、高速炉の設計作業を行って結果を取りまとめるとともに、プラント構成機器の設計具体化や性能評価のための技術開発を実施する。その設計には、自らが実施する技術開発と JAEA が実施する研究開発の成果を結集させる。同時に、「もんじゅ」を最後に、実機建設の機会が途絶えてしまっていることを念頭に、国際協力を活用しつつ、プラント構成機器や部材調達のためのサプライチェーンの維持・発展に努めることとされた。

4. 2024 年以降の進め方

4.1. 実証炉開発

我が国のエネルギー基本計画（2021 年 10 月閣議決定）では、「民間の創意工夫や知恵を活かしながら、国際連携を活用した高速炉開発の着実な推進」とされており、戦略ロードマップにより、高速炉実証炉に適用できる技術基盤の整備を進めるとともに、概念設計を進めることとされている。このため、経産省は 2023 年度から、高速炉実証炉開発事業に 76 億円（国庫債務負担含めた総額 460 億円）を予算案として計上した[4]。

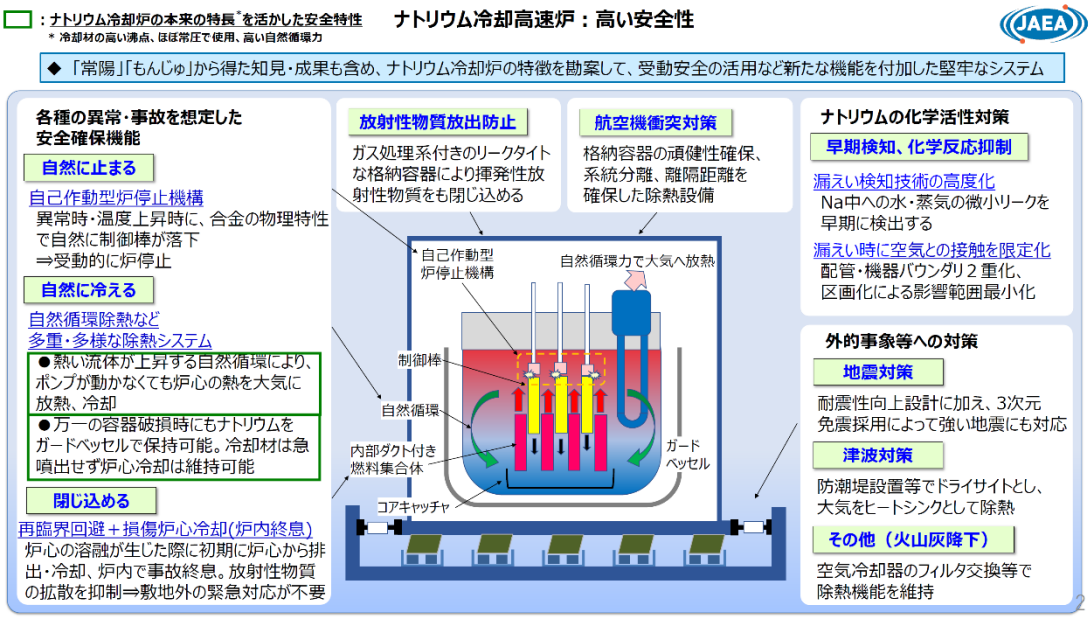
そこでは、国内の高速炉開発の技術基盤を維持するために、高速炉の共通課題に向けた基盤整備と安全性向上に関わる要素技術開発を拡充し、将来の高速炉で重要となる枢要技術の確立と民間企業の開発を支える試験研究施設の整備を進めていく。また、将来の核燃料サイクルの検討に資するデータ整備の充実化を行うとともに、日米・日仏の高速炉協力を活用し、試験データ等に係る知見を充実化することで基盤整備の効率化を目指す。2023 年度では、戦略ロードマップにおける技術絞り込みと概念設計に必要となる R&D を行い、国内メーカの技術基盤を維持しつつ、2024 年度から概念設計へと進むことを目指すとしている。

4.2. 実用化に必要な研究開発と基盤整備

経産省の総合資源エネルギー調査会 電力・ガス事業分科会 原子力小委員会・革新炉ワーキンググループや、高速炉開発会議 戦略ワーキンググループにおいて、高速炉を含む次世代革新炉の開発に係る方向性の検討が進められる中で、JAEA に対して研究開発基盤に係る中核的な役割が求められていることを踏まえ、文科省は、今後の次世代革新炉の開発に必要な研究開発項目及び基盤インフラの整備などの課題について、研究開発用原子炉、燃料製造及びバックエンド対策等の観点から、専門的・技術的に検討し、課題整理を行うため、学識経験者による「次世代革新炉の開発に必要な研究開発基盤の整備に関する検討会」[5]を 2022 年 10 月に設置した。

そこでは、高速炉サイクルの実用化に必要な研究開発と基盤整備について、開発目標としている①安全性向上、②経済性向上、③環境負荷低減性、④資源有効利用性、⑤核拡散抵抗性、⑥柔軟性の区分毎に、必要となる研究開発項目を摘出するとともに、これらを実用化していくまでに必要な試験施設や解析コードの整備等が検討されている。

例えば、安全性向上については、下図に示すように、第 4 世代原子炉に求められる受動的安全性と、シビアアクシデント時の影響を原子炉容器内に閉じ込め、格納容器の健全性への脅威をならないようにして、周辺住民の緊急退避を不要とできる概念の実現を目指している。



令和 4 年 11 月 22 日 第 4 回次世代革新炉の開発に必要な研究開発基盤の整備に関する検討会 資料 2

５．おわりに

ロシアによるウクライナ侵攻によるエネルギー安全保障に対する認識の高まりと、2050 年のカーボンニュートラル実現に向けて政府が推進するグリーントランスフォーメーション(GX)の活動を踏まえ、高速炉サイクル実用化の取り組みを着実に進めていくことが、現世代の関係者に課せられた大きな使命である。今回の戦略ロードマップで設定されたマイルストーンを遅滞なくクリアしつつ、高速炉技術のサプライチェーンを維持・発展させて、まずは、実証炉と燃料サイクルの実証施設の運転開始に結び付けていくことが望まれる。

参考文献

[1] 第 17 回 高速炉開発会議 戦略ワーキンググループ：2022 年 7 月 29 日
[2] 第 18 回 高速炉開発会議 戦略ワーキンググループ：2022 年 9 月 13 日
[3] 戦略ロードマップ：2022 年 12 月 23 日原子力関係閣僚会議
[4] 令和 5 年度経済産業省関連予算案等の概要：2022 年 12 月 23 日
[5] 第 4 回 次世代革新炉の開発に必要な研究開発基盤の整備に関する検討会：2022 年 11 月 22 日

2023年春の年会

新型炉部会セッション

新型炉及び核燃料サイクルの技術開発の方向性
Path Forward for Development of Advanced Reactor and Nuclear Fuel Cycle Technologies

（3）核燃料サイクル技術開発の現状

(3) Current status of nuclear fuel cycle technology development

*竹内 正行[1]
[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

我が国では原子力の平和利用を進める上で、資源の有効利用や放射性廃棄物の負担低減から核燃料サイクルの推進を基本政策としており、新型炉の開発と同時に、炉と整合した燃料サイクル技術の開発が必要である。2022 年 12 月に改訂された戦略ロードマップでは、燃料サイクル技術は研究開発のために大量のプルトニウムを扱い、ホット試験が必要となる等、民間が主体的に開発を進めるにはハードルが高いため、当面は軽水炉サイクルとの共通技術を含めて、日本原子力研究開発機構（原子力機構）がステークホルダーとの連携を図りつつ、開発の中心的役割を果たす必要性が指摘されている[1]。本件では、原子力機構で進めてきた混合酸化物（MOX）燃料サイクル技術開発を中心に、燃料製造や再処理関連の開発状況や技術の実用化に向けた今後の方向性等について示す。

2. MOX 燃料サイクル開発の現状と今後の課題

2-1. 開発状況の概要

MOX 燃料サイクル技術については、これまでに 2006 年度から開始された高速増殖炉サイクル実用化研究開発プロジェクト（FaCT プロジェクト）を中心として着実に開発を進めてきた。FaCT プロジェクトはフェーズⅠが 2010 年度まで進められたが、以降はプロジェクトが凍結した状況となっており、その影響により実用化のための研究は停滞し、現在は施設整備を中心に技術維持を進めつつ、主に燃料サイクル技術の基盤的な知見を整備するための技術開発を実施してきている。

これまでに進めてきた MOX 燃料製造技術及び再処理技術の主な開発項目を図-1 及び図-2 に示す[2,3]。図内の開発対象は FaCT プロジェクトで実施してきた革新技術以外に、経済性、環境負荷低減性、核拡散抵抗性等の向上につながる高度化研究を含む。図-1 の燃料製造技術については、経済性向上に向けた技術として、焼結・O/M 比調整技術、中空ペレット検査技術、乾式リサイクル技術の開発とともに、マイナーアクチニド（MA）含有燃料のセル内遠隔製造技術等の開発を進めている。図-2 の湿式再処理技術に関しては、ウラン・プルトニウムの共回収技術や MA 分離技術の開発を中心として、すでに実用化されている PUREX 再処理技術の高度化開発を進めている状況である。

また、MOX 燃料サイクル技術開発と並行して、金属燃料サイクル開発についても電力中央研究所とともに進めており、現在進めている乾式再処理技術開発の概要についても紹介する。

2-2. 主な開発課題と今後の方向性

MOX 燃料サイクル開発では、基本的に軽水炉 MOX 燃料サイクル技術をベースとして、高速炉 MOX 燃料サイクル技術の構築を図る方針であり、MOX 燃料サイクル技術として共通的要素も多い。これまでの開発成果に基づき、図-1 及び図-2 に示した開発対象の技術成熟度（Technology readiness level : TRL）は、現状、燃料製造技術、再処理技術ともにおおむね TRL=4～6 の段階に位置付けられていると評価される。今後、燃料サイクル技術の実用化を図るためには、相対的に TRL 値の低い技術の開発を加速するとともに、最終的には

*Masayuki Takeuchi[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

TRL=7 に相当するシステムの試運転段階に引き上げるために、現実的な環境において工学規模で検証するための技術開発に取り組む必要がある。

また、原子力の持続的な利用を進める上では、バックエンド対策として放射性廃棄物の減容化や潜在的有害度の低減を図ることも期待されている。その実現に向けて MA の分離変換技術を確立することが重要な技術課題の一つであり、MA 分離技術や MA 含有燃料製造技術の開発に力を入れていく必要がある。以上の点を背景に、燃料製造及び再処理分野の各個別技術に係る主な課題に関して、本報告の中で紹介する。

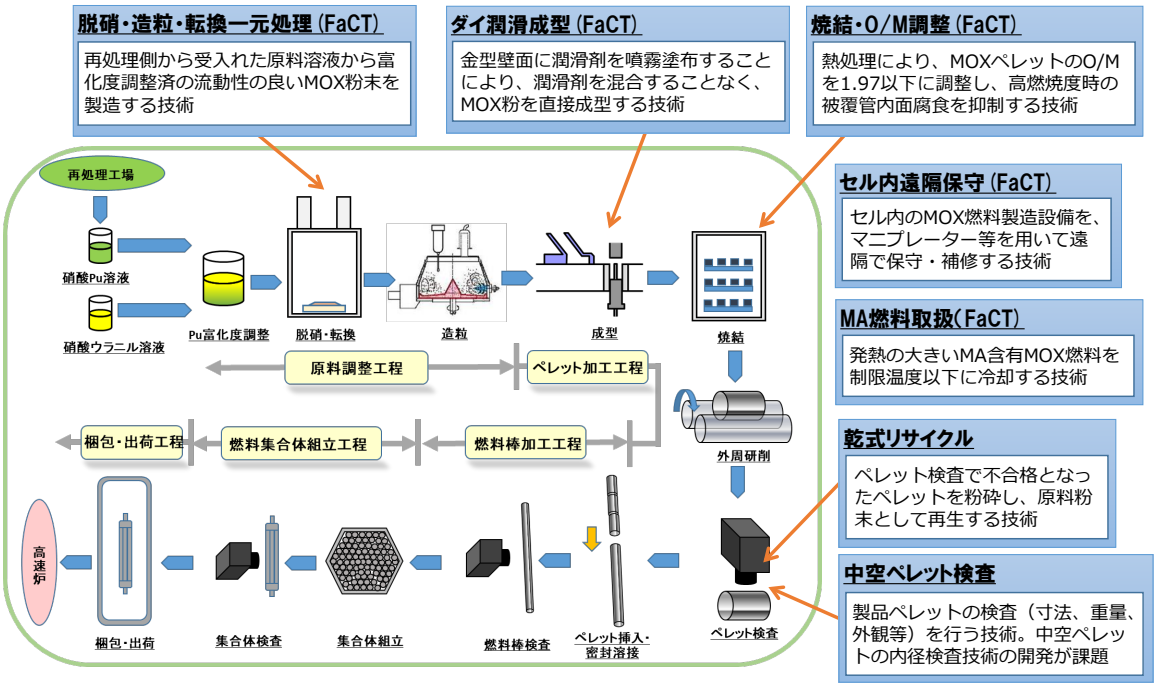


図-1　MOX 燃料製造分野における主な開発対象

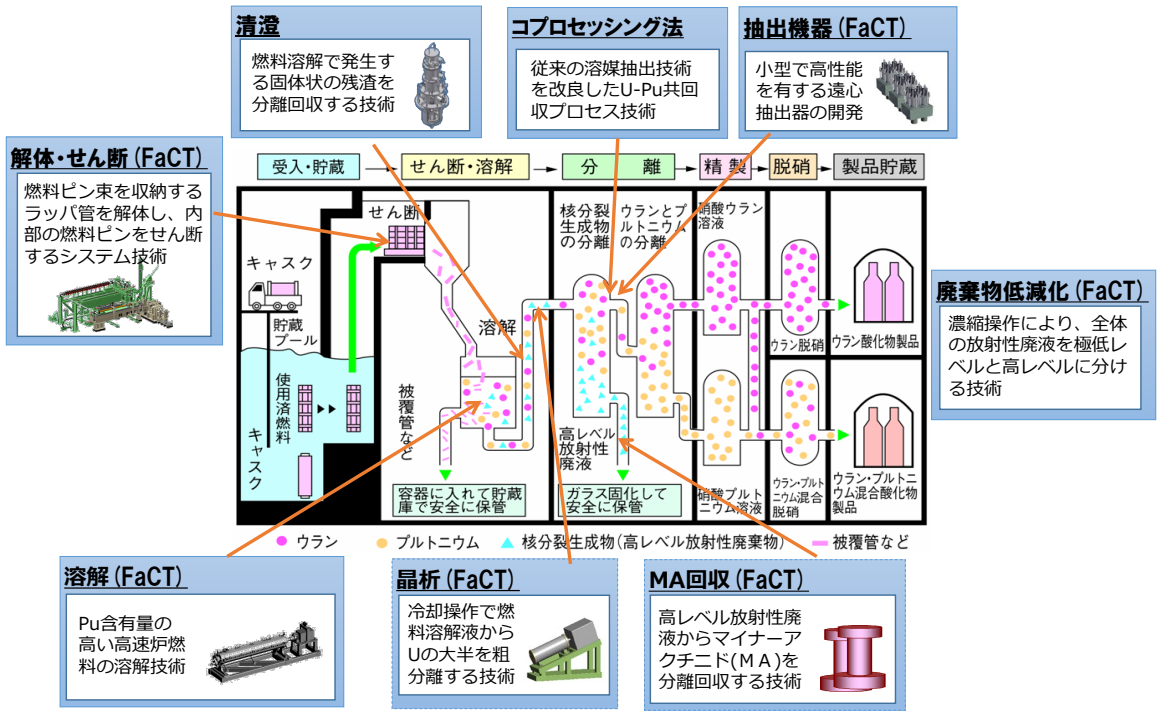


図-2　MOX 燃料再処理分野における主な開発対象

3. おわりに

2050年カーボンニュートラルの実現に向けて、原子力が担う役割の重要性が一層高まっている。その中で、新型炉の実現に向けた期待も大きく、昨今では専門家による国レベルでの議論も活発化している状況である。今後は新型炉開発に並行して、燃料サイクル技術も実用化に向けて開発を加速させる必要があり、原子力機構はその中心的役割を担う必要性を認識している。開発の推進にあたり、燃料サイクル技術の実用化に向けた研究開発計画の具体化とともに、実用化開発に必要な施設や体制の整備に関しても着実に進めていく必要がある。

参考文献

[1] 戦略ロードマップ（改訂案）：令和4年12月23日原子力関係閣僚会議
[2] 文部科学省「次世代革新炉の開発に必要な研究開発基盤の整備に関する検討会（第3回）」資料2
[3] 文部科学省「次世代革新炉の開発に必要な研究開発基盤の整備に関する検討会（第4回）」資料5

Awards Ceremony

[2L_AC] The 53rd AESJ Awards Ceremony

Tue. Mar 14, 2023 3:30 PM - 5:00 PM Room L (13 Bildg.2F 1323)

[2L_AC] Awards Ceremony

©Atomic Energy Society of Japan

(Tue. Mar 14, 2023 3:30 PM - 5:00 PM Room L)

[2L_AC] Awards Ceremony

©Atomic Energy Society of Japan

Poster Session | Poster Session | Student Network

[2Z_PS] Poster Session 2 of Student Network

Tue. Mar 14, 2023 2:45 PM - 4:15 PM Poster Session (12 Bildg.1F 1212)

[2Z_PS] Poster Session 2

©Atomic Energy Society of Japan

(Tue. Mar 14, 2023 2:45 PM - 4:15 PM Poster Session)

[2Z_PS] Poster Session 2

学生連絡会主催の学生ポスターセッションは、東大駒場キャンパスにて対面開催をいたします。日本全国の学生が日頃取組んでいる研究活動について報告をします。発表日程は 3月13日(月)と3月14日(火)の二日あり、両日とも時間は14:45~16:15です。皆様との活発な議論が学生の大きなモチベーションになりますので、お時間がございます際には是非お立ち寄りください。なお、当日飛び入りでご聴講頂く事も可能ですが、事前登録のご協力をお願いしております。2月中旬以降にご案内予定ですので、HP(学生連絡会Webサイト)にて聴講登録をお願いいたします。

©Atomic Energy Society of Japan

Awards Ceremony | Poster Session | Student Network

[2Z_AC] Poster Session Awards Ceremony of Student Network

Tue. Mar 14, 2023 5:10 PM - 5:30 PM Poster Session (12 Bildg.1F 1212)

[2Z_AC] Poster Session Awards Ceremony

©Atomic Energy Society of Japan

(Tue. Mar 14, 2023 5:10 PM - 5:30 PM Poster Session)

[2Z_AC] Poster Session Awards Ceremony

学生連絡会主催の学生ポスターセッションは、東大駒場キャンパスにて対面開催をいたします。日本全国の学生が日頃取組んでいる研究活動について報告をします。発表日程は 3月13日(月)と3月14日(火)の二日あり、両日とも時間は14:45~16:15です。皆様との活発な議論が学生の大きなモチベーションになりますので、お時間がございます際には是非お立ち寄りください。なお、当日飛び入りでご聴講頂く事も可能ですが、事前登録のご協力をお願いしております。2月中旬以降にご案内予定ですので、HP(学生連絡会Webサイト)にて聴講登録をお願いいたします。

©Atomic Energy Society of Japan