Wed. Mar 16, 2022

Room A

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

[1A01-06] JENDL-5 Evaluation

Chair: Tatsuya Katabuchi (Tokyo Tech)
10:15 AM - 12:00 PM Room A

[1A01] Nuclear data evaluation for JENDL-5

*Osamu Iwamoto[1] (1. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM

[1A02] Nuclear data evaluation for JENDL-5

*Nobuyuki Iwamoto[1] (1. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM

[1A03] Nuclear Data Evaluation for JENDL-5

*Satoshi Kunieda[1] (1. JAEA)

10:45 AM - 11:00 AM

[1A04] Nuclear data evaluation for JENDL-5

*Yutaka Abe[1], Akira Ichihara[2] (1. Kyoto Univ., 2. JAEA)

11:00 AM - 11:15 AM

[1A05] Nuclear data evaluation for JENDL-5

*Futoshi Minato[1] (1. JAEA)

11:15 AM - 11:30 AM

[1A06] Nuclear data evaluation for JENDL-5

*Shinsuke Nakayama[1] (1. JAEA)

11:30 AM - 11:45 AM

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

[1A07-11] JENDL-5 Validation 1

Chair: Tadafumi Sano (Kindai Univ.)
2:45 PM - 4:15 PM Room A

[1A07] JENDL-5 validation

*Yasunobu Nagaya[1], Kenichi Tada[1] (1. JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM

[1A08] JENDL-5 validation

*Kenichi Tada[1] (1. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM

[1A09] JENDL-5 validation

*Michitaka Ono[1], Masayuki Tojo[1], Kenichi Tada[2], Osamu Iwamoto[2] (1. GNF-J, 2. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

[1A10] JENDL-5 validation

*Masayuki Tojo[1], Michitaka Ono[1], Kenichi Tada[2], Osamu Iwamoto[2] (1. GNF-J, 2. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

[1A11] JENDL-5 validation

*Akito Oizumi[1], Takao Kashima[2], Masahiro Fukushima[1] (1. JAEA, 2. RIKOH KAGAKU)

3:45 PM - 4:00 PM

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

[1A12-14] JENDL-5 Validation 2

Chair: Nobuhiro Shigyo (Kyushu Univ.)
4:15 PM - 5:15 PM Room A

[1A12] JENDL-5 validation

*Chikara Konno[1], Saerom Kwon[2], Masayuki Ohta[2], Satoshi Sato[2] (1. JAEA, 2. QST)

4:15 PM - 4:30 PM

[1A13] JENDL-5 validation

*Saerom Kwon[1], Chikara Konno[2], Masayuki Ohta[1], Satoshi Sato[1] (1. QST, 2. JAEA)

4:30 PM - 4:45 PM

[1A14] JENDL-5 validation

*Masayuki Ohta[1], Chikara Konno[2], Saerom Kwon[1], Satoshi Sato[1] (1. QST, 2. JAEA)

4:45 PM - 5:00 PM

Room B

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

[1B01-05] Advanced Simulation

Chair: Yoritaka Iwata (Kansai Univ.)
9:30 AM - 10:55 AM Room B

[1B01] Prediction of Flow Behavior with Machine Learning Using LSTM

*Aya Kitoh[1], Kei Maeshima[2], Kenya Takiwaki[2], Hideki Horie[2] (1. TOSHIBA, 2. TOSHIBA ESS)

9:30 AM - 9:45 AM

[1B02] Implementation of Ensemble Data Assimilation for Turbulent Flow Simulation based on Lattice Boltzmann Method

*Yuta Hasegawa[1], Naoyuki Onodera[1], Yuuichi Asahi[1], Yasuhiro Idomura[1] (1. JAEA)

9:45 AM - 10:00 AM

[1B03] Development of Advanced Neutronics/Thermal-Hydraulics Coupling Simulation System

*Hiroshi Akie[1], Kenichi Tada[1], Tomohiro Kamiya[1], Ayako Ono[1], Yasunobu Nagaya[1], Hiroyuki Yoshida[1], Tomohiro Kawanishi (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

10:00 AM - 10:15 AM

[1B04] A study of appropriate Phase-Field variables for gas-liquid two-phase flow simulations

*Kenta Sugihara[1], Naoyuki Onodera[1], Yasuhiro Idomura[1], Susumu Yamashita[1] (1. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM

[1B05] A stable free-surface-detection method for consistent high-order MPS method

*Guangtao Duan[1], Mikio Sakai[1] (1. Univ. of Tokyo)

10:30 AM - 10:45 AM

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

[1B06-09] Simulation Models and Methods

Chair: Mikio Sakai (UTokyo)

10:55 AM - 12:00 PM Room B

[1B06] TDDFT+Langevin model calculations for inertial energy dissipation in quasi-fission dynamics

*Yoritaka Iwata[1], Haoran Wang[2] (1. Kansai University, 2. Shibaura Institute of Technology)

10:55 AM - 11:10 AM

[1B07] High-precision condensation simulation with interface-tracking method

*Kei Ito[1], Naoya Odaira[1], Daisuke Ito[1], Yasushi Saito[1] (1. Kyoto University)

11:10 AM - 11:25 AM

[1B08] Application of Surrogate Models for Statistical Safety Evaluation

*Ikuo Kinoshita[1] (1. INSS)

11:25 AM - 11:40 AM

[1B09] Estimation of radiation source distribution using LASSO

*Susumu Yamada[1], Masahiko Machida[1] (1. JAEA)

11:40 AM - 11:55 AM

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 202-1 Radiation Behaviors, Radiation Shielding

[1B10-15] Radiation Shielding

Chair: Masato Watanabe (Chubu Electric Power)

2:45 PM - 4:25 PM Room B

[1B10] Discussion on the Standardization of Shielding Material focusing on Shielding Concrete

*Koichi Okuno[1], Masahiro Taniguchi[2], Toshinobu Maenaka[3], Koji Oishi[4], Masahiro Yoshida[5], Kenichi Kimura[6], Kenichi Tanaka[7] (1. Hazama-Ando, 2. Taisei Corp, 3. Takenaka Corp, 4. JRE, 5. NUSTEC, 6. Fujita Corp, 7. IAE)

2:45 PM - 3:00 PM

[1B11] Shielding design of x-rays for 3 GeV next-generation synchrotron radiation facility

*Hiroki Matsuda[1], Masayuki Hagiwara[1], Akihiro Takeuchi[1], Toshiro Itoga[2], Hiroyuki Konishi[1] (1. QST, 2. JASRI)

3:00 PM - 3:15 PM

[1B12] Study on Appropriate Review of Simple Dose Calculation Method for Gamma-Ray Shielding

*Yoshihiro Hirao[1], Seiki Ohnishi[1], Osamu Sato[2] (1. NMRI, 2. NUCLTECH)

3:15 PM - 3:30 PM

[1B13] A study on duct streaming from maze in medical linac room

*Takuma Noto[1], Kazuaki Kosako[1], Hitoshi Nakashima[1] (1. Shimizu)

3:30 PM - 3:45 PM

[1B14] Planning and preliminary experiments of validation experiments in V&V for shielding analysis codes

*Shinji GOKO[1], Tetsuro MATSUMOTO[2], Akihiko MASUDA[2], Seiya MANABE[2], Hideki HARANO[2], Osamu SATO[3], Koichi OKUNO[4], Toshiya SANAMI[5,6] (1. NRA, 2. AIST, 3. NUCLTECH, 4. HAZAMA ANDO, 5. KEK, 6. SOKENDAI)

3:45 PM - 4:00 PM

[1B15] The new features of the visualization tool, gxsview (2)

*Seiki Ohnishi[1] (1. NMRI)

4:00 PM - 4:15 PM

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 202-4 Medical Use of Quantum Beam

[1B16-19] Medical Radioisotope

Chair: Kenichi Watanabe (Kyusyu Univ.)

4:25 PM - 5:30 PM Room B

[1B16] Development of a method for rapid and simultaneous analysis of chemical form and radioactivity of At-211

*Mariko Segawa[1], makoto maeda[1], yosuke toh[1], ichiro nishinaka[2], shigeki watanabe[2], ichiro sasaki[2], noriko ishioka[2] (1. JAEA, 2. QST)

4:25 PM - 4:40 PM

[1B17] Development of astatine-211 dry recovery process by evaporation with aerosol

*Masaru Yuhara[1], Shinya Miyamoto[1], Satoshi Wada[1], Yuki Nakai[1], Takashi Oomori[1], Kazuaki Tsukada[2],

©Atomic Energy Society of Japan

Masato Asai[2], Mitsuhiro Fukuda[3], Atsushi Toyoshima[4], Atsushi Shinohara[4,5] (1. TOSHIBA ESS, 2. JAEA, 3. RCNP, Osaka Univ., 4. IRS, Osaka Univ., 5. Osaka Aoyama Univ.)

4:40 PM - 4:55 PM

[1B18] Study on Ac-225 production from Ra-226 by using an electron LINAC: Ac-225 separation experiment from Ra-226

*Kunihiro Miyoshi[1], Kotaro Nagatsu[2], Jun Ichinose[2], Hisashi Suzuki[2], Masafumi Ozeki[1], Hidetoshi Kikunaga[3], Shigeru Kashiwagi[3], Masahiro Sakurai[1], Ryohei Terabayashi[1], Shuichi Hasegawa[1] (1. UTokyo, 2. QST, 3. Tohoku Univ.)

4:55 PM - 5:10 PM

[1B19] Preparation of porous MoO_3 targets for producing $^{99}Mo/^{99m}Tc$

*Mai Ngoc Quach[1], Chu Minh Ngo[1], Ying Yang[1], Binh Thanh Nguyen, Thai Van Nguyen, Thi Mai Dung Do[1], Nakayama Tadachika[1], Suematsu Hisayuki[1] (1. Nagaoka University of Technology)

5:10 PM - 5:25 PM

Room C

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

[1C01-04] High Temoerature Gas Reactor

Chair: Masaaki Tanaka (JAEA)
9:30 AM - 10:45 AM Room C

[1C01] HTTR Heat Application Test Project

*Hiroyuki Sato[1], Takeshi Aoki[1], Shoichiro Okita[1], Hasegawa Takeshi[1], Atsushi Shimizu[1], Kazuhiko Iigaki[1], Nariaki Sakaba[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

9:30 AM - 9:45 AM

[1C02] HTTR Heat Application Test Project

*Takeshi Aoki[1], Hiroyuki Sato[1], Nariaki Sakaba[1] (1. JAEA)

9:45 AM - 10:00 AM

[1C03] HTTR Heat Application Test Project

*Takeshi Hasegawa[1], Takeshi Aoki[1], Hiroyuki Sato[1], Nariaki Sakaba[1] (1. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM

[1C04] Development of AL-DENTE (AnaLysis tool system for Dose EvaluatioN in accidents of high TEmperature gas-cooled reactors)

*Shoichiro Okita[1], Takeshi Aoki[1], Hiroyuki Sato[1], jun Aihara[1], Hirofumi Ohashi[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

10:15 AM - 10:30 AM

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

[1C05-08] AI Technology

Chair: Shuhei Maruyama (JAEA)
10:45 AM - 12:00 PM Room C

[1C05] Applicability Study of Bayesian Optimization in Core Neutronic Design

*Kazuki Kuwagaki[1], Kenji Yokoyama[1] (1. JAEA)

10:45 AM - 11:00 AM

[1C06] Development of Advanced Reactor Knowledge- and AI-aided Design Integration Approach through the whole plant lifecycle, ARKADIA

*Masaaki Tanaka[1], Norihiro Doda[1], Kenji Yokoyama[1], Takero Mori[1], Satoshi Okajima[1], Ryuta Hashidate[1], Hiroki Yada[1], Shigeo Ohki[1], Masashi Miyazaki[1], Shigeru Takaya[1] (1. JAEA)

11:00 AM - 11:15 AM

[1C07] Development of Advanced Reactor Knowledge- and AI-aided Design Integration Approach through the whole plant lifecycle, ARKADIA

*Akihiro Uchibori[1], Mitsuhiro Aoyagi[1], Masateru Sonehara[1], Joji Sogabe[1], Yasushi Okano[1], Takashi Takata[2] (1. JAEA, 2. UTokyo)

11:15 AM - 11:30 AM

[1C08] Development of Advanced Reactor Knowledge- and AI-aided Design Integration Approach through the whole plant lifecycle, ARKADIA

*Yasuhiro Enuma[1], Yuki Kondo[1], Ryuta Hashidate[1], Rika Mitsumoto[1], Taira Hazama[1], Kazuyuki Demachi[2] (1. JAEA, 2. UTokyo)

11:30 AM - 11:45 AM

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

[1C09-12] Fast Reactor

Chair: Taro Kan (MFBR)
2:45 PM - 4:00 PM Room C

[1C09] Study on Optimization for reducing Sodium Void Reactivity in Sodium-cooled Fast Reactor

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

2:45 PM - 3:00 PM

[1C10] Evaluation of the impact of TRU composition on the core characteristics of fast reactors during

©Atomic Energy Society of Japan

the transition period

*Hiroki Kato[1], Go Chiba[1] (1. Hokkaido Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM

[1C11] Development of equilibrium cycle refueling pattern optimization tool in sodium-cooled fast reactor core design

*Shuhei Maruyama[1], Kenji Yokoyama[1], Shigeo Ohki[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:15 PM - 3:30 PM

[1C12] Study on Performance Evaluation of Self-actuated Shutdown System for Sodium-cooled Fast Reactor

*Kosuke Aizawa[1], Tomoyuki Hiyama[1], Jun kobayashi[1], Akikazu Kurihara[1] (1. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

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

[1C13-17] Next Generation Reactor Safety

Chair: Akihiro Uchibori (JAEA)

4:00 PM - 5:30 PM Room C

[1C13] Possibility of thorium utilization by molten salt fast reactor having characteristics of fuel self-sufficiency

*Koshi Mitachi[1] (1. Beyond Energy Research &Development Association)

4:00 PM - 4:15 PM

[1C14] Manufacturing of fluoride molten salt loop and performance test (2)

*Motoyasu Kinoshita[1,3], Aji Indarta[2], Kaito Kubo[2], Kouichi Yageta[3], Fumihiro Chiba[3], Tatsumi Arima[2], Kazunari Katayama[2], Satoshi Fukada[1] (1. MOSTECH Co., 2. Kyusyu Univ., 3. MSLab inc.)

4:15 PM - 4:30 PM

[1C15] Development of failure mitigation technologies for improving resilience of nuclear structures

*Naoto Kasahara[1], Masato Murohara[1], Takuya Sato[1] (1. UTokyo)

4:30 PM - 4:45 PM

[1C16] Development of failure mitigation technologies for improving resilience of nuclear structures

*Ryota Hamada[1], Sho Hasegawa[1], Masakazu Ichimiya[1], Naoto Kasahara[1] (1. UTokyo)

4:45 PM - 5:00 PM

[1C17] Development of failure mitigation technologies for improving resilience of nuclear structures

*Yuto Kuwabara[1], Kazuyuki Demachi[1], Shi Chen[1], Naoto Kasahara[1], Hiroyuki Nishino[2], Yuichi Onoda[2], Kennichi Kurisaka[2] (1. UTokyo, 2. JAEA)

5:00 PM - 5:15 PM

Room D

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

[1D01-02] Nuclear Fuel Cycle Strategy

Chair: Toru Obara (Tokyo Tech)

9:30 AM - 10:05 AM Room D

[1D01] Proposals from a perspective of nuclear fuel cycle scenario analysis related to future nuclear power utilization

*Akira Ohtaki[1], Takao Kato[1], Yoshiki Sato[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. NESI)

9:30 AM - 9:45 AM

[1D02] Neutronic characteristics of coated particle thorium-fueled LWR

*Yuki Nakagawa[1], Naoyuki Takaki[1] (1. Tokyo City University)

9:45 AM - 10:00 AM

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

[1D03-05] Advanced Reactor Development

Chair: Naoto Aizawa (Tohoku Univ.)

10:05 AM - 10:55 AM Room D

[1D03] Daily Load Following Performance of Molten Salt Reactor: FUJI

*Ritsuo Yoshioka[1], Yoichiro Shimazu[2], Koji Ogasawara[1], Masaaki Furukawa[3] (1. International Thorium Molten-Salt Forum, 2. University of Fukui, 3. Thorium Tech Solution Inc.)

10:05 AM - 10:20 AM

[1D04] Core design of MOX-fueled reduced-moderation water reactor for marine use

*Yusaku Nemoto[1], Naoyuki Takaki[1] (1. TOKYO CITY UNIVERSITY)

10:20 AM - 10:35 AM

[1D05] Design and study of a test and research reactor with heat pipe cooling system

*Natsumi Matsumoto[1], Willem F.G. Van Rooijen[1] (1. Univ. of Fukui)

10:35 AM - 10:50 AM

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

©Atomic Energy Society of Japan

[1D06-09] Fast Reactor Development

Chair: Rei Kimura (TOSHIBA ESS)
10:55 AM - 12:00 PM Room D

[1D06] Feasibility of rotational fuel shuffling lead cooled Breed-and-Burn fast reactor
*Toru Obara[1], Van Khanh Hoang[2], Odmaa Sambuu[3], Jun Nishiyama[1] (1. Tokyo Tech, 2. VAEI, 3. NUM)
10:55 AM - 11:10 AM

[1D07] Evaluation of burnup performance of transuranic elements by a small chloride molten salt fast reactor
*Yoshihisa Tahara[1], Satoshi Chiba[1], Hiroyasu Mochizuki[1] (1. Tokyo Tech)
11:10 AM - 11:25 AM

[1D08] Reactivity control with metallic hydride burnable poison for Plutonium-burner Accelerator-Driven System
*Takumi Abe[1], Naoto Aizawa[1], Takanori Sugawara[2], Tomohiko Iwasaki[1] (1. Tohoku Univ., 2. JAEA)
11:25 AM - 11:40 AM

[1D09] Study of applicability of JENDL-5 to the next-generation fast reactor core design
*Hiroshi Taninaka[1], Kenji yokoyama[1], Shigeo ohki[1] (1. JAEA)
11:40 AM - 11:55 AM

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

[1D10-13] Medical RI Production 1

Chair: Keita Nakano (JAEA)
2:45 PM - 3:50 PM Room D

[1D10] Medical RI production using domestic nuclear infrastructures for self-sustenance
*Naoyuki Takaki[1], Yumi Kawata[2], Anri Inaki[3], Kazuta Kobayashi[4], Shigetaka Maeda[5] (1. Tokyo City University, 2. NucMed, 3. Kanazawa University, 4. Mitsubishi Heavy Industry, 5. Japan Atomic Energy Agency)
2:45 PM - 3:00 PM

[1D11] Medical RI production using domestic nuclear infrastructures for self-sustenance
*Yumi Kawata[1], Takeo Morooka[1], Sunao Fujioka[1], Naoyuki Takaki[2] (1. Japan Medical Isotope K.K., 2. TOKYO CITY UNIVERSITY)
3:00 PM - 3:15 PM

[1D12] Medical RI production using domestic nuclear infrastructures for self-sustenance
*Shizuka Takahashi[1], Takashi Nakahara[1], Shinichi Tsuburaya[1], Kazuta Kobayashi[1], Takuya Nasu[1], Naoyuki TAKAKI[2] (1. MHI, 2. TCU)
3:15 PM - 3:30 PM

[1D13] Medical RI production using domestic nuclear infrastructures for self-sustenance
*Kaori Nishikata[1], Yoshitaka Fujita[1], Misaki Seki[1], Tomoaki Takeuchi[1], Hiroshi Ide[1], Kunihiko Tsuchiya[1], Naoyuki Takaki[2] (1. JAEA, 2. TCU)
3:30 PM - 3:45 PM

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

[1D14-16] Medical RI Production 2

Chair: Sin-Ya Hohara (Kindai Univ.)
3:50 PM - 4:40 PM Room D

[1D14] Medical RI production using domestic nuclear infrastructures for self-sustenance
*Aru Sano[1], Shigetaka Maeda[1], wataru itagaki[1], Shinji Sasaki[1], Yoto Yuto[2], Naoyuki Takaki[2] (1. JAEA, 2. TCA)
3:50 PM - 4:05 PM

[1D15] Medical RI production using domestic nuclear infrastructures for self-sustenance
Kazuki Ouchi[1], *Yoshihiro Kitatsuji[1], Shigetaka Maeda[1], Naoyuki Takaki[2] (1. JAEA, 2. TCU)
4:05 PM - 4:20 PM

[1D16] Medical RI production using domestic nuclear infrastructures for self-sustenance
*Yuto Sasaki[1], Naoyuki Takaki[1] (1. Tokyo City University)
4:20 PM - 4:35 PM

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

[1D17-19] Medical RI Production 3

Chair: Akito Oizumi (JAEA)
4:40 PM - 5:30 PM Room D

[1D17] Evaluation of Ac-225 production by reduced moderation water reactor using light water or heavy water as coolants
*Tatsuya Fukumoto[1], Naoyuki Takaki[1] (1. Tokyo City University)
4:40 PM - 4:55 PM

[1D18] $^{230}ThO_2$ target irradiation behavior and optimization of irradiation conditions during Ac-225 production by PWR

©Atomic Energy Society of Japan

*Tomofumi Yoneda[1], Yuto Sasaki[1], Naoyuki Takaki[1]
（1. Tokyo City University）
4:55 PM - 5:10 PM

[1D19] Transport of fission products during a failure-of-capsule sealing accident in NSRR
*Yuiko Motome[1], Toru Nakatsuka[1], Masaki Amaya[1], Taisuke Yonomoto[1]（1. Japan Atomic Energy Agency）
5:10 PM - 5:25 PM

Room E

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

[1E01-07] Severe Accident 1
Chair: Kenichi Tezuka (IAE)
10:00 AM - 12:00 PM Room E

[1E01] Estimation of the In-Depth Debris Status of Fukushima Unit-2 and Unit-3 with Multi-PhysicsModeling
*Akifumi Yamaji[1], Ikken Sato[2], Yuji Ohishi[3], Masahiro Furuya[1], Xin Li[1], Takanari Fukuda[1]（1. Waseda Univ., 2. JAEA, 3. Osaka Univ.）
10:00 AM - 10:15 AM

[1E02] Estimation of the In-Depth Debris Status of Fukushima Unit-2 and Unit-3 with Multi-Physics Modeling
*Ikken Sato[1], Akifumi Yamaji[2], Masahiro Furuya[2], Yuji Ohishi[3], Xin Li[2], Hiroshi Madokoro[1]（1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Waseda University, 3. Osaka University）
10:15 AM - 10:30 AM

[1E03] Estimation of the In-Depth Debris Status of FukushimaUnit-2 and Unit-3 with Multi-Physics Modeling
*Yuji Ohishi[1], Yifan Sun[1], Naoto Gouda[1], Hiroaki Muta[1], Akifumi Yamaji[2]（1. Osaka Univ., 2. Waseda Univ.）
10:30 AM - 10:45 AM

[1E04] Estimation of the In-Depth Debris Status of FukushimaUnit-2 and Unit-3 with Multi-Physics Modeling
*Xin Li[1], Takanari Fukuda[1], Akifumi Yamaji[1], Ikken Sato[2], Masahiro Furuya[1], Yuji Ohishi[3]（1. Waseda Univ., 2. JAEA, 3. Osaka Univ.）
10:45 AM - 11:00 AM

[1E05] Estimation of the In-Depth Debris Status of FukushimaUnit-2 and Unit-3 with Multi-Physics Modeling
*Takanari Fukuda[1], Akifumi Yamaji[1], Xin Li[1]（1. Waseda Univ.）
11:00 AM - 11:15 AM

[1E06] Development of Numerical Simulation Method to Evaluate Heat Transfer of Fuel Debris in Air Cooling
*Susumu Yamashita[1], Shinichiro Uesawa[1], Hiroyuki Yoshida[1]（1. JAEA）
11:15 AM - 11:30 AM

[1E07] 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）
11:30 AM - 11:45 AM

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

[1E08-12] Severe Accident 2
Chair: Riichiro Okawa (CRIEPI)
2:45 PM - 4:15 PM Room E

[1E08] Development of analysis method based on SAMPSON for ATF with Cr coated Zr alloy cladding
*Kenichi Tezuka[1], Chiaki Kino[1], Yoshiyuki Nemoto[2], Susumu Yamashita[2], Afiqa Mohamad[2]（1. IAE, 2. JAEA）
2:45 PM - 3:00 PM

[1E09] Study on FPs removal effect on the containment vessel penetrations during a severe accident
*Koichi Nakamura[1], Taizo Kanai[1], Atsushi Ui[1], Satoshi Nishimura[1], Yoshihisa Nishi[1], Wei Liu[2], Koji Morita[2]（1. CRIEPI, 2. Kyushu Univ.）
3:00 PM - 3:15 PM

[1E10] Study on FPs removal effect on the containment vessel penetrations during a severe accident
*Mizuki Koga[1], Shogo Uwada[1], Wei Liu[1], Koji Morita[1], Koichi Nakamura[2], Taizo Kanai[2]（1. Kyushu Univ., 2. CRIEPI）
3:15 PM - 3:30 PM

[1E11] Study on characteristics of high temperature molten debris breakup and agglomeration behaviors
*Wataru Kikuchi[1], Akitoshi Hotta[1], Alexander Konovalenko[2], Walter Villanueva[2], Sevostian Bechta[2]

©Atomic Energy Society of Japan

（1. Nuclear Regulation Authority, 2. KTH）
3:30 PM - 3:45 PM

[1E12] Development and comparison of MPH-LES particle method for simulating solidification behavior of molten metal falling into shallow water
*Ryo Yokoyama[1], Masahiro Kondo[2], Shunichi Suzuki[1], Koji Okamoto[1]（1. Univ. Tokyo, 2. AIST）
3:45 PM - 4:00 PM

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

[1E13-16] Scrubbing

Chair: Toshiya Takaki (INSS)
4:15 PM - 5:30 PM Room E

[1E13] Evaluation of gas-liquid interfacial area concentration in pool scrubbing
*Sasuke Kadoma[1], Kota Fujiwara[1], Kohei Yoshida[1], Akiko Kaneko[1]（1. Univ. of Tsukuba）
4:15 PM - 4:30 PM

[1E14] The effect of bubble diameter on aerosol mass transfer coefficient during pool scrubbing
*Kota Fujiwara[1], Kohei Yoshida[1], Sasuke Kadoma[1], Akiko Kaneko[1]（1. Univ. of Tsukuba）
4:30 PM - 4:45 PM

[1E15] Development of Numerical Simulation Method of Gas-liquid Two-phase Flow and Aerosol Particle Behavior in Venturi Scrubber
Shinichiro Uesawa[1], Naoki Horiguchi[1], Mitsuhiko Shibata[1], *Hiroyuki Yoshida[1]（1. JAEA）
4:45 PM - 5:00 PM

[1E16] A study on removal mechanisms of cesium aerosol from noble gas bubble in sodium pool
*Ryusuke Koie[1], Munemichi Kawaguchi[1], Shinya Miyahara[1], Masayoshi Uno[1], Hiroshi Seino[2]（1. Research Institute of Nuclear Engineering , University of Fukui, 2. Japan Atomic Energy Agency）
5:00 PM - 5:15 PM

Room F

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

[1F01-06] Advanced Design Technology of Reactor Equipment

Chair: fumihiko ishibashi (Toshiba ESS)
10:15 AM - 12:00 PM Room F

[1F01] Development of design support tools (automatic and optimized design of the expansion tank)
*Shinobu Yokoi[1], Takashi Okafuji[2], Yuichi Onoda[3], Masaaki Tanaka[3]（1. Mitsubishi FBR Systems,Inc, 2. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 3. Japan Atomic Energy Agency）
10:15 AM - 10:30 AM

[1F02] Development of Automatic Design System for Piping, Air Conditioning Duct and Cable Tray using AI
*Shiro Takahashi[1], Keita Okuyama[1], Junta Yamada[2], Tomoyasu Inoue[2], Eisuke Wakabayashi[2], Michiaki Kurosaki[2], Shonosuke Yukita[3]（1. Hitachi, 2. HGNE, 3. Hitachi Industry &Control Solutions）
10:30 AM - 10:45 AM

[1F03] Effect of Bond Characteristics between Steel Plate and Concrete on Mechanical Behavior of Partition Type Steel Plate Concrete Structures
*Kenta Hibino[1], Norihiko Hashimoto[2], Keita Fujiwara[1], Naotaka Takamatsu[1]（1. NRA, 2. CTC）
10:45 AM - 11:00 AM

[1F04] Effect on Buckling Capacity of PWR-CV under Different Input Seismic Waves
*Shinjiro Hidaka[1], Kisaburo Azuma[1], Gaku Shoji[2]（1. NRA, 2. Univ. of Tsukuba）
11:00 AM - 11:15 AM

[1F05] Seismic Evaluation of Control Rod for JRR-3
*Masanobu Kikuchi[1], Sho Kawamura[1], Masaaki Araki[1]（1. JAEA）
11:15 AM - 11:30 AM

[1F06] Development of Relative Displacement Absorber of the Transmission Line for ITER Neutral Beam Injector
*Naoya Sogo[1], Akihisa Miyazoe[1], Miu Yunoki[1], Takayuki Suzuki[1], Mieko Kashiwagi[2], Hiroyuki Tobari[2], Atsushi Kojima[2], Masahiro Ichikawa[2], Eiji Ooshita[2], Naoki Shibata[2]（1. Hitachi, 2. QST）
11:30 AM - 11:45 AM

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies | 401-2 Operational Management, Inspection and Maintenance of Reactor

[1F07-11] Advanced Technology for Inspection and Maintenance of Nuclear Reactors

Chair: Tetsuya Uchimoto (Tohoku Univ.)
2:45 PM - 4:10 PM Room F

[1F07] Weakly Supervised Time Series Analysis for Fault Diagnosis in Nuclear Power Plants

©Atomic Energy Society of Japan

*Feiyan Dong[1], Shi Chen[1], Kazuyuki Demachi[1] (1. UTokyo)

2:45 PM - 3:00 PM

[1F08] Study on the diagnosis method of clogged pipes using AE sensor

*Ryota Ogawa[1], Hiroaki Fujiyoshi[1], Yoshihiro Isobe[1] (1. NFI)

3:00 PM - 3:15 PM

[1F09] Development of Technology for Evaluating the Condition of Concrete Cracks Using AI Technology and Digital hammering Inspection

*Takashi Matsunaga[1], Ryota Ogawa[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Yoshihiro Isobe[1], Shinobu Yoshimura[2], Tomonori Yamada[2] (1. NFI, 2. UTokyo)

3:15 PM - 3:30 PM

[1F10] Study on Check Valve Diagnosis using AI (2)

*Yoshihiro Isobe[1], Ryota Ogawa[1], Takashi Matsunaga[1], Motomu Ishii[1], Hiroaki Fujiyoshi[1], Mitsuyuki Sagisaka[1] (1. NFI)

3:30 PM - 3:45 PM

[1F11] Development of nondestructive inspection for embedded hardware 4

*Mitsuyuki Sagisaka[1], Hiroaki Fujiyoshi[1], Ryota Ogawa[1], Yoshihiro Isobe[1], Ryou Nakajima[2], Shouji Sekiguchi[2], Susumu Miura[2], Masahide Takeda[2] (1. Nuclear Fuel Industries,ltd., 2. Japan Nuclear Fuel Limited.)

3:45 PM - 4:00 PM

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies | 401-2 Operational Management, Inspection and Maintenance of Reactor

[1F12-15] Advanced Management Technology of Reactor Operation Management

Chair: Takayuki Miyagawa (JAPC)
4:10 PM - 5:20 PM Room F

[1F12] Development of evaluation method of LOCA break diameter using Gaussian process regression

*Akira Nakamura[1], Takayoshi Kusunoki[1] (1. INSS)

4:10 PM - 4:25 PM

[1F13] Sodium discharge test of dummy fuel assembly

*Munemichi Kawaguchi[1], Yasushi Hirakawa[1], Yusuke Sugita[1], Yutaka Yamaguchi[1] (1. JAEA)

4:25 PM - 4:40 PM

[1F14] Review of Method for Estimating Most Probable Power Distribution in BWRs by Least Squares Method Using In-core Measurements

*Hideo Ezure[1] (1. Nippon Advanced Information Service)

4:40 PM - 4:55 PM

[1F15] Development of nuclear plant operation technology for next-generation power networks

*Yukinori Katagiri[1], Yohei Murakami[1], Kihimiro Yokoi[1] (1. Hitachi,Ltd. Research &Development Group)

4:55 PM - 5:10 PM

Room G

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

[1G01-04] Fast Reactor Safety

Chair: Kenta Murakami (UTokyo)
9:30 AM - 10:45 AM Room G

[1G01] Investigation of irradiation model in fast reactor safety analysis code SAS4A through CABRI experimental analyses

*Shinya Ishida[1], Yasushi Okano[1] (1. JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM

[1G02] Thermodynamic stability of volatile radionuclides in cladding failure accident of sodium– cooled fast reactor

*Ikuo Yamamoto[1], Munemichi Kawaguchi[1], Shinya Miyahara[1], Masayoshi Uno[1] (1. University of Fukui)

9:45 AM - 10:00 AM

[1G03] Studies on relocation behavior of molten core materials in the core disruptive accident of sodium-cooled fast reactors

*Hatsuki Matsushita[1], Ren Kobayashi[1], Takaaki Sakai[1], Shinya Kato[2], Ken-ichi Matsuba[2], Kenji Kamiyama[2] (1. Tokai Univ., 2. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM

[1G04] Super-Prompt Critical Transient Induced by Sloshing Motion of Molten Fuel Pool

*Satoshi Fujita[1], Tomoko Ishizu[1], Koji Morita[2] (1. NRA, 2. Kyushu Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM

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

[1G05-08] Plant Safety

Chair: Kenichi Matsuba (JAEA)
10:45 AM - 12:00 PM Room G

[1G05] Safety requirements for new NPPs in Japan and

©Atomic Energy Society of Japan

its feasibility (No.1: Background and Research Plan)

*Hiroshi Yamagata[1] （1. Nagaoka University of Technology）

10:45 AM - 11:00 AM

[1G06] Evaluation of Containment Structure Integrity to Fuel-Coolant Interaction

*Yoshiki Ihara[1], Nobuyuki Aono[1], Kenta Nishimon[1], Isamu Jinno[1], Ryo Fukuda[2], Hiroshi Goda[2], Hisashi Takahashi[3] （1. YONDEN, 2. MHI, 3. MHI NSE）

11:00 AM - 11:15 AM

[1G07] Development of a Filter Venting System to Prevent Exposure to Radioactive Noble Gases

*Takahisa Matsuzaki[1], Naoyuki Ishida[2], Naohisa Watahiki[2], Kazuo Tominaga[1], Kazuaki Kito[1] （1. HGNE, 2. Hitachi）

11:15 AM - 11:30 AM

[1G08] The accident evaluation of JRR-3

*Shintaro Iguchi[1], Hironori Horiguchi[1], Masaaki Araki[1] （1. JAEA）

11:30 AM - 11:45 AM

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

[1G09-13] Severe Accident Analysis

Chair: Yoshiro Nishioka (Toshiba ESS)

2:45 PM - 4:15 PM Room G

[1G09] Evaluation of accident management measures in Early-in-vessel phase in PWR by MAAP5.06

*Takumi Kitao[1] （1. NEL）

2:45 PM - 3:00 PM

[1G10] Numerical analysis of IVR code benchmark by MAAP5

*Kazuyuki Katsuragi[1], Naoya Hayashi[1], Kenichiro Ueda[1], Noboru Matsui[1] （1. MHI）

3:00 PM - 3:15 PM

[1G11] Development of a CFD Compressible Fluid Dynamics Simulation Code: BAROC for Safety Analysis of Containment Vessel and Reactor Building Under Severe Accident Conditions

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

3:15 PM - 3:30 PM

[1G12] Development of a CFD Compressible Fluid Dynamics Simulation Code: BAROC for Safety Analysis of Containment Vessel and Reactor Building Under Severe Accident Conditions

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

3:30 PM - 3:45 PM

[1G13] Development of a CFD Compressible Fluid Dynamics Simulation Code: BAROC for Safety Analysis of Containment Vessel and Reactor Building Under Severe Accident Conditions

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

3:45 PM - 4:00 PM

Room H

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

[1H01-02] Instrumentation Systems

Chair: Makoto Takahashi (Tohoku Univ.)

10:40 AM - 11:20 AM Room H

[1H01] Development of voltage regulator with radiation hardness over 3 MGy

*Shinji Nomoto[1], Masahiro Masunaga[1], Ryo Kuwana[1], Katsunori Ueno[2], Katsuhiko Hirano[2] （1. Hitachi, 2. HGNE）

10:40 AM - 10:55 AM

[1H02] Basic Study on Ultrasonic Investigation System for Decommission of Nuclear Reactor

*Takeshi Moriya[1], Hideharu Takahashi[1], Hiroshige Kikura[1] （1. Tokyo Institute of Technology）

10:55 AM - 11:10 AM

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

[1H03-04] Cyber Security and Safety

Chair: Akio Gofuku (Okayama Univ.)

11:20 AM - 12:00 PM Room H

[1H03] Development of Cyber Attach Early Recognition System

*Makoto Takahashi[1], Kohei Matsumoto[1] （1. Tohoku Univ.）

11:20 AM - 11:35 AM

[1H04] Study on effect of control by rules on resilient

©Atomic Energy Society of Japan

performance

Keiga Terao[1], *Daisuke Karikawa[1], Makoto Takahashi[1]
（1. Tohoku Univ.）

11:35 AM - 11:50 AM

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

[1H05-09] Waste

Chair: Taiji Chida (Tohoku Univ.)
2:45 PM - 4:15 PM Room H

[1H05] 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 Sagara[2], Kenji Takeshita[2]（1. RWMC, 2. Tokyo Tech, 3. JAEA, 4. Hokkaido Univ.）

2:45 PM - 3:00 PM

[1H06] Study on advanced nuclear energy system based on the environmental impact of radioactive waste disposal

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

3:00 PM - 3:15 PM

[1H07] 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）

3:15 PM - 3:30 PM

[1H08] Study on advanced nuclear energy system based on the environmental impact of radioactive waste disposal

*Naoya Shigekiyo[1], Masahiko Nakase[1], Hidekazu Asano[1,2], Tomofumi Sakuragi[2], Ryo Hamada[2], Kenji Takeshita[1]（1. Tokyo Tech, 2. RWMC）

3:30 PM - 3:45 PM

[1H09] Study on advanced nuclear energy system based on the environmental impact of radioactive waste disposal

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

3:45 PM - 4:00 PM

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

[1H10-13] Radionuclide Inventory

Chair: Taishi Kobayashi (Kyoto Univ.)
4:15 PM - 5:30 PM Room H

[1H10] Impact on geological disposal due to prolonged cooling period of spent fuel before reprocessing and study of mitigation measures

*Toyonobu Nabemoto[1], Takao Ikeda[2], Yasuhiro Suyama[3], Kazuyoshi Takenobu[4], Masakazu Chijimatsu[5], Susumu Sakashita[6], Satoshi Hirooka[7], Arata Kurihara[8], Masayoshi Kuji[9], Hideki Takayama[10]（1. IHI, 2. JGC JAPAN CORPORATION, 3. KAJIMA, 4. ATK-ENG, 5. HAZAMA ANDO, 6. OYO, 7. JX NIPPON EXPLORATION AND DEVELOPMENT, 8. DIA CONSULTANTS, 9. MAEDA, 10. ENAA）

4:15 PM - 4:30 PM

[1H11] Impact on geological disposal due to prolonged cooling period of spent fuel before reprocessing and study of mitigation measures

*Takao Ikeda[1], Yasuhiro Suyama[2], Toyonobu Nabemoto[3], Kazuyoshi Takenobu[4], Masakazu Chijimatsu[5], Susumu Sakashita[6], Satoshi Hirooka[7], Arata Kurihara[8], Masayoshi Kuji[9], Hideki Takayama[10]（1. JGC JAPAN CORPORATION, 2. KAJIMA, 3. IHI, 4. ATK, 5. HAZAMA ANDO, 6. OYO, 7. JX NIPPON EXPLORATION AND DEVELOPMEN, 8. DIA CONSULTANTS, 9. MAEDA, 10. ENGINEERING ADVANCEMENT ASSOCIATION OF JAPAN）

4:30 PM - 4:45 PM

[1H12] Waste characteristics based on the various burnup conditions and the projected cooling time of spent fuels

*Tomofumi Sakuragi[1], Ryo Hamada[1], Hidekazu Asano[1], Kota Kawai[2], Kyohei Yoshinaga[2], Naoki Kondo[2], Toshiro Oniki[3], Midori Uchiyama[3]（1. RWMC, 2. MRI, 3. IHI）

4:45 PM - 5:00 PM

[1H13] Inventory evaluation in waste using soil near Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Kenso Fujiwara[1], Kazuki Iijima[1]（1. JAEA）

5:00 PM - 5:15 PM

Room I

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

[1I01-08] Severe Accident/Effective Utilization of FP

©Atomic Energy Society of Japan

Chair: Tetsuo Matsumura (Tokai Univ.)
9:45 AM - 12:00 PM Room I

[1I01] Cesium molybdate traps by silicon oxide coated stainless steel 304
*Thi Mai Dung Do[1], Yuki Uchida[2], Tadachika Nakayama[1], Hisayuki Suematsu[1] (1. Nagaoka University of Technology, 2. National Institute of Technology, Nagaoka College)
9:45 AM - 10:00 AM

[1I02] Formation of Cs-compounds by chemical interaction of CsOH and concrete at various temperatures
*Vu Nhut Luu[1], Kunihisa Nakajima[1] (1. JAEA)
10:00 AM - 10:15 AM

[1I03] Evaluation of physical properties of simulated fuel alloy materials for passive reactor shutdown devices
*Haoxin Wang[1], Isamu Sato[1], Koji Morita[2] (1. TOKYO CITY UNIVERSITY, 2. KYUSHU UNIVERSITY)
10:15 AM - 10:30 AM

[1I04] Analysis of samples collected in PCV interior of Fukushima Daiichi NPP
*Masato Mizokami[1], Mutsumi Hirai[1], Akihiro Suzuki[2], Shinji Sasaki[3,4], Takashi Ohnishi[3,4], Hiroshi Ohgi[3,4], Akira Nakayoshi[3,4], Takumi Sato[3,4], Takuya Yamashita[3,4], Hiroshi Madokoro[3,4] (1. TEPCO HD, 2. NFD, 3. JAEA, 4. IRID)
10:30 AM - 10:45 AM

[1I05] Analysis of samples collected in PCV interior of Fukushima Daiichi NPP
*Mutsumi Hirai[1], Masato Mizokami[1], Akihiro Suzuki[3], Shinji Sasaki[2,4], Takashi Ohnishi[2,4], Hiroshi Ohgi[2,4], Takumi Sato[2,4], Hirotomo Ikeucchi[2,4], Kenichi Ito[1], Shinya Mizokami[1] (1. TEPCO HD, 2. JAEA, 3. NFD, 4. IRID)
10:45 AM - 11:00 AM

[1I06] Study on effective utilization of fission products
*Naoki Tarumi[1], Asahi Nitta[1], Motomi Mashiko[1], Isamu Sato[1] (1. TCU)
11:00 AM - 11:15 AM

[1I07] Study on effective utilization of fission products
*Asahi Nitta[1], Naoki Tarumi[1], Isamu Sato[1], Haruaki Matsuura[1], Masahiko Okumura[2] (1. Tokyo City University, 2. JAEA)
11:15 AM - 11:30 AM

[1I08] Study on effective utilization of fission products
*Motomi Mashiko[1], Asahi Nitta[1], Naoki Tarumi[1], Isamu Sato[1] (1. Tokyo City University)
11:30 AM - 11:45 AM

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

[1I09-13] Fuel Production/Storage Technology

Chair: Fumihiro Nakamori (CRIEPI)
2:45 PM - 4:05 PM Room I

[1I09] Technological development of the particle size adjustment of recycle powder
*Kazuya Yamamoto[1], Tomoomi Segawa[1], Takayoshi Makino[1], Koichi Kawaguchi[1], Hidetoshi iso[1], Katsunori Ishii[1] (1. JAEA)
2:45 PM - 3:00 PM

[1I10] Technological development of the particle size adjustment of recycle powder
*Koichi Kawaguchi[1], Kazuya Yamamoto[1], Takayoshi Makino[1], Hidetoshi Iso[1], Tomoomi Segawa, Katsunori Ishii (1. JAEA)
3:00 PM - 3:15 PM

[1I11] Sintering behavior of recycled MOX powder
*Shinya Nakamichi[1], Takeo Sunaoshi[2], Hiroki Uno[2], Tadahisa Yamada[2], Kazuyuki Okumura[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Inspection Development)
3:15 PM - 3:30 PM

[1I12] Development of MOX weighting and blending equipment on Plutonium Fuel Production Facility
*Kohei Kawasaki[1], Kenta Shinada[1], Naritoshi Okamoto[1], Takanori Ono[1], Kimikazu Shibanuma[1], Kenta Goto[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)
3:30 PM - 3:45 PM

[1I13] Stabilization of post-experiment nuclear materials containing resins by oxidation heat treatment
*Takumi Sato[1], Kazuki Morishita[1], Haruyoshi Otobe[1], Tadatsune Fujishima[1], Tomoyuki Nakano[1] (1. JAEA)
3:45 PM - 4:00 PM

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

[1I14-16] Irradiation Behaviour of LWR Fuel / Accident Tolerant Fuel

Chair: Mutsumi Hirai (TEPCO HD)
4:05 PM - 4:55 PM Room I

©Atomic Energy Society of Japan

[1I14] Evaluation of irradiation effects on microstructure and element distribution in Nb-doped Zr alloys

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

4:05 PM - 4:20 PM

[1I15] Evaluation of irradiation effects on microstructure and element distribution in Nb-doped Zr alloys

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

4:20 PM - 4:35 PM

[1I16] BWR fuel assembly "KAMADO-BWR" using SiC block with high accident resistance

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

4:35 PM - 4:50 PM

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

[1I17-18] Nitride Fuel/HTGR Fuel

Chair: Mutsumi Hirai (TEPCO HD)
4:55 PM - 5:30 PM Room I

[1I17] Application of Laser Spot Heating Method to Measurement of Nitrides Melting Temperature

*Tohma Iwasa[1], Masahide Takano[1] (1. JAEA)

4:55 PM - 5:10 PM

[1I18] Study on SiC compact oxidation under HTGR air ingress accident

*Yosuke Nishimura[1] (1. University of Tokyo)

5:10 PM - 5:25 PM

Room J

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

[1J01-04] Behavior of Radioactive Nuclides

Chair: Yoichi Wada (Hitachi)
9:30 AM - 10:45 AM Room J

[1J01] Reaction of cesium hydroxide with iron oxides on stainless steels under simulated accident environment below 600℃

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

9:30 AM - 9:45 AM

[1J02] Evaluation of FP Behavior Models for SAs

*Hidetoshi Karasawa[1], Shuuhei Miwa[1], Chiaki Kino[2] (1. JAEA, 2. IAE)

9:45 AM - 10:00 AM

[1J03] Evaluation of Short and Long-Term Behavior of Radioactive Nuclides Distributed in Fukushima Daiichi NPP

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

10:00 AM - 10:15 AM

[1J04] Study on water-leaching behavior for Cs chemisorbed on stainless steel

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

10:15 AM - 10:30 AM

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

[1J05-08] Corrosion, Electrochemistry, Radiolysis 1

Chair: Yutaka Watanabe (Tohoku Univ.)
10:45 AM - 12:00 PM Room J

[1J05] 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] (1. JAEA)

10:45 AM - 11:00 AM

[1J06] Electrochemical Corrosion Potential Calculation Model for Nickel Base Alloy 182 in High Temperature – High Purity Water

*Yoichi Wada[1], Kazushige Ishida[1], Masahiko Tachibana[1], Ryosuke Shimizu[2] (1. Hitachi, Ltd., 2. Hitachi-GE Nuclear Eenrgy, Ltd.)

11:00 AM - 11:15 AM

[1J07] Effects of Oxidation Treatment on Suppression of Flow Accelerated Corrosion of Carbon Steel Containing Impurity Level of Chromium

*Kazushige Ishida[1], Yoichi Wada[1], Ryosuke Shimizu[2] (1. Hitachi, 2. HGNE)

11:15 AM - 11:30 AM

[1J08] Effect of liquid film thickness on the electrochemical behavior of steels under flowing liquid film

*Kyohei Otani[1], Fumiyoshi Ueno[1] (1. JAEA)

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

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

[1J09-12] Corrosion, Electrochemistry, Radiolysis 2

Chair: Kuniki Hata (JAEA)
2:45 PM - 3:50 PM Room J

[1J09] Evaluation of the Effect of Harmless Anion Addition on the Rate of Chloride Ion Emission from the Crevice

*Kazuma Kitamoto[1], Kazuki Yakata[1], Yutaka Watanabe[1], Hideo Okada[2] (1. Tohoku Univ., 2. Chubu Electric Power)

2:45 PM - 3:00 PM

[1J10] Measures against deterioration of ion exchange resin in decommissioning chemical decontamination

*Hideyuki Hosokawa[1], Kazushige Ishida[1], Tsuyoshi Ito[2], Ohira Takashi[2], Shintaro Yanagisawa[2] (1. Hitachi, Ltd. Research &Development Group, 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd)

3:00 PM - 3:15 PM

[1J11] Pulse radiolysis study on formation process of nanoparticles in organics-free platinum aqueous solution (4)

*Yusa Muroya[1], Kazushige Ishida[2], Yoichi Wada[2], Ryosuke Shimizu[3], Takahiro Kozawa[1] (1. SANKEN, Osaka Univ., 2. Res. Develop. Gr, Hitachi, Ltd., 3. Hitachi GE, Ltd.)

3:15 PM - 3:30 PM

[1J12] The Radiolysis of Formic Acid and Oxalic Acid under Intermediate Disposal Environment

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

3:30 PM - 3:45 PM

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

[1J13-18] Corrosion, Electrochemistry, Radiolysis 3

Chair: Shunsuke Uchida (JAEA)
3:50 PM - 5:30 PM Room J

[1J13] Challenge toward extensive corrosion prevention in PCV system under the Influence of α/β/γ radiation

*Yutaka Watanabe[1], Chiaki Kato[2], Mitsumasa Taguchi[3], Hideki Katayama[4] (1. Tohoku Univ., 2. JAEA, 3. QST, 4. NIMS)

3:50 PM - 4:05 PM

[1J14] Challenge toward extensive corrosion prevention in PCV system under the Influence of α/β/γ radiation

*Nobuaki Sato[1], Kuniki Hata[2], Tomonori Sato[2], Chiaki Kato[2] (1. Tohoku Univ., 2. JAEA)

4:05 PM - 4:20 PM

[1J15] Challenge toward extensive corrosion prevention in PCV system under the Influence of α/β/γ radiation

*Tomonori Sato[1], Chiaki Kato[1], Nobuaki Sato[2], Kuniki Hata[1], Yutaka Watanabe[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Tohoku University)

4:20 PM - 4:35 PM

[1J16] Challenge toward extensive corrosion prevention in PCV system under the Influence of α/β/γ radiation

*Kuniki Hata[1], Atsushi Kimura[2], Mitsumasa Taguchi[2], Tomonori Sato[1], Chiaki Kato[1], Yutaka Watanabe[3] (1. JAEA, 2. QST, 3. Tohoku Univ.)

4:35 PM - 4:50 PM

[1J17] Challenge toward extensive corrosion prevention in PCV system under the Influence of α/β/γ radiation

*Hiroshi Abe[1], Nobunari Takizawa[1], Yutaka Watanabe[1] (1. Tohoku Univ.)

4:50 PM - 5:05 PM

[1J18] Challenge toward extensive corrosion prevention in PCV system under the Influence of α/β/γ radiation

*Yusuke Tsutsumi[1], Yusuke Muto[2], Hikari Watanabe[2], Isao Shitanda[2], Masayuki Itagaki[2], Hideki Katayama[1] (1. NIMS, 2. TUS)

5:05 PM - 5:20 PM

Room K

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

[1K01-05] Debris 2

Chair: Masahide Takano (JAEA)
9:30 AM - 10:55 AM Room K

[1K01] Research on the stability of fuel debris consisting of oxides and alloys

*Daisuke Akiyama[1], Akira Kirishima[1], Nobuaki Sato[1], Takayuki Sasaki[3], Masayuki Watanabe[2], Yuta

©Atomic Energy Society of Japan

Kumagai[2], Ryoji Kusaka[2] (1. Tohoku Univ., 2. JAEA, 3. Kyoto Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM

[1K02] Research on the stability of fuel debris consisting of oxides and alloys

*Masayuki Watanabe[1], Yuta Kumagai[1], Ryoji Kusaka[1], Masami Nakada[1], Daisuke Akiyama[2], Akira Kirishima[2], Nobuaki Sato[2], Takayuki Sasaki[3] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Tohoku University, 3. Kyoto University)

9:45 AM - 10:00 AM

[1K03] Research on the stability of fuel debris consisting of oxides and alloys

*Takayuki Sasaki[1], Ryutaro Tonna[1], Taishi Kobayashi[1], Daisuke Akiyama[2], Akira Kirishima[2], Nobuaki Sato[2], Masayuki Watanabe[3], Yuta Kumagai[3], Ryoji Kusaka[3] (1. Kyoto Univ., 2. Tohoku Univ., 3. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM

[1K04] Research on the stability of fuel debris consisting of oxides and alloys

*Akira Kirishima[1], Daisuke Akiyama[1], Nobuaki Sato[1], Takayuki Sasaki[2], Masayuki Watanabe[3], Yuta Kumagai[3], Ryouji Kusaka[3] (1. Tohoku Univ., 2. Kyoto Univ., 3. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM

[1K05] Development of sequential extraction procedure for the evaluation of chemical stability of uranium-zirconium oxide

*Hiroki Nakazumi[1], Daisuke Akiyama[1], Akira Kirishima[1] (1. Tohoku Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM

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

[1K06-09] Waste Management 1

Chair: Masayuki Watanabe (JAEA)

10:55 AM - 12:05 PM Room K

[1K06] Kinetics on oxidation / evaporation behavior of insoluble residues (platinum group alloys) in high-level radioactive waste

*Seishiro Tanaka[1], Sakasita Kouki[1], Nitta Asahi[1], Sato Isamu[1], Matsuura Haruaki[1], Tada Haruka[2] (1. TOKYO CITY UNIVERSITY, 2. IHI Corporation)

10:55 AM - 11:10 AM

[1K07] Fluorination Method for Classification of the Waste Generated by Fuel Debris Removal

*Daisuke Watanabe[1], Keita Endo[1] (1. Hitachi-GE)

11:10 AM - 11:25 AM

[1K08] Fluorination Method for Classification of the Waste Generated by Fuel Debris Removal

*Masahide Takano[1], Ayako Sudo[1], Daisuke Watanabe[2] (1. JAEA, 2. Hitachi-GE)

11:25 AM - 11:40 AM

[1K09] Development of glass matrices with high loading capacity and feeding forms for melting of high-level nuclear wastes from high-burnup and/or MOX spent fuels

*Tetsuji Yano[1], Mizuto Saito[1], Hiroyuki Kadono[1], Tetsuo Kishi[1], Takeshi Tsukada[2], Kohei Oowaku[2], Ryou Souma[2] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Japan Nuclear Fuel Limited)

11:40 AM - 11:55 AM

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

[1K10-13] Waste Management 2

Chair: Hisashi Mikami (Fuji Electric)

2:45 PM - 4:00 PM Room K

[1K10] Development test for the Mineralization Device of Analytical Waste Liquid

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

2:45 PM - 3:00 PM

[1K11] Study of ideal solution flowing speed in liquid waste treatment

*Naoki Sekine[1], Takashi Eda[1], Takahiro Konno[1], Masashi Kayano[1], Kazuhiro Taguchi[2], Yoshiharu Usui[2], Takahiro Kawasaki[2], Hideyuki Terunuma[2] (1. JAEA, 2. Inspection Development)

3:00 PM - 3:15 PM

[1K12] Characterization of carbonate slurry prepared by coagulation and sedimentation process with sludge circulating

*Tomoaki Kato[1], Isao Yamagishi[1] (1. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

[1K13] Characterization of carbonate slurry prepared by coagulation and sedimentation process with sludge circulating

*Isao Yamagishi[1], Tomoaki Kato[1] (1. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

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

[1K14-18] Stabilization and Immobilization

Chair: Daisuke Akiyama (Tohoku Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

4:00 PM - 5:30 PM Room K

[1K14] The influence of electron irradiation on the mechanical properties of potassium and metakaolin based geopolymers

*Yaru Yang[1], Thi Chau Duyen Le[2], Isamu Kudou[3,4], Thi Mai Dung Do[1], Koichi Niihara[1], Tadachika Nakayama[1], Gordon Thorogood[1,5], Hisayuki Suematsu[1] (1. Extreme Energy-Density Research Institute, Nagaoka University of Technology , 2. Dandang University of Science and Technology, Vietnam, 3. Department of Nuclear System Safety Engineering, Nagaoka University of Technology, 4. ADVAN ENG. Co., ltd, 5. ANSTO, Australia)

4:00 PM - 4:15 PM

[1K15] Estimation of maximum filling ratio of lead-containing products in cementation

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

4:15 PM - 4:30 PM

[1K16] Development of low temperature solidification process of radioactive waste liquid by freeze drying method

*Akihiko Kajinami[1], Sou Watanabe[2] (1. Faculty of Engineering, Kobe University, 2. Japan Atomic Energy Agency)

4:30 PM - 4:45 PM

[1K17] A geopolymer for solidification of radioactive waste

*Hisashi Mikami[1], Nobuyuki Sekine[1], Kimihiro Onozaki[1], Milena Prazska[2], Marcela Brazsekova[2] (1. Fuji Electric, 2. Jacobs Slovakia)

4:45 PM - 5:00 PM

[1K18] Development of geopolymer cured at ambient temperature for the containment of radioactive wastes

*Norikazu Kinoshita[1], Hitoshi Nakashima[1], Yuya Yoda[1], Motoyuki Asada[1], Yuki Sasaki[1], Kazuyuki Torii[1], Makoto Inagaki[2], Shun Sekimoto[2], Keisuke Sueki[3], Aya Sakaguchi[3] (1. Shimizu, 2. Kyoto Univ., 3. Tsukuba Univ.)

5:00 PM - 5:15 PM

Room L

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

[1L01-08] Liquid Metal Engineering in Fusion Reactor

Chair: Keisuke Mukai (Kyoto Univ.)
9:45 AM - 12:00 PM Room L

[1L01] Impurity evaluation by sampling in a large LiPb loop

*Yukinori Hamaji[1] (1. NIFS)

9:45 AM - 10:00 AM

[1L02] Composition and performance evaluation of functional liquid metals for breeding blanket in FFHR-b3

*Makoto Kobayashi[1,2], Junichi Miyazawa[1,2], Takuya Goto[1,2], Yukinori Hamaji[1,2] (1. National Institute for Fusion Science, 2. SOKENDAI)

10:00 AM - 10:15 AM

[1L03] Experimental study on improvement of material compatibility by using corrosion inhibitor for liquid metal heat transfer mediums of A-FNS irradiation capsule

*Tatsuhiro Hosaka[1], Masatoshi Kondo[1], Masami Ando[2], Satoshi Sato[2] (1. Tokyo Tech, 2. QST)

10:15 AM - 10:30 AM

[1L04] Study on applicability of FeCrAl alloys for liquid metal components on fusion reactors

*Susumu Hatakeyama[1], Yukihiro Miyakawa[1], Yoshimitsu Hishinuma[2], Masatoshi Kondo[1], Teruya Tanaka[2], Naoko Oono-Hori[3] (1. Tokyo Tech, 2. NIFS, 3. YNU)

10:30 AM - 10:45 AM

[1L05] Study on applicability of FeCrAl alloys for liquid metal components in fusion reactors

*Ryunosuke Nishio[1], Masatoshi Kondo[1], Teruya Tanaka[2], Naoko Oono[3] (1. Tokyo Tech, 2. NIFS, 3. Yokohama Natl. Univ.)

10:45 AM - 11:00 AM

[1L06] Study on applicability of FeCrAl alloys for liquid metal components on fusion reactors

*Miyakawa Yukihiro[1], Masatoshi Kondo[1], Teruya Tanaka[2], Naoko Oono[3] (1. Tokyo Tech, 2. NIFS, 3. Yokohama Natl. Univ)

11:00 AM - 11:15 AM

[1L07] Study on applicability of Additive Manufactured steels for liquid metal components on fusion reactors

*Masato Kibayashi[1], Yoshiki Kitamura[1], Masatoshi Kondo[1], Masahiro Onoi[2], Shotaro Morokoshi[2], Tomohiro

©Atomic Energy Society of Japan

Yonemoto[2] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. MTC)

11:15 AM - 11:30 AM

[1L08] Study on applicability of Additive Manufactured steels for liquid metal components on fusion reactors

*Yoshiki Kitamura[1], Masato Kibayashi[1], Masatoshi Kondo[1], Masahiro Onoi[2], Shotaro Morokoshi[2], Tomohiro Yonemoto[2], Yoshie Tamai[1] (1. Tokyo Tech, 2. MTC)

11:30 AM - 11:45 AM

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

[1L09-13] Tritium Breeder and Coating Technique

Chair: Makoto Kobayashi (NIFS)

2:45 PM - 4:15 PM Room L

[1L09] CO_2 absorption characteristics of disk-shaped and powder Li_2ZrO_3 samples under various exposure conditions.

*Kosuke Tominami[1], Akihiro Hirano[1], Hiroki Tsuboi[1], Akira Taniike[1], Yuichi Furuyama[1] (1. Kobe Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

[1L10] CO_2 absorption characteristics of a blanket material Li_2TiO_3 under various exposure conditions

*Hiroki Tsuboi[1], Akihiro Hirano[1], Kosuke Tominami[1], Akira Taniike[1], Yuichi Furuyama[1] (1. Kobe Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM

[1L11] Study on fretting corrosion in solid breeder blanket

*Haruya Masaki[1], Masatoshi Kondo[1], Jae-Hwan Kim[2], Masaru Nakamichi[2] (1. Tokyo Tech, 2. QST)

3:15 PM - 3:30 PM

[1L12] Fabrication and characterization of zirconium oxide coating on tubular steel substrate by metal organic decomposition

*Khiem Duy Do[1], Ryosuke Norizuki[1], Hikaru Fujiwara[1], Kento Shirota[1], Teruya Tanaka[2], Takumi Chikada[1] (1. Shizuoka Univ., 2. NIFS)

3:30 PM - 3:45 PM

[1L13] Effects of heavy-ion irradiation on electrical properties and hydrogen isotope permeation behavior of functional ceramic coatings

*Hikaru Fujiwara[1], Ryosuke Norizuki[1], Sota Miura[1], Sho Kano[2], Teruya Tanaka[3], Wataru Inami[1], Yoshimasa Kawata[1], Takumi Chikada[1] (1. Shizuoka Univ., 2. UTokyo, 3. NIFS)

3:45 PM - 4:00 PM

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

[1L14-17] Neutron Multiplier

Chair: Satoshi Ito (Tohoku Univ.)

4:15 PM - 5:30 PM Room L

[1L14] Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity

*Taehyun Hwang[1], Jae-Hwan Kim[1], Suguru Nakano[1], Yoshiaki Akatsu[1], Masaru Nakamichi[1] (1. QST)

4:15 PM - 4:30 PM

[1L15] Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity

*Yoshiaki Akatsu[1], Jae-Hwan Kim[1], Tae-Hyun Hwang[1], Suguru Nakano[1], Masaru Nakamichi[1] (1. QST)

4:30 PM - 4:45 PM

[1L16] R&D on an innovative metal refining technology for stably securing of beryllium resources

*Suguru Nakano[1], Jae-Hwan Kim[1], Yoshiaki Akatsu[1], Tae-Hyun Hwang[1], Ryuta Kasada[2], Masaru Nakamichi[1] (1. QST, 2. Tohoku Univ.)

4:45 PM - 5:00 PM

[1L17] Recycling process in joint area between beryllium and other materials

*Jae-Hwan Kim[1], Tae-hyun Hwang[1], Yoshiaki Akatsu[1], Suguru Nakano[1], Masaru Nakamichi[1] (1. National Institutes for Quantum Science and Technology)

5:00 PM - 5:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

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

[1A01-06] JENDL-5 Evaluation

Chair: Tatsuya Katabuchi (Tokyo Tech)

Wed. Mar 16, 2022 10:15 AM - 12:00 PM Room A

[1A01] Nuclear data evaluation for JENDL-5

*Osamu Iwamoto[1] (1. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM

[1A02] Nuclear data evaluation for JENDL-5

*Nobuyuki Iwamoto[1] (1. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM

[1A03] Nuclear Data Evaluation for JENDL-5

*Satoshi Kunieda[1] (1. JAEA)

10:45 AM - 11:00 AM

[1A04] Nuclear data evaluation for JENDL-5

*Yutaka Abe[1], Akira Ichihara[2] (1. Kyoto Univ., 2. JAEA)

11:00 AM - 11:15 AM

[1A05] Nuclear data evaluation for JENDL-5

*Futoshi Minato[1] (1. JAEA)

11:15 AM - 11:30 AM

[1A06] Nuclear data evaluation for JENDL-5

*Shinsuke Nakayama[1] (1. JAEA)

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

JENDL-5 の核データ評価
（1）アクチニドの中性子核データ評価

Nuclear data evaluation for JENDL-5

(1) Evaluation of neutron nuclear data for actinides

*岩本　修

原子力機構

評価済核データライブラリーの新版である JENDL-5 を開発した。JENDL-5 のアクチニドについては U や Pu などの主要核種、Am や Np、Cm などのマイナーアクチニド共に最新の測定データなどを用いて改訂を行った。本発表では JENDL-5 開発におけるアクチニド中性子核データ評価の概要について報告する。

キーワード: 評価済核データライブラリー，JENDL-5，中性子核反応、ウラン、プルトニウム、マイナーアクチニド、核分裂断面積、中性子捕獲断面積、共鳴パラメータ

1. 緒言

評価済核データライブラリーは原子力のシミュレーション計算の基盤となる重要なデータである。JENDL-5 は 2010 年に公開した JENDL-4.0 の後継版である。JENDL-5 では JENDL-4.0 公開後の測定や理論の最新の知見を反映させることにより、原子炉等のシミュレーション計算の精度向上に資することを目指した。本発表では JENDL-5 のアクチニド評価に関する概要を報告する。

2. JENDL-5 アクチニド評価の概要

OECD/NEA/WPEC の下で、国際的な核データ評価協力のパイロットプロジェクト CIELO が実施され、主要アクチニドである U-235, 238, Pu-239 について核データ評価・検討が行われた。これらの成果は ENDF-B/VIII.0 や JEFF-3.3 へ取り込まれているが、JENDL-5 でも U-235, 238, Pu-239 の共鳴パラメータについて CIELO の成果を取り入れた。10 keV 以上の高速中性子に対する核分裂断面積については、U-233, 235, 238, Pu-239, 240, 241 について、核種間の断面積比の測定も同時に考慮して評価する同時評価により、断面積を導出した。JENDL-4.0 でも同様の手法を用いたが、JENDL-5 では新たな測定データを取り入れると共に、エネルギー領域も 200MeV までに拡張した。マイナーアクチニドの Am-241, 243, Np-237, Cm-244, 246 については JENDL-4.0 の公開後、J-PARC の ANNRI を用いて捕獲断面積や全断面積の測定が実施され、また、CERN の n_TOF 施設でも Am-241, 243, Pu-242 の捕獲断面積測定が行われた。JENDL-5 ではこれらの測定から得られた共鳴パラメータを取り入れることで、最新データを反映させた。CIELO において、U-235 の核分裂中性子スペクトルについて議論があり改訂が行われた。JENDL-5 でも、JENDL-4.0 の核分裂スペクトル評価ために開発した改良ロスアラモスモデルを用いて、新たな評価を実施しデータを改訂した。

アクチニドの核データは原子炉の核計算に大きく影響する。JENDL-5 の開発において、多くのテスト版のライブラリーを作成し、熱炉から高速炉まで臨界性を中心に核特性のベンチマークテストを実施し、断面積を微調整するなどのフィードバックを行って、核計算の性能を向上させた。

発表では JENDL-5 全体像についても紹介しつつ、JENDL-5 のアクチニド評価の概要を報告する。

---

*Osamu Iwamoto

JAEA

JENDL-5 の核データ評価
（2）構造材の中性子核データ評価

Nuclear data evaluation for JENDL-5

(2) Evaluation of neutron nuclear data for structure material

*岩本 信之[1]

[1]JAEA

汎用評価済核データライブラリの最新版である JENDL-5 の開発のために行った構造材核種に対する中性子核データの評価結果について報告する。

キーワード：中性子核データ，構造材核種，評価済核データライブラリ，JENDL-5

1. 緒言

汎用評価済核データライブラリ JENDL において構造材核種の核データは 20～30 年もの長期間、大規模な改訂が行われなかった。この間に、多くの中性子実験データが公開されるとともに、核反応モデルの改良や原子核の励起レベル情報の更新等、様々な進展があったため、JENDL-5 の開発にあたっては、構造材核種の核データ充実化を主要な改訂項目の一つとした。

2. 核データ評価

改訂を行った構造材は、鉄、ニッケル、マンガン、コバルト、チタン、銅、亜鉛である。これらに加えて、ADS の核特性解析で重要な鉛、ビスマス、ジルコニウムについても再評価を行った。JENDL-5 では 200 MeV までの核データの収録を目指し、上述した構造材核種の一部を除いて 200 MeV までの収録がある。ただし、20 MeV までは JENDL-4.0 と同様に、個別の反応データとし、20 MeV 以上では残留核生成断面積として収録した。

2-1. 分離共鳴領域

共鳴パラメータについては、JENDL-4.0 からの継承、または ENDF/B-VIII.0 や JEFF-3.2 から最新の共鳴解析による結果を採用した。共分散データが未整備の核種に対しては、カーネル近似法により導出した。

2-2. 高速中性子エネルギー領域

分離共鳴より中性子エネルギーの高い領域に対しては、核反応モデル計算コード CCONE [1]を利用し、核反応断面積、放出ガンマ線・粒子の角度分布や二重微分断面積を導出した。共分散データについては、共分散データの収録は個別反応で収録してある 20 MeV までの領域に限定した。JENDL-5 で改訂した核種のうち、JENDL-4.0 に収録のある核種に対して評価を行った。共分散は KALMAN コード [2]を用いて、核反応モデルのパラメータ不確かさと測定データの不確かさを基に、すべての反応に対して評価 [3]し、収録した。

参考文献

[1] O. Iwamoto, N. Iwamoto, S. Kunieda et al., Nuclear Data Sheets, 131, 259 (2016)

[2] T. Kawano, K. Shibata, JAERI-Data/Code 97-037 (1997)

[3] N. Iwamoto, EPJ Web of Conferences, 111, 03002 (2016)

---

*Nobuyuki Iwamoto[1]

[1]JAEA

JENDL-5 の核データ評価
（3）軽核の断面積評価

Nuclear Data Evaluation for JENDL-5

(3) Cross-section Evaluation for Light Nuclei

*国枝 賢[1],

[1]原子力機構,

共鳴領域において、炭素、窒素、酸素、フッ素に対して中性子断面積の評価を実施した。R 行列理論解析においてエネルギー分解能を考慮することにより中性子散乱微分断面積等の改善が見られた。また、直接捕獲過程を同理論の枠内で現象論的に記述し、中性子捕獲断面積の精度を向上させた。

キーワード：JENDL-5，軽核，核データ評価，R 行列理論，共鳴領域、微分断面積、中性子捕獲断面積

1. 緒言

軽原子核の中性子断面積は原子力や放射線工学等のシミュレーションにおいて必要とされているが、JENDL-3.3 以降改定されていない核種が数多く存在している。一方、ここ数十年の間に新たな断面積測定がなされていると共に、評価計算コードや評価手法の進展が見られている。本研究では JENDL-5 の開発を目的として、共鳴領域における炭素、窒素、酸素、フッ素（^{12,13}C, ^{15}N, ^{16}O,^{19}F）の中性子断面積評価を実施した。評価に用いた共鳴解析コード AMUR の改良点と断面積測定データの解析結果を示すと共に、JENDL-4 や ENDF/B-VIII.0 との違いについて報告する。

2. 評価手法と結果（^{19}F の例）

R 行列理論に基づく解析コード AMUR [1]を用いて共鳴領域における中性子断面積の測定データを解析した。その際に、測定データの取得条件を可能な限り模擬する試みの一つとして、角度微分断面積のエネルギー分解能を考慮できるようにコードを改良した。改良したコードの適用例として ^{19}F(n,n$_{0\text{-}2}$)の微分断面積を図に示す。JENDL-4.0 や ENDF/B-VIII.0 の評価値は測定値 [2]の平均的な振る舞いを再現するのみであるが、本結果は測定値の前方性を良く再現する結果を与えている。その他、R 行列理論において直接捕獲過程に対する補正項を考慮することにより、^{13}C(n,γ)^{14}C 反応断面積等の測定値への再現性が高まることを確認した。

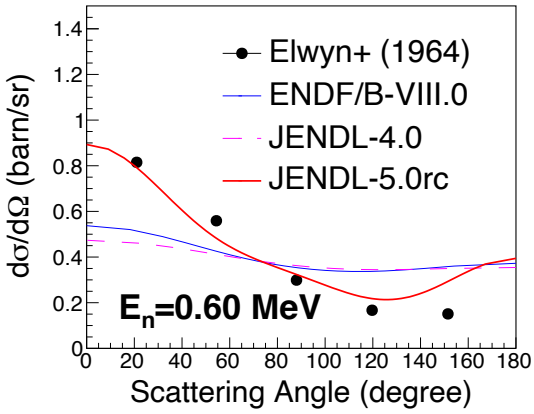


図　^{19}F(n,n$_{0\text{-}2}$)微分断面積の測定値と評価値（エネルギー分解能：150 keV）

3. 結論

R 行列理論を用いて共鳴領域における ^{12,13}C, ^{15}N, ^{16}O, ^{19}F の中性子断面積を評価し、JENDL-4.0 では未対応であった測定値との不一致を改善した。また、炭素についてはこれまで天然元素として与えられていたデータを同位体毎に評価し、データライブラリとしての完備性を向上させた。

参考文献

[1] S. Kunieda et al., Nuclear Data Sheets, 118, 250 (2014)

[2] A.J. Elwyn et al, Journal of Nuclear Physics. 59, 113 (1964)

---

*Satoshi Kunieda[1],

[1]Japan Atomic Energy Agency,

JENDL-5 の核データ評価
(4) 熱中性子散乱則の評価

Nuclear data evaluation for JENDL-5

(4) Evaluation of thermal neutron scattering law

*安部 豊[1]，市原 晃[2]

[1]京大，[2]原子力機構

JENDL-5 では 37 物質の熱中性子散乱則データを収録した．その内，軽水，重水，メタン，ベンゼンなど 16 物質に対する熱中性子散乱則を京都大学および日本原子力研究開発機構共同で評価した．発表では熱中性子散乱則の評価方法と実験との比較について報告する．

キーワード：熱中性子散乱則，分子動力学法

1. はじめに

JENDL-4.0 では炉心解析や中性子源設計に利用される主要な 14 物質（液体・固体を別物質として区別）について ENDF/B-VI.8 あるいは ENDF/B-VII.0 の熱中性子散乱則データを再録していた．JENDL-5 では収録する 37 物質の熱中性子散乱則データの内，軽水，重水，エタノール，メタン，ベンゼン，トルエン，ｍ－キシレン，メシチレン，トリフェニルメタンについては，京都大学および日本原子力研究開発機構の共同で熱中性子散乱則データを評価した．本発表ではこれらの新たに作成した熱中性子散乱則データの評価方法と実験との比較などについて報告する．

2. 評価方法・解析例

軽水などの含水素物質については水素の非干渉性散乱が支配的であるため，熱中性子散乱則を自己散乱則のみで表す非干渉性散乱近似を採用し，自己散乱則はガウス近似を用いて評価した．この場合，物質の特性は自己散乱則の時間フーリエ変換であるガウス型自己中間散乱関数の分散に反映され，分散は物質を構成する原子の運動の状態密度により与えられる．本評価では原子運動の解析に分子動力学法を用い，原子の速度ベクトルの自己相関関数から状態密度を評価した（解析方法の詳細は文献[1]）．重水については，重水素の干渉性・非干渉性散乱が同程度であるため，上述の散乱則の評価式に Sköld 近似[2]を用いて干渉性散乱の寄与を加えている（重水の静的構造因子は分子動力学解析から得た原子の位置情報を基に算出）．

解析例として図１に固体ベンゼン(90 K)および液体ベンゼン（296 K）の全断面積を実験値とともに示す．全断面積は 100meV 以上では温度依存性はほとんど示さず，両者とも 1eV 以上で自由原子散乱断面積に漸近する．一方，約 10 meV 以下で全断面積は大きな温度依存性を示す．これは低温の固体では上方散乱による非弾性散乱が抑制されるためである．当日の発表では，JENDL-5 に収録する他の物質の熱中性子散乱則の解析結果についても併せて報告する予定である．

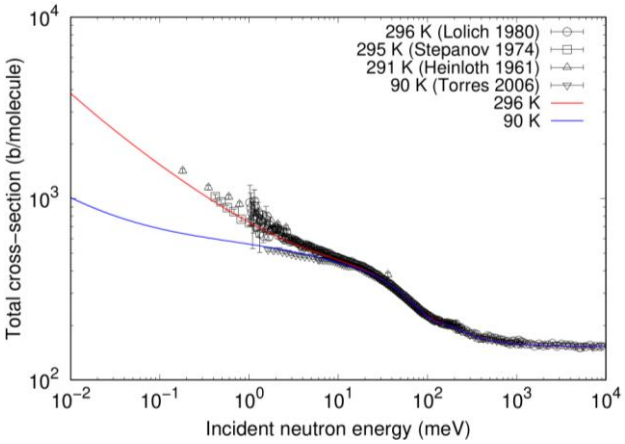


図１　ベンゼンの全断面積

参考文献 [1] Y. Abe, T. Tsuboi, S. Tasaki, Nucl. Instr. Meth. A 735 (2014) 568.

[2] K. Sköld, Phys. Rev. Lett. 19 (1967) 1023.

---

*Yutaka Abe[1], Akira Ichihara[2]

[1]Kyoto Univ., [2]JAEA

JENDL-5 の核データ評価
（5）崩壊データサブライブラリ

Nuclear data evaluation for JENDL-5

(5) Decay data sublibrary

*湊　太志[1]

[1]原子力機構

JENDL-5 崩壊データを、最新の測定データと原子核理論モデルを取り入れて開発した。JENDL-4.0 にあった諸問題を解決し、放射線が関わる研究開発に対する実用性を高めた。その詳細について紹介する。

キーワード：JENDL-5，核データ評価，崩壊データ，核分裂生成物，不安定核，原子核構造

1. 緒言

JENDL-5 崩壊データは、JENDL-4.0 以降に測定された実験値を反映するとともに、最新の原子核理論モデルから導き出された粒子スペクトル等を収録している。また、崩壊先の核種とγ線スペクトルの欠落、古い原子データ情報の採用といった JENDL-4.0 の問題点を解決し、原子力研究開発に対する実用性を向上させた。

2. 開発手法と得られた成果

JENDL-5 崩壊データは、主に ENSDF の核構造情報を基に開発が行われた。崩壊熱は最新の TAGS の測定結果が取り入れられている。半減期や粒子スペクトルに実験値が無い場合は、理論モデルの結果を収録した。特に、JENDL-4.0 に無かった遅発中性子スペクトルが新たに加えられている。X 線や Auger 電子に関する情報は、EADL と EPICS2017 から新たに導出し収録した。図 1 は U-235 の高速中性子による核分裂後の崩壊熱と遅発中性子収率を示している。JENDL-4.0 と比べ、崩壊熱は同等以上、遅発中性子収率は実験の不確かさ内で再現している。図 2 は JENDL-4.0 に収録されていない Ba-137m から放出される X 線スペクトルを示している。JENDL-5 は、ENDF/B-VIII.0 には無い 600eV 付近の低エネルギーX 線も収録していることが分かる。

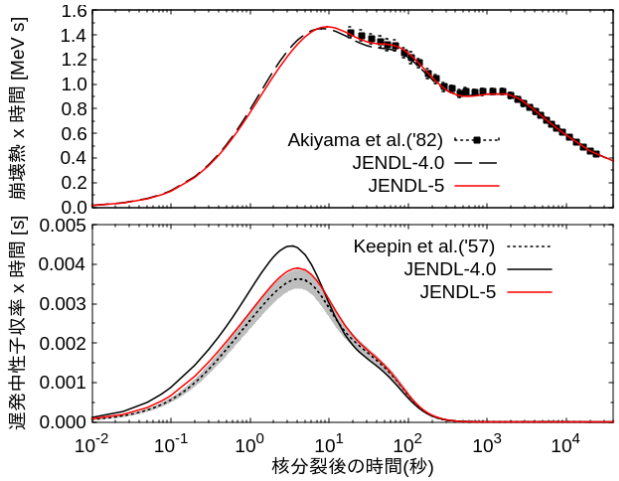


図 1 : JENDL-5 収率・崩壊データを用いて計算された崩壊熱と遅発中性子収率の時間変化の図。

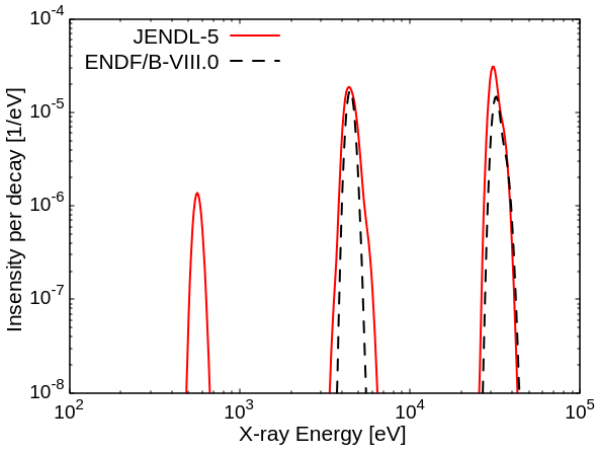


図 2 : Ba-137m から放出される X 線スペクトル（スペクトルには任意の幅が与えられている）。

3. 結論

JENDL-5 崩壊データの開発によって、JENDL 崩壊データの実用性が大きく向上した。今後 JENDL-5 崩壊データは、廃炉措置や放射線被ばく線量評価といった原子力研究開発に対して広く利用されることが期待される。

*Futoshi Minato[1]

[1]JAEA

JENDL-5 の核データ評価
（6）重陽子・α粒子反応サブライブラリ

Nuclear data evaluation for JENDL-5

(6) Sublibraries of deuteron and alpha-particle reactions

*中山 梓介

原子力機構

JENDL-5 の内、主に加速器中性子源の設計に向けて開発した重陽子反応サブライブラリと、主にバックエンド分野での利用に向けて開発したα粒子反応サブライブラリについて、概要を述べる。

キーワード：核データ、JENDL-5、重陽子、 α粒子

1. 緒言

様々な分野での応用に資するため、JENDL-5 にはいくつかのサブライブラリが含まれている。本発表ではその内の、重陽子およびα粒子反応サブライブラリの概要について述べる。

2. データ概要・評価手法

重陽子加速器を用いた中性子源の設計等の分野において、重陽子入射反応の核データが必要とされている。JENDL-5 の重陽子反応サブライブラリでは、近年公開した JENDL/DEU-2020[1]の ^{6,7}Li, ^{9}Be, ^{12,13}C のデータを一部修正したものを採用するとともに、加速器構造材核種として重要な ^{27}Al, ^{63,65}Cu, ^{93}Nb のデータについて重陽子入射反応計算コード DEURACS の計算値を基に新規に評価を行った。

使用済み燃料中ではα崩壊する超ウラン元素と軽元素とが共存するため、バックエンド分野において軽核に対するα粒子入射反応の核データが必要とされている。以前の JENDL/AN-2005[2]では ^{7}Li から ^{30}Si までの軽核に対するα粒子入射／中性子生成断面積が実験値を基に精度良く評価されている。しかしながら、生成中性子のエネルギー・角度分布に問題があることが指摘されている[3]上に、中性子生成以外のデータ（γ線生成データ等）が収録されていないという問題点があった。そのため、JENDL-5 のα粒子反応サブライブラリには、核反応計算コード CCONE による評価計算値の内、中性子生成断面積のみを JENDL/AN-2005 の値で置換したデータを収録した。これにより、中性子生成断面積の精度を保ちつつ生成中性子のエネルギー・角度分布の精度を向上させるとともに、中性子生成以外のデータの完備性を向上させた。

3. データ検証結果

粒子輸送計算コード PHITS を用いたシミュレーションによる検証結果の一例を図 1 に示す。JENDL-5 のα粒子反応サブライブラリを使用することで、JENDL/AN-2005 を使用した場合よりも中性子スペクトルの実験値の再現性が大きく向上した。その他の検証結果についても当日紹介する。

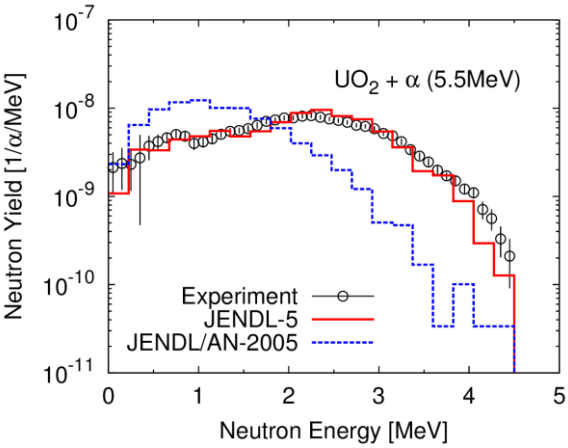


図 1 厚い UO_2 標的に 5.5MeV のα粒子を照射した際の中性子スペクトル

参考文献

[1] S. Nakayama *et al., J. Nucl. Sci. Technol.*, **58**, 805-821 (2021).

[2] T. Murata *et al.*, JAEA-Research 2006-052 (2006).

[3] D.P. Griesheimer *et al., Nucl. Eng. Technol.*, **49**, 1199 (2017).

*Shinsuke Nakayama

Japan Atomic Energy Agency

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

[1A07-11] JENDL-5 Validation 1

Chair: Tadafumi Sano (Kindai Univ.)

Wed. Mar 16, 2022 2:45 PM - 4:15 PM Room A

[1A07] JENDL-5 validation

*Yasunobu Nagaya[1], Kenichi Tada[1] (1. JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM

[1A08] JENDL-5 validation

*Kenichi Tada[1] (1. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM

[1A09] JENDL-5 validation

*Michitaka Ono[1], Masayuki Tojo[1], Kenichi Tada[2], Osamu Iwamoto[2] (1. GNF-J, 2. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

[1A10] JENDL-5 validation

*Masayuki Tojo[1], Michitaka Ono[1], Kenichi Tada[2], Osamu Iwamoto[2] (1. GNF-J, 2. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

[1A11] JENDL-5 validation

*Akito Oizumi[1], Takao Kashima[2], Masahiro Fukushima[1] (1. JAEA, 2. RIKOH KAGAKU)

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

JENDL-5 の検証
（1）国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクトハンドブックを用いたベンチマークテスト

JENDL-5 validation

(1) Benchmark tests with the ICSBEP handbook

*長家 康展[1]，多田 健一[1]

[1] JAEA

国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクト(ICSBEP)ハンドブックを用いて臨界実験の臨界性に対する JENDL-5 のベンチマークテストを行った。総合的に見て JENDL-4.0 を上回る予測精度であることを確認した。

キーワード：JENDL-5, 検証, 積分テスト、ICSBEP, 臨界実験、臨界性

1. 緒言

日本の核データライブラリ JENDL の最新版 JENDL-5 が 2021 年 12 月に公開された。原子炉炉心の臨界性に対する JENDL-5 の予測精度を評価するため、ICSBEP ハンドブック[1]を用いてベンチマークテストを実施した。本発表では小型高速体系と熱体系の結果を中心に報告する。

2. 計算手法

臨界計算には MVP3 コード[1]を用いた。MVP3 用の JENDL-5 断面積ライブラリは、FRENDY コード[2]で作成したポイントワイズ断面積データを LICEM 第 2 版[3]で処理することによって作成した。MVP3 の計算はすべて、バッチサイズ 10,000 ヒストリー、総ヒストリー数 2,100 万、スキップバッチ数 100 で行った。

3. 解析結果

主要重核種に対する積分テスト[4]の結果として、図 1 に小型高速体系の C/E 値を示す。11 ケースに対する換算χ^2値を JENDL-4.0 (J4)と JENDL-5 (J5)で計算するとそれぞれ 11.4 と 4.2 となり、J5 で小型高速体系の臨界性に対する予測精度が改善されることがわかる。軽水減速低濃縮ウラン格子体系として整備した積分テスト用の体系[5]のうち代表 10 ケースに対する C/E 値を図 2 に示す。この 10 ケースに対する換算χ^2値は J4 と J5 でそれぞれ 2.1 と 1.4 であり、J5 で軽水減速低濃縮ウラン格子体系の臨界性に対する予測精度が改善される。

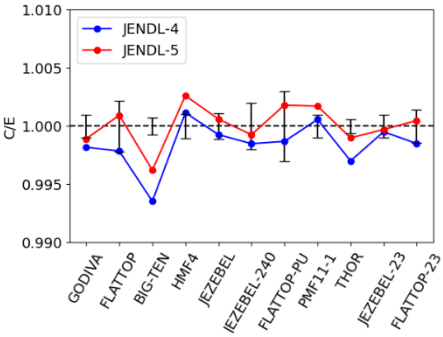


図 1 小型高速体系に対する C/E 値

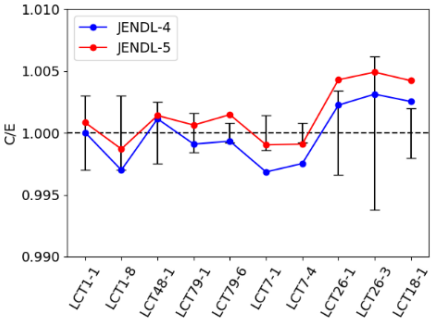


図 2 軽水減速低濃縮ウラン格子体系に対する C/E 値

※C/E=1.0 の誤差棒は実験誤差を表す。

4. 結論

臨界実験の臨界性に対する JENDL-5 のベンチマークテストを実施した。総合的に見て JENDL-4.0 を上回る予測精度であることを確認した。

参考文献

[1] NEA/NSC/DOC(95)03, [2] JAEA-Data/Code 2016-018, [3] JAERI-Data/Code 2004-011, [4] J. Nucl. Sci. Technol., 48, 172 (2011). [5] JAEA-Data/Code 2017-006,

*Yasunobu Nagaya[1] and Kenichi Tada[1]

[1]JAEA

JENDL-5 の検証
（2）軽水炉体系の燃焼解析結果比較

JENDL-5 validation

(2) Comparison of the burn-up calculation for LWR

*多田 健一 [1]

[1]JAEA

本発表では、軽水炉体系の燃焼計算に対する評価済み核データの依存性を調査した結果を報告する。

キーワード：JENDL-5，検証，燃焼計算，軽水炉

1. 背景 米国の評価済み核データライブラリ ENDF/B-VIII.0(B8.0)と ENDF/B-VII.1(B7.1)で PWR の単ピンセル体系の燃焼計算結果を比較すると、高燃焼度で k-inf の差異が大きくなることが報告される [1)]など、燃焼計算での核データライブラリ間の差異が注目されている。そこで PWR の単ピンセル体系及び BWR の 9×9 単一集合体体系(Phase-IIIC)において、JENDL-5(J5)、JENDL-4.0(J4)、B8.0、B7.1 で燃焼計算結果を比較した。燃焼計算コードには ORIGEN-2.2 と MVP-3 を組み合わせた SWAT-4.0 を用い、断面積変更の影響のみに注目するため、核分裂収率や崩壊データについては同じものを用いた。

2. 解析結果 図 1 に PWR 単ピンセル体系における、燃焼に伴う k-inf 推移の J4 との相対差異(pcm)を示す。J5 は B8.0 と同様の傾向を示しており、燃焼が進むにつれて J4 との差異が増大し、60 GWd/t で約 500 pcm の差異となった。この差異の主な要因は参考文献 1)に記載の通り、熱領域の Pu-239 の捕獲断面積である。しかし、J4 の燃焼計算結果に近くなるように J5 の Pu-239 の捕獲断面積を修正すると、臨界実験解析の C/E 値が悪化することが分かった。また PIE 解析で検証に用いられる核種生成量の差異にはほとんど差異がなかった。このように実験値との比較において Pu-239 の捕獲断面積の修正が妥当であるとの結論が得られなかったため、J5 では J4 との燃焼計算の差異を低減させる修正は行っていない。

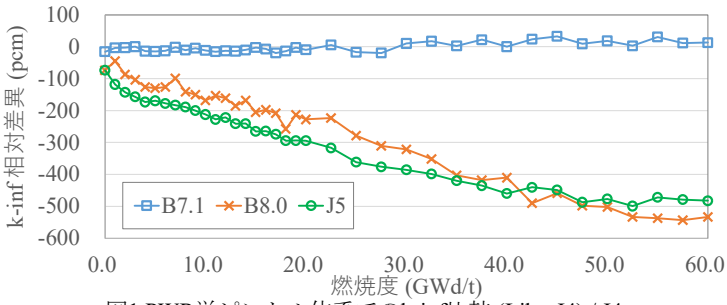


図1 PWR単ピンセル体系でのk-inf比較 (Lib - J4) / J4

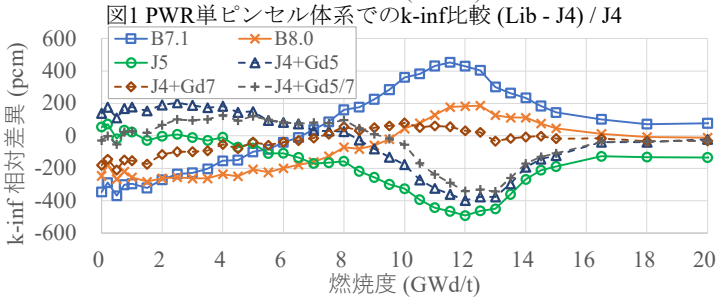


図2 BWR単一集合体体系でのk-inf比較 (Lib - J4) / J4

また、J5 では Gd-155、Gd-157 の断面積を大きく変更した。臨界実験解析では Gd-155 と Gd-157 の断面積変更の影響が互いに打ち消し合っていることが分かった。そこで、Gd-155、Gd-157 の断面積変更の影響が燃焼計算に与える影響を調査するため、BWR の単一集合体体系において燃焼計算を行った。図 2 に BWR の単一集合体体系における、燃焼に伴う k-inf 推移の J4 との相対差異(pcm)を示す。なお、図中の+Gd5、+Gd7 は J4 から Gd-155、Gd-157 のみ J5 とした結果である。図 2 に示すように、Gd-155 と Gd-157 の燃焼の傾向が異なり、Gd が燃え尽きる 12 GWd/t 付近で 400 pcm 程度の差異が見られる。このように臨界実験解析とは異なり、Gd-155、Gd-157 の断面積の違いが燃焼計算に影響を与えることが分かった。Gd-155、Gd-157 の妥当性確認のためには、更なる臨界実験解析や PIE 解析などが必要である。

1) K. S. Kim and W. A. Wieselquist, “Neutronic Characteristics of ENDF/B-VIII.0 Compared to ENDF/B-VII.1 for Light-Water Reactor Analysis,” J. Nucl. Eng., **2**, pp.318-335 (2021).

* Kenichi Tada[1]　[1]JAEA

JENDL-5 の検証

(3) Am データ改訂の影響評価

JENDL-5 Validation

(3) Investigation of the impact of Am nuclear data improvement

*小野 道隆[1]，東條 匡志[1]，多田 健一[2]，岩本 修[2]

[1]GNF-J, [2]JAEA

JAEA により国内最新の評価済み核データである JENDL-5 が開発された。JENDL-5 を，国産核データ処理コード FRENDY を用いて処理し，連続エネルギモンテカルロ計算コード MCNP で使用する ACE ライブラリを作成し，EOLE 臨界試験の核特性を評価した。本発表では，JENDL-5 で改訂された Am-241 の核データの影響について報告する。

キーワード：JENDL-5，FRENDY，ACE ファイル，MCNP

1. はじめに

国内最新の評価済み核データである JENDL-5 が JAEA により開発された。JENDL-5 の検証のため，連続エネルギモンテカルロ計算コードである MCNP を用いて EOLE 臨界試験の核特性を評価した。

2. 解析方法

評価済み核データの処理は， FRENDY を使用して ACE ファイルを作成した。核計算には，MCNP6[1]を使用した。MCNP 計算では，各試験の 3 次元全炉心体系を可能な限り忠実にモデル化した。MOX 燃料は，試験の実施日が燃料製造時点からかなり経過しているため，Am-241 が蓄積している。この効果を解析に取込むため，Monteburns2 で試験実施時点の MOX 燃料組成を評価し，MCNP の炉心計算に反映した [2]。また，評価済み核データライブラリの違いが及ぼす影響を評価するために，ENDF/B-VII.0，B-VII.1，B-VIII.0，JEFF-3.3，JENDL-4.0 を用いた解析も合わせて実施した。

解析ケースは，EPICURE（UH1.2, MH1.2 炉心），MISTRAL（炉心 1~3），BASALA（基準炉心，可燃性毒物試験及び十字制御棒試験），FUBILA（9x9 基準炉心）である。

3. 結果

EOLE 臨界試験の臨界固有値を図 1 に示す。他の評価済み核データと比較して，JENDL-5 の臨界固有値はケース間のばらつきが小さいことを確認した。既往研究で，EOLE 試験の臨界固有値は試験実施日の時間経過に伴って過大評価することが示された[3]ことから，臨界固有値を重金属中の Am-241 の重量割合で整理した結果を図 2 に示す。JENDL-5 を用いることで，Am-241 の重量割合に対する臨界固有値の拡大傾向が改善されることを確認した。

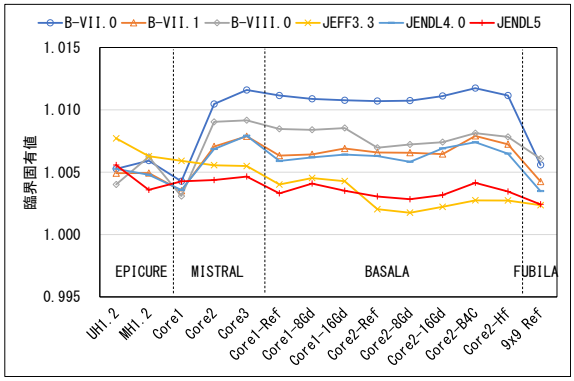


図 1　臨界固有値

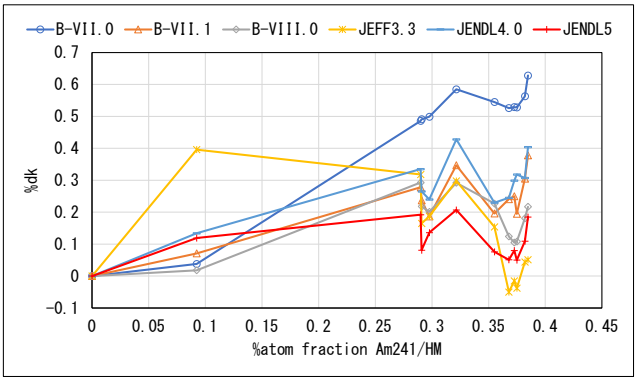


図 2　Am241 重量割合に伴う臨界固有値の増分(%dk)

参考文献　[1] MCNP6.2 LA-UR-18-20808，[2]日本原子力学会 2008 年春の年会 L04，[3]日本原子力学会和文論文誌，Vol. 4, No.1(2005)「高減速 BWR 全 MOX 燃料炉物理試験 BASALA の解析」

---

* Michitaka Ono[1], Masayuki Tojo[1], Kenichi Tada[2], Osamu Iwamoto[2]

[1]GNF-J, [2]JAEA

JENDL-5 の検証

(4) 高温温度条件での JENDL-5 の検証

JENDL-5 Validation

(4) Validation of JENDL-5 under Hot condition

*東條 匡志[1]，小野 道隆[1]，多田 健一[2]，岩本 修[2]

[1]GNF-J, [2]JAEA

JAEA により国内最新の評価済み核データである JENDL-5 が開発された。JENDL-5 を，国産核データ処理コード FRENDY を用いて処理し，連続エネルギモンテカルロ計算コード MCNP で使用する ACE ライブラリを作成して KRITZ-2 臨界実験解析や Hellstrand らの実効共鳴積分を評価し，高温条件における JENDL-5 の妥当性確認を行った。

キーワード: JENDL-5, Validation, FRENDY, MCNP

1. はじめに 国内最新の評価済み核データである JENDL-5 が JAEA により開発された。本研究では，連続エネルギモンテカルロ計算コードである MCNP を用いて KRITZ 試験や Hellstrand らの実効共鳴積分の実験式との比較を通し，高温条件における JENDL-5 の検証を行った。

2. 解析方法 評価済み核データの処理に FRENDY を使用して ACE ファイルを作成した。核計算には，重核種の熱振動を考慮した共鳴散乱モデル（以下，DBRC）を組み込んだ改良 MCNP5[1]を使用した。

3. Hellstrand らの実効共鳴積分の実験式との比較 実効共鳴積分の計算は，U-238 のみからなる UO2 燃料棒の無限格子体系を対象として実施した。孤立燃料棒体系とみなせるようにペレット径を 1.0cm，セルピッチを 10cm とした。燃料温度は 293K, 900K, 1200K で評価した。実効共鳴積分は，MCNP で詳細群にてタリー出力した中性子束，反応率を用いて，0.55eV～2MeV のエネルギ範囲で以下の式により計算した。C は規格化因子である。

$$RI = C\sum\sigma_{a,g}^{238}\phi_g \ \ for\ E(g) < 10\ keV,$$
$$RI = \sum\sigma_{a,g}^{238}\ln\left(\frac{E(g)}{E(g+1)}\right)\ for\ E(g) \geq 10\ keV$$

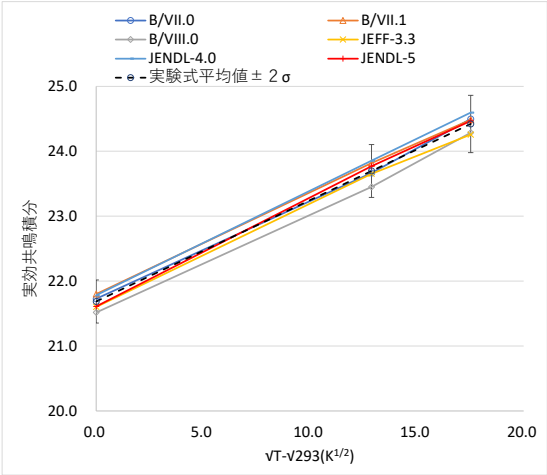


図 1 Hellstrand らの実効共鳴積分の評価結果

改良 MCNP5 の実効共鳴積分の計算値と，Hellstrand らの実験式の比較結果を図 1 に示す。JENDL-5 の実効共鳴積分の評価結果は，実験式の平均値の傾きを再現していることを確認した。

4. KRITZ-2 臨界実験解析 KRITZ-2 臨界実験は，微濃縮 UO2 燃料（KRITZ-2 1, KRITZ-2 13）または低 Pu 富化度の MOX 燃料（KRITZ-2 19）を装荷した 3 種類の炉心である。図 2 に KRITZ-2 臨界実験の高温体系（約 248℃）の臨界固有値を示す。JENDL-5 の臨界固有値の結果は，従来の評価結果[2]に対して，UO2 燃料の場合は高めに，MOX 燃料の場合は低めに評価する。JENDL-5 の結果は，比較的新しい ENDF/B-VIII.0 や JEFF-3.3 の結果に類似した傾向を示すことを確認した。

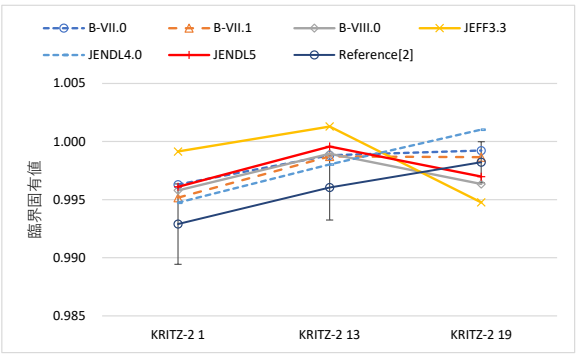


図 2 KRITZ-2 炉心の臨界固有値

5. 結論 KRITZ 試験や Hellstrand らの実効共鳴積分の実験式との比較により JENDL-5 の妥当性を確認した。

参考文献 [1] 2012 年春の年会 C30, [2] NEA/NSC/DOC(2005)24

*Masayuki Tojo[1], Michitaka Ono[1], Kenichi Tada[2], Osamu Iwamoto[2]

[1]GNF-J, [2]JAEA

JENDL-5 の検証
（5）高速体系臨界集合体での積分実験データを用いたベンチマークテスト

JENDL-5 validation

(5) Benchmark test with integral experiments for fast-spectrum assemblies

*大泉　昭人[1]，鹿島　陽夫[2]，福島　昌宏[1]

[1]JAEA，[2]理工科学(株)

2021 年 12 月に公開された最新の評価済み核データライブラリ JENDL-5 を検証するため、高速体系臨界集合体で測定した積分実験データを用いたベンチマークテストを実施した。その結果、従来版の JENDL-4.0 に比べて、超ウラン元素核分裂率比やナトリウムボイド置換反応度価値の予測精度が改善する一方で、鉛ボイド置換反応度価値の予測精度が同程度であることを確認した。

キーワード：JENDL-5，検証，積分実験データ，高速炉，加速器駆動システム

1. 緒言

日本で研究開発が進められている評価済み核データライブラリの最新版 JENDL-5(J5)が 2021 年 12 月に公開された。本研究では、これまでに高速体系臨界集合体で測定した、高速炉や加速器駆動システム(ADS)の研究開発に資する積分実験データを用い、J5 のベンチマークテストを行った。

2. 検証方法

それぞれ、①MA を含む超ウラン元素(TRU)の核分裂断面積、②^{235}U の数 keV 領域の断面積、③高速中性子場での鉛の断面積を検証するため、原子力機構(JAEA)の高速炉臨界実験装置(FCA)、米国ロスアラモス研究所(LANL)の小型臨界実験装置 COMET で測定した、以下の実験データを解析対象とした。

① FCA-IX 実験：対 ^{239}Pu の TRU の核分裂率比(FRR) [1]

② FCA-XXVII 実験：ナトリウムボイド置換反応度価値(Na/Void) [2]

③ COMET 実験：鉛ボイド置換反応度価値(Pb/Void) [3]

解析には、連続エネルギーモンテカルロ計算コード(MVP-3, MCNP6.2)を用いた。核データライブラリには検証対象の J5 に加え、比較用に従来版の JENDL-4.0(J4)を用いて解析を行った。

3. 検証結果

FRR 解析(①)では、特に J4 で大幅に過大評価していた ^{244}Cm/^{239}Pu の解析値に対する実験値の比(C/E 値)が約 10%改善することを確認した(図 1)。また、Na/Void 解析(②)では、7-15%過大評価していた J4 に対し、J5 の C/E 値は 1-5%以内で概ね一致することを確認した。一方、Pb/Void 解析(③)では、従来の J4 と C/E 値が同程度であることを確認した。③に対して感度解析した結果、COMET 実験で影響の大きい 10keV-10MeV 領域において、J5 では鉛の断面積に大きな変更がなかったことに起因する。

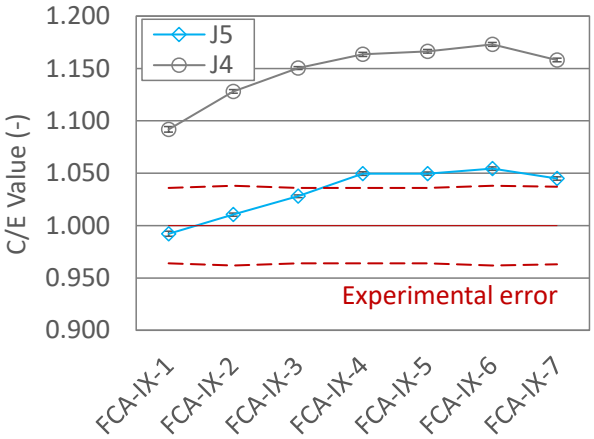


図 1 ^{244}Cm/^{239}Pu の FRR の C/E 値

4. 結論

高速体系臨界集合体で測定した積分実験データを用いて J5 を検証した結果、TRU の FRR や Na/Void の予測精度は改善したが、Pb/Void の予測精度は従来の J4 と同程度であることを確認した。

参考文献

[1] M. Fukushima, et al., JAEA-Data/Code 2014-030 (2015). [2] M. Fukushima, et al., Progress in Nuclear Science and Technology, vol. 2, pp.306-311 (2011). [3] M. Fukushima, et al., Nuclear Science and Engineering, vol. 194, pp.138-153 (2020).

*Akito Oizumi[1], Takao Kashima[2] and Masahiro Fukushima[1]

[1]JAEA, [2]RIKOH KAGAKU co., ltd.

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

[1A12-14] JENDL-5 Validation 2

Chair: Nobuhiro Shigyo (Kyushu Univ.)

Wed. Mar 16, 2022 4:15 PM - 5:15 PM Room A

[1A12] JENDL-5 validation

*Chikara Konno[1], Saerom Kwon[2], Masayuki Ohta[2], Satoshi Sato[2] (1. JAEA, 2. QST)

4:15 PM - 4:30 PM

[1A13] JENDL-5 validation

*Saerom Kwon[1], Chikara Konno[2], Masayuki Ohta[1], Satoshi Sato[1] (1. QST, 2. JAEA)

4:30 PM - 4:45 PM

[1A14] JENDL-5 validation

*Masayuki Ohta[1], Chikara Konno[2], Saerom Kwon[1], Satoshi Sato[1] (1. QST, 2. JAEA)

4:45 PM - 5:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

JENDL-5 の検証
(6) QST/TIARA、JAEA/FNS での鉄実験を用いたベンチマークテスト

JENDL-5 validation

(6) Benchmark test with iron experiments at QST/TIARA and JAEA/FNS

*今野　力[1]、権　セロム[2]、太田　雅之[2]、佐藤　聡[2]

[1]JAEA、[2]QST

日本の核データライブラリ JENDL の最新版 JENDL-5 が 2021 年末に公開された。この JENDL-5 の鉄ファイルのベンチマークテストを QST/TIARA、JAEA/FNS で実施された鉄実験を用いて行い、JENDL-4.0 より良くなっていること、また、ENDF/B-VIII.0 や JEFF-3.3 と比べても同等あるいはそれ以上に良いことがわかった。

キーワード： JENDL-5、検証、鉄実験、QST/IARA、JAEA/FNS、MCNP

1. 緒言

日本の核データライブラリ JENDL の最新版 JENDL-5 が 2021 年末に公開された。JENDL-5 では鉄も含め多くの核種に 200 MeV までの中性子入射データが入っている。今回、JENDL-5 の中性子入射鉄ファイルのベンチマークテストとして、QST/TIARA での 40 MeV、65 MeV 中性子入射鉄実験、JAEA/FNS での DT 中性子入射鉄実験の解析を行ったので報告する。

2. 計算手法

実験解析は MCNP6.2 コードで行い、JENDL-5 の ACE ファイルは JENDL-5 を処理できるように修正した NJOY2016.61 で作成した。比較のために、JENDL-4.0（あるいは 200 MeV までの JENDL-4.0/HE [20 MeV 以下は JENDL-4.0 と同じ]）、ENDF/B-VIII.0、JEFF-3.3 の公式の ACE ファイルを用いた解析も行った。

3. QST/TIARA 鉄実験解析結果

QST/TIARA 鉄実験解析結果のうち、65 MeV 中性子入射時の 60～70 MeV 中性子束の実験値に対する計算値の比(C/E)を図 1 に示す。JENDL-5 を用いた解析では、以前、指摘した JENDL-4.0/HE を用いた解析が鉄体系の厚さが厚くなるにつれて実験値を大きく過小評価する問題[1]が改善し、ENDF/B-VIII.0 や JEFF-3.3 を用いた解析よりも実験との一致が良くなった。これは JENDL-5 で ^{56}Fe の弾性散乱、弾性散乱外反応の断面積が修正されたことによると考えられる。

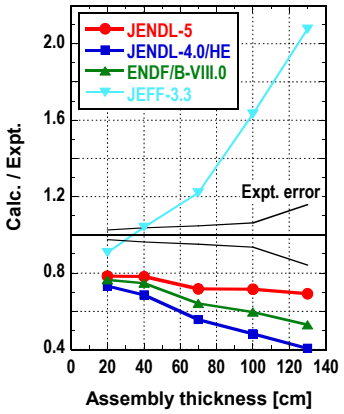


図 1　60-70 MeV 中性子束の実験値に対する計算値の比

4. JAEA/FNS 鉄実験解析結果

JENDL-5 を用いた JAEA/FNS 鉄実験解析結果は、JENDL-4.0 を用いた解析結果とほぼ同じであったが、細かく見ると、図 2 に示すように JENDL-4.0 で見られた 10 MeV 以上の中性子束の C/E が体系深さとともにやや大きくなる傾向が改善された。これは JENDL-5 で ^{56}Fe の弾性散乱の角度分布の前方性が緩和されたことが要因と思われる。

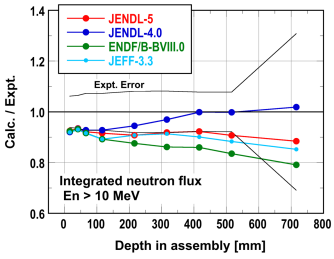


図 2　10 MeV 以上の中性子束の実験値に対する計算値の比

5. まとめ

JENDL-5 を用いて QST/TIARA での 40 MeV、65 MeV 中性子入射鉄実験、JAEA/FNS での DT 中性子入射鉄実験の解析を行い、JENDL-5 の鉄ファイルが JENDL-4.0（JENDL-4.0/HE）よりも良くなっていること、また、ENDF/B-VIII.0 や JEFF-3.3 と比べても同等あるいはそれ以上に良いことがわかった。

参考文献

[1] C. Konno et al., EPJ Web of Conferences **153**, 01024 (2017).

*Chikara Konno[1], Saerom Kwon[2], Masayuki Ohta[2] and Satoshi Sato[2]

[1]JAEA, [2]QST

JENDL-5 の検証
（7）JAEA/FNS での銅、鉛実験を用いたベンチマークテスト

JENDL-5 validation

(7) Benchmark test with copper and lead experiments at JAEA/FNS

*権 セロム [1]，今野 力 [2]，　太田 雅之 [1]，佐藤 聡 [1]

[1]QST，[2]JAEA

日本の核データライブラリ JENDL の最新版 JENDL-5 が 2021 年末に公開された。この JENDL-5 のベンチマークテストを JAEA/FNS で実施した銅、鉛実験を用いて行ったので報告する。

キーワード：JENDL-5，検証，銅実験，鉛実験，JAEA/FNS，MCNP

1. 緒言

これまで、JAEA/FNS で実施した銅及び鉛実験を用いて主な核データライブラリの銅、鉛ファイルの検証を行ってきた。銅実験では、どの核データライブラリを用いた計算値も低エネルギー中性子に感度を有する反応率の実験値を大幅に過小評価する問題の原因を検討した[1]。鉛実験では、いくつかの反応が核データライブラリ間で異なる傾向に着目し、実験値と計算値の差の原因を検討した[2]。2021 年末に日本の核データライブラリの JENDL が約 10 年ぶりに改訂され JENDL-5 が公開された。今回、JENDL-5 の銅、鉛ファイルの検証をこれらの実験を用いて行ったので報告する。

2. 検討手法及び結果

銅、鉛実験で測定された種々の反応率を JENDL-5，JENDL-4.0，ENDF/B-VIII.0，JEFF-3.3 を用いて MCNP で計算した。

2-1. 銅実験

JENDL-5 では図 1 に示すように ^{63}Cu の捕獲反応断面積が、特に keV 以下で大きく修正され、長年懸案であった低エネルギー中性子に感度を有する反応の反応率の計算値の過小評価が約 10%改善した（図 2）。

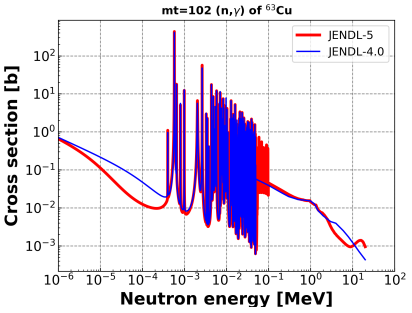


図 1. ^{63}Cu の捕獲反応断面積.

2-2. 鉛実験

JENDL-5 を用いた計算では ^{115}In(n,n')^{115m}In 反応の反応率の実験値との一致が JENDL-4.0 を用いた計算より 5%程度改善した。その他の反応の反応率では JENDL-4.0 を用いた計算とほぼ同じであった。

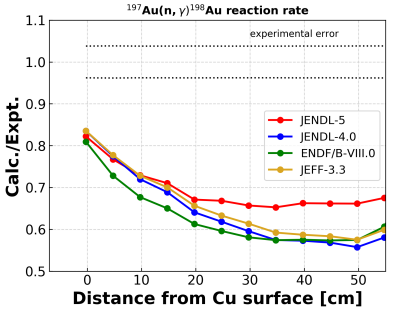


図 2. ^{197}Au(n,γ)^{198}Au 反応の反応率の計算値と実験値の比.

3. まとめ

JAEA/FNS の銅、鉛実験を用いて JENDL-5 の銅及び鉛ファイルの検証を行い、JENDL-4.0 から全体的に改善されていることを確認した。今後、実験値と計算値が依然一致していない反応の反応率の原因解明を目指す。

参考文献

[1] S. Kwon et al., *Fusion Eng. Des.* **109/111**, 1658 (2016).

[2] S. Kwon et al., *Fusion Sci. Technol.* **72**, 3, 362-367 (2017).

---

*Saerom Kwon[1], Chikara Konno[2], Masayuki Ohta[1] and Satoshi Sato[1]

[1]QST, [2]JAEA

JENDL-5 の検証
（8）JAEA/FNS でのチタン実験を用いたベンチマークテスト

JENDL-5 validation

(8) Benchmark test with titanium experiment at JAEA/FNS

*太田 雅之[1]，今野 力[2]，権 セロム[1]，佐藤 聡[1]

[1]QST，[2]JAEA

日本の核データライブラリ JENDL の最新版 JENDL-5 が 2021 年末に公開された。この JENDL-5 のベンチマークテストを JAEA/FNS で実施したチタン実験を用いて行った。JENDL-5 を用いた計算結果は JENDL-4.0 を用いた結果とほぼ同じ結果を示すことがわかった。

キーワード：JENDL-5、検証、チタン実験、JAEA/FNS、MCNP

1. 緒言

2021 年末に日本の核データライブラリ JENDL の最新版 JENDL-5 が公開された。これまでに JAEA/FNS でチタン実験を実施し、主要な核データライブラリの検証を行ってきた[1]。今回、JENDL-5 のベンチマークテストを、このチタン実験を用いて行ったので報告する。

2. 計算手法

JAEA/FNS のチタン実験で測定された種々の反応率および核分裂率を、JENDL-5 を用いて MCNP6.2 コードで計算した。比較のため、JENDL-4.0、ENDF/B-VIII.0、JEFF-3.3 を用いた解析も実施した。

3. 解析結果

JENDL-5 を用いた解析結果のうち、図 1 に ^{93}Nb(n,2n)^{92m}Nb 反応の反応率の実験値に対する計算値の比を、図 2 に ^{197}Au(n,γ)^{198}Au 反応の反応率の実験値に対する計算値の比を示す。他の反応率および核分裂率の結果も含め、JENDL-5 を用いた計算結果は JENDL-4.0 を用いた結果とほぼ同じであることがわかった。他のライブラリとの比較では、ENDF/B-VIII.0 を用いた結果の方が JENDL-5 より実験値との一致が良く、JEFF-3.3 を用いた結果は、低いエネルギーの中性子が寄与する反応で実験値との一致が悪くなる傾向にあることがわかった。

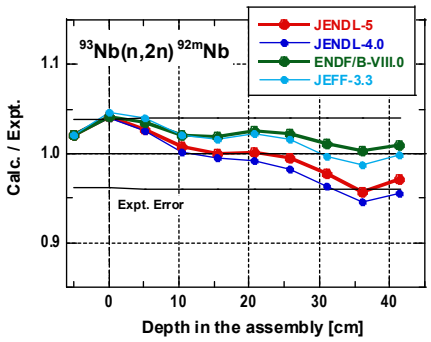


図 1. ^{93}Nb(n,2n)^{92m}Nb 反応の反応率の実験値に対する計算値の比.

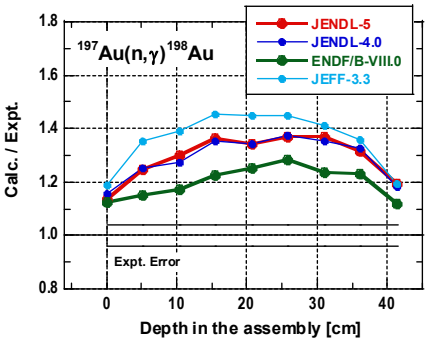


図 2. ^{197}Au(n,γ)^{198}Au 反応の反応率の実験値に対する計算値の比.

4. まとめ

JENDL-5 を用いて、JAEA/FNS のチタン実験の解析を行い、JENDL-4.0 とほぼ同じ結果が得られることがわかった。今後、実験値との不一致の原因について検討する。

参考文献

[1] M. Ohta et al., “Benchmark Experiment on Titanium with DT Neutron at JAEA/FNS”, Fusion Eng. Des. **89**, 2164 (2014).

---

*Masayuki Ohta[1], Chikara Konno[2], Saerom Kwon[1] and Satoshi Sato[1]

[1]QST, [2]JAEA

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

[1B01-05] Advanced Simulation

Chair: Yoritaka Iwata (Kansai Univ.)

Wed. Mar 16, 2022 9:30 AM - 10:55 AM Room B

[1B01] Prediction of Flow Behavior with Machine Learning Using LSTM

*Aya Kitoh[1], Kei Maeshima[2], Kenya Takiwaki[2], Hideki Horie[2] (1. TOSHIBA, 2. TOSHIBA ESS)

9:30 AM - 9:45 AM

[1B02] Implementation of Ensemble Data Assimilation for Turbulent Flow Simulation based on Lattice Boltzmann Method

*Yuta Hasegawa[1], Naoyuki Onodera[1], Yuuichi Asahi[1], Yasuhiro Idomura[1] (1. JAEA)

9:45 AM - 10:00 AM

[1B03] Development of Advanced Neutronics/Thermal-Hydraulics Coupling Simulation System

*Hiroshi Akie[1], Kenichi Tada[1], Tomohiro Kamiya[1], Ayako Ono[1], Yasunobu Nagaya[1], Hiroyuki Yoshida[1], Tomohiro Kawanishi (1. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM

[1B04] A study of appropriate Phase-Field variables for gas-liquid two-phase flow simulations

*Kenta Sugihara[1], Naoyuki Onodera[1], Yasuhiro Idomura[1], Susumu Yamashita[1] (1. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM

[1B05] A stable free-surface-detection method for consistent high-order MPS method

*Guangtao Duan[1], Mikio Sakai[1] (1. Univ. of Tokyo)

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

LSTM による流動挙動の予測
非定常バックステップ流れへの適用

Prediction of Flow Behavior with Machine Learning Using LSTM
Application to Unsteady Backward-Facing Step Flow

*鬼頭 理[1]，前島 啓[2]，滝脇 賢也[2]，堀江 英樹[2]
[1]株式会社東芝，[2]東芝エネルギーシステムズ株式会社

近年、機械学習の流体解析への適用手法は著しい発展を遂げており、本研究では原子力関連機器の流体設計・開発支援のために機械学習の流体解析への適用性を検討している。今回、CNN-AE（畳み込み型オートエンコーダー）と LSTM (Long short-term memory)を非定常流動の予測に適用し、その有用性を評価した。

キーワード：機械学習、数値解析、CNN、LSTM、バックステップ、流体、非定常

1. 緒言

本研究では機械学習の流体解析への適用性検討の一環として、これまでにオートエンコーダーや Convolutional LSTM を定常・非定常バックステップ流れに適用した評価を行い、良好な結果を報告した[1][2]。本報告では、非定常バックステップ流れの数値流体解析（CFD）結果に対して、CNN-AE により次元圧縮したデータに LSTM を適用し、流れの時間発展を予測した。

2. 流動挙動予測

2-1. 学習・予測

渦放出領域を切り出した CFD の時系列速度場データを教師データとした。まず、CNN-AE の学習を行い、次に CNN-AE の中間層を用いて LSTM の学習を行い、時間発展速度場を予測するネットワークを構築した。

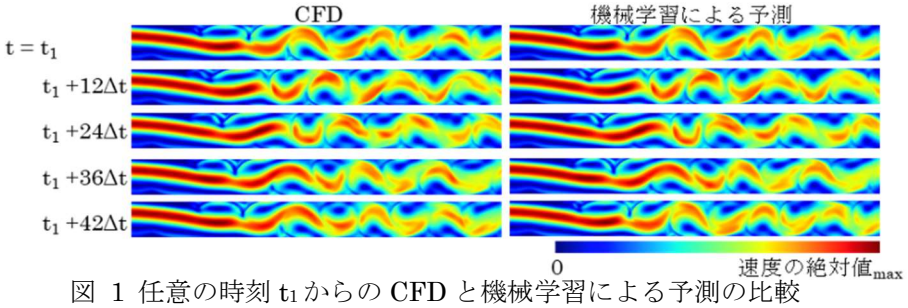


図 1 任意の時刻 t_1 からの CFD と機械学習による予測の比較

2-2. 結果

図 1 に示すように、機械学習によって渦生成に伴う流れの諸現象が明瞭に予測されている。図 2 に示すように、$t = t_1 + 24\Delta t$ においても CFD と機械学習による予測の差はほぼ 6%未満であり、Convolutional LSTM[2]より予測精度が大幅に向上した。

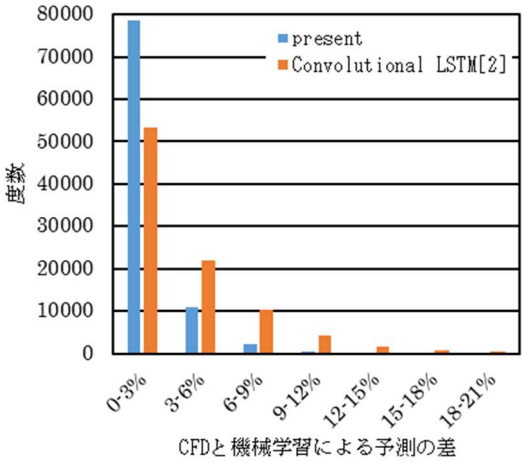


図 2 $t = t_1+24\Delta t$ における CFD と機械学習による予測の差のヒストグラム

3. 結論

流路内における渦の放出・拡散などを伴う非定常流れを対象に、CNN-AE で次元圧縮したデータに対して LSTM を適用した結果、有用な予測性能が得られた。

参考文献

[1] 鬼頭ら、「畳み込みニューラルネットワークによる流動挙動の予測」、原子力学会 2021 年春の年会、2G02
[2] 鬼頭ら、「Convolutional LSTM による流動挙動の予測」、原子力学会 2021 年秋の大会、3G03

*Aya Kitoh[1], Kei Maeshima[2], Kenya Takiwaki[2] and Hideki Horie[2]
[1]TOSHIBA CORPORATION, [2]TOSHIBA ENERGY SYSTEMS & SOLUTIONS CORPORATION

格子ボルツマン法に基づく乱流計算に対するアンサンブルデータ同化の実装

Implementation of Ensemble Data Assimilation for Turbulent Flow Simulation based on Lattice Boltzmann Method

*長谷川 雄太[1]，小野寺 直幸[1]，朝比 祐一[1]，井戸村 泰宏[1]

[1]日本原子力研究開発機構

格子ボルツマン法に基づく乱流計算に対して、アンサンブルデータ同化の一手法である局所アンサンブル変換カルマンフィルタ（LETKF）を実装した。二次元等方性乱流を対象としたデータ同化実験を行い、LETKFがより単純なデータ同化モデルであるナッジングに比べて高い精度を示すことを確認した。

キーワード：アンサンブルデータ同化，格子ボルツマン法，局所アンサンブル変換カルマンフィルタ

1. 緒言

筆者らは、汚染物質拡散解析の即時予測を実現するため、GPU で高速に計算できる格子ボルツマン法に基づく風況解析コード『CityLBM』の開発を進めている[1]。観測と連携した予測精度の向上に向けて、気象分野で発展してきたアンサンブルデータ同化の導入を検討しているが、微気象的な乱流を対象としたラージエディシミュレーション（LES）に対するアンサンブルデータ同化の既往研究は少ない。そこで本稿では、乱流データ同化の基礎的な検討として、二次元等方乱流にアンサンブルデータ同化を実装し、精度検証を行った。

2. 二次元等方性乱流に対するデータ同化実験

アンサンブルデータ同化の精度検証のため、格子ボルツマン法を用いて二次元等方乱流を実装した。データ同化手法として、局所アンサンブル変換カルマンフィルタ（LETKF）[2] を実装した。計算条件として、128×128 の計算格子に対し、2×2 に間引いた観測点を設定した。計算結果を図 1 に示す。(b) データ同化なし、(c) ナッジングでは正解値と全く異なる結果となるのに対し、(d) LETKF は正解値に近い結果を再現し、その計算誤差は、(b) RMSE=0.328、(c) RMSE=0.231 に対して (d) RMSE=0.171 に抑制されている。

3. 結論

本稿では、二次元格子ボルツマン法に局所アンサンブル変換カルマンフィルタ（LETKF）を実装し、精度検証を行なった。LETKF は、ナッジングデータ同化よりも高い精度を示し、128×128 格子に対して 2×2 と極めて少ない観測点しか得られない場合であっても良好なデータ同化を行うことが可能であることを示した。

謝辞 本研究の一部は JSPS 科研費若手研究（21K17755）および学際大規模情報基盤共同利用・共同研究拠点（jh210003, jh210049）より支援を頂いた。記して謝意を示す。

参考文献

[1] N. Onodera, et al., *Boundary Layer Meteorology*, **179**, 187–208 (2021). https://doi.org/10.1007/s10546-020-00594-x

[2] B. R. Hunt, et al., *Physica D*, **230**, 112–126 (2007). https://doi.org/10.1016/j.physd.2006.11.008

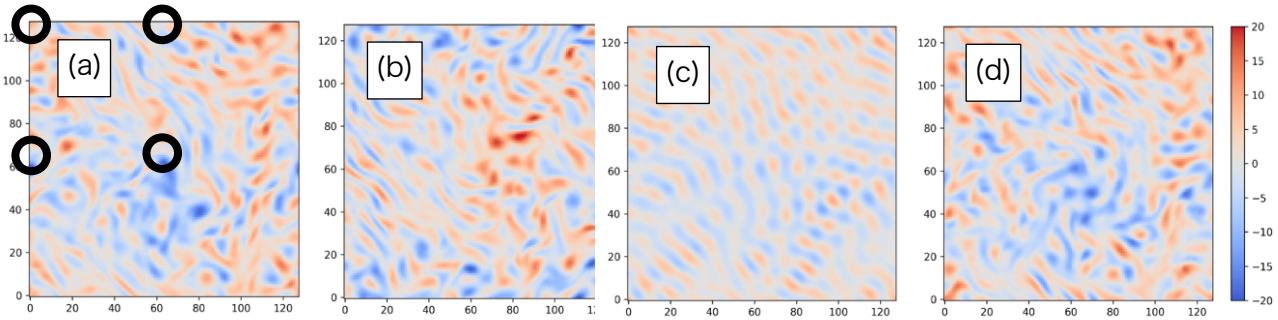


図 1　二次元等方乱流のデータ同化実験における渦度分布の瞬時値、(a)正解値（Nature run）、(b)データ同化なしの計算、(c)ナッジングデータ同化、(d)LETKF。ただし、(a)中の丸印は観測点位置を表す。

*Yuta Hasegawa[1], Naoyuki Onodera[1], Yuuichi Asahi[1], and Yasuhiro Idomura[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
（4）MVP/NASCA による核熱連成

Development of Advanced Neutronics/Thermal-Hydraulics Coupling Simulation System

(4) Neutronics/Thermal-Hydraulics Coupling Simulation Using MVP and NASCA

*秋江 拓志[1]，多田 健一[1]，神谷 朋宏[1]，小野 綾子[1]，長家 康展[1]，吉田 啓之[1]，川西 智弘[1]

[1]JAEA

JAEA では、軽水炉の設計高度化、安全性の向上を目的として、先進的核熱連成シミュレーションシステムの開発を進めている。本報告では、連続エネルギーモンテカルロ計算コード MVP[1)]とサブチャンネル解析コード NASCA[2)]を用いた核熱連成シミュレーションシステムについて報告する。

キーワード：核熱連成シミュレーション，MVP，NASCA，数値解析

1. 目的

先進的核熱連成シミュレーションシステムでは、様々な核計算コード、熱流動計算コードを自由に組み合わせた核熱連成シミュレーションの実現を目指している。これにより、単一集合体体系においては JUPITER や TPFIT などの機構論的熱流動解析コードを、全炉心体系においては NASCA や ACE-3D などのサブチャンネルコードを用いるなど、計算体系によって最適な計算コードを選択することが可能となる。

炉心体系での詳細な核熱連成を現実的な計算時間で実現するためには、NASCA のようなサブチャンネル解析コードとの連成が望ましい。そこで、MVP/NASCA を用いた核熱連成における課題を洗い出すため、プロトタイプシミュレーションシステム [3)]に MVP/NASCA の核熱連成機能を実装した。

2. MVP/NASCA を用いた核熱連成シミュレーションシステムの概要

開発したシステムは、BWR の 8×8 STEP-II、9×9 STEP-IIIA、STEP-IIIB の単一集合体体系の解析を対象としている。幾何形状や濃縮度分布については、OECD/NEA の燃焼クレジットベンチマーク Phase III-B[4)]や Phase III-C[5)]など、公開文献を参考に作成した。図 1 に 8×8 STEP-II 燃料の計算体系の例を示す。なお、燃料棒内やサブチャンネル内の詳細分割については、MVP/JUPITER や MVP/TPFIT の結果により検討する。

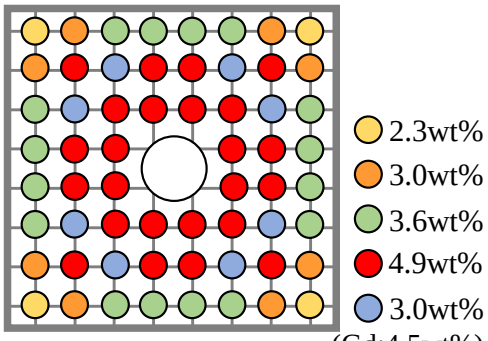


図1 MVP/NASCA 連成計算体系の例[4)] (8×8 STEP-II)

本システムでは、MVP の出力として与えられる燃料棒毎の核分裂率から燃料棒出力分布を NASCA に、NASCA の出力として与えられるサブチャンネル毎の水密度から ^{1}H や ^{16}O の原子数密度を計算し MVP に入力することで核熱連成解析を行う。本システムを用いて、核熱結合計算の反復回数や、定常とみなせるまでの熱流動計算の時間などの最適化などに取り組む予定である。発表では、開発したシステムの概要に加え、連成解析結果についても紹介する。

参考文献

1) 長家 康展ら、「MVP/GMVP Version 3」、JAEA/Data-Code 2016-018 (2017). 2) 堀田 亮年ら、「サブチャンネルコード NASCA による BWR 燃料熱的性能評価の現状」、日本機械学会論文集(B 編)、76 巻 763 号 (2010). 3) 多田 健一ら、「先進的核熱連成シミュレーションシステムの開発 (3)プロトタイプシミュレーションシステムの開発」、日本原子力学会 2021 年秋の大会 3G05 (2021). 4) H. Okuno, et al., “OECD/NEA burnup credit criticality benchmarks phase III-B,” JAERI-Research 2022-001 (2002). 5) K. Suyama, et al., “Burn-up credit criticality safety benchmark phase III-C,” NEA/NSC/R(2015)6 (2016).

* Hiroshi Akie[1], Kenichi Tada[1], Tomohiro Kamiya[1], Ayako Ono[1], Yasunobu Nagaya[1], Hiroyuki Yoshida[1] and Tomohiro Kawanishi[1] [1]JAEA

気液二相流計算における適切な Phase-Field 変数の検討

A study of appropriate Phase-Field variables for gas-liquid two-phase flow simulations

*杉原 健太[1]，小野寺 直幸[1]，井戸村 泰宏[1]，山下 晋[1]

[1]日本原子力研究開発機構

多相多成分熱流動解析コード JUPITER[1]の界面追跡手法に Phase-Field 法[2]を適用し、従来手法の THINC/WLIC 法[3]を用いた結果で発生していた流体率剥がれ問題を解決した。液滴振動問題の理論解と比較することにより適切な Phase-Field 変数を調査して界面幅およびモビリティの値が概ね明らかになった。

キーワード：気液二相流体、界面追跡法、Phase-Field 法

1. 緒言： JUPITER コードでは界面追跡手法として THINC/WLIC 法を用いており、過酷事故解析における炉内溶融物の界面の移動を数値散逸が少なく高精度に計算することを可能にしている。しかし、気液二相流のような界面の合体分離を伴うような激しい流れでは流体率（VOF 値）が界面から剥がれ小さな VOF 値が浮遊してしまう。この問題を解決するために Phase-Field 法を JUPITER に導入し、VOF 値の非物理的な剥がれを抑制することに成功した。本研究では、さらに液滴振動の理論解との比較により、界面幅を一定に保ちつつ表面張力計算を精度よく行う上で適切な Phase-Field 変数を調査した。

2. 液滴振動の周波数および減衰率解析： JUPITER に保存型 Phase-Field 法 (保存型 Allen-Cahn 方程式)

$$\frac{\partial \phi}{\partial t}+\nabla\cdot(\mathbf{u}\phi)=\bar{\gamma}\left(\varepsilon\nabla\cdot(\nabla\phi)-\nabla\cdot\left(\phi(1-\phi)\frac{\nabla\phi}{|\nabla\phi|}\right)\right),\quad \bar{\gamma}=M\sigma,\quad \varepsilon=\frac{\delta}{2b},\quad b=2\tanh^{-1}(1-2\lambda).$$

を適用し、適切な界面幅 δ およびモビリティ M を調査するために液滴振動解析を実施した。計算領域 4mm×4mm×4mm の中央に配置した長径約 2mm の楕円体の水の振動履歴を理論解と比較した。計算格子は液滴直径に対して 64 格子割り当て、時刻 200msec（約 24 周期）まで計算した。格子幅 Δx に対する界面幅 δ の依存性を調べた結果(Fig.1(A))、δ / Δx=3,4,5 のケースでは理論解に概ね一致した減衰振動の結果が得られ、界面幅を広げすぎると数値粘性により減衰しやすくなることが分かった。上式右辺の強さを調整する M 依存性を調べた結果（Fig.1(B)）、3~5 程度が適当であり大きすぎると減衰しにくくなることが明らかになった。

3. 結論： JUPITER コードに新たに導入した Phase-Field 法の適切なパラメータを調査した。気液界面に働く表面張力を正しく計算するためには 3 格子以上の界面幅を用いる必要があり、界面幅を一定に保つためには 3~5 程度のモビリティを用いる必要があることが明らかになった。従来発生していた VOF 値の剥がれを解決したため、気液各領域の体積評価が重要となる気泡流れの解析精度向上が期待できる。

(A)

Interface width $\delta/\Delta x$	Frequency $\omega[rad/s]$	Damping rate $\lambda[s^{-1}]$
2.0	-	-
3.0	746.41	4.576
4.0	750.98	5.278
5.0	749.63	5.497
Theoretical solution	764.37	5.021

(B)

Mobility M	Frequency $\omega[rad/s]$	Damping rate $\lambda[s^{-1}]$
1	752.13	-
3	747.25	5.137
5	746.41	4.576
10	746.08	4.002
Theoretical solution	764.37	5.021

Figure 1: Oscillating frequency and damping rate. Dependency of :(A) Interface width, (B) Mobility.

謝辞：本研究の一部は、科学研究費補助金・基盤研究（C）19K11992、21K11911 から支援を頂いた。

参考文献 [1] S.Yamashita, T.Ina, Y.Idomura and H.Yoshida. *Nuc. Eng. Des.*, Vol.322, pp.301-312, 2017.

[2] P.H.Chiu and Y.T.Lin. *J. Comp. Phys.*, Vol.230, No.1, pp. 185-204, 2011.

[3] K.Yokoi. *J. Comp. Phys.*, Vol. 226, No.2, pp. 1985-2002, 2007.

*Kenta Sugihara[1], Naoyuki Onodera[1], Yasuhiro Idomura[1] and Susumu Yamashita[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency.

A stable free-surface-detection method for consistent high-order MPS method

*Guangtao Duan and Mikio Sakai
Univ. of Tokyo

Abstract

The high-order schemes in MPS method can enhance accuracy but easily suffer from numerical instability at free surfaces. In this study, a new free-surface-detection method based on the stability analysis is proposed to solve this problem. Numerical examples demonstrated that the new method detected fewer free-surface particles but enhanced the stability.

Keywords: Particle method, MPS, Free surface, Stability, Accuracy

1. Introduction

The high-order schemes in particle methods can greatly suppress pressure fluctuations [1], improve boundary accuracy [2,3], and enhance reliability. The high-order particle method has great potential but suffers from instability easily at free surfaces. This paper aims to develop a novel free-surface-detection approach to suppress the instability.

2. Numerical methods

The high-order schemes presented in our previous study [3] are employed here. After careful investigation, it is found that the instability is closely related with the free-surface-detection method. Namely, when an internal particle is subjected to seriously biased neighbor support, the biased error will accumulate rapidly, triggering instability. After this internal particle is detected as a free-surface particle, the boundary condition imposition at free surfaces can break the error-accumulation loop and suppress the instability. The coefficients of discretization models can effectively measure the bias of neighbor supports. Therefore, the model coefficients are used to detect the required free surface particles.

3. Simulations and discussion

Four typical test cases were performed to contrast the stability between the existing and proposed approaches. It was found that the proposed approach detected fewer free-surface particles but produced more stable simulations than the existing ones. Meanwhile, the simulated results were in good agreement with the benchmark results in literatures.

4. Conclusion

A new free-surface-detection approach based on stability analysis is proposed for the high-order MPS method. The biased neighbor support is the main reason for error accumulation and instability. The proposed approach can detect fewer free-surface particles but produce more stable results than the existing approach. Based on the new technology, the high-order schemes can greatly enhance the accuracy and stability of particle methods.

5. Acknowledgements

This research was partially supported by the MEXT Quantum Leap Flagship Program (MEXT Q-LEAP) under Grant No. JPMXS0118067246 and JSPS KAKENHI under Grant No. 19K15478.

References

[1] Tamai T, Koshizuka S., Least squares moving particle semi-implicit method. Computational Particle Mechanics 2014; 1(4):441.

[2] Matsunaga T, et al., Improved treatment of wall boundary conditions for a particle method with consistent spatial discretization. Computer Methods in Applied Mechanics and Engineering 2020; 358:112–624.

[3] Duan G, et al., Imposing accurate wall boundary conditions in corrective-matrix-based moving particle semi-implicit method for free surface flow. International Journal for Numerical Methods in Fluids 2021; 93(1):148–175.

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

[1B06-09] Simulation Models and Methods

Chair: Mikio Sakai (UTokyo)

Wed. Mar 16, 2022 10:55 AM - 12:00 PM Room B

[1B06] TDDFT+Langevin model calculations for inertial energy dissipation in quasi-fission dynamics

*Yoritaka Iwata[1], Haoran Wang[2] (1. Kansai University, 2. Shibaura Institute of Technology)

10:55 AM - 11:10 AM

[1B07] High-precision condensation simulation with interface-tracking method

*Kei Ito[1], Naoya Odaira[1], Daisuke Ito[1], Yasushi Saito[1] (1. Kyoto University)

11:10 AM - 11:25 AM

[1B08] Application of Surrogate Models for Statistical Safety Evaluation

*Ikuo Kinoshita[1] (1. INSS)

11:25 AM - 11:40 AM

[1B09] Estimation of radiation source distribution using LASSO

*Susumu Yamada[1], Masahiko Machida[1] (1. JAEA)

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

TDDFT＋Langevin モデルによる核分裂反応における慣性散逸効果

TDDFT+Langevin model calculations for inertial energy dissipation in quasi-fission dynamics

*岩田 順敬[1]，王浩然[2]
[1]関西大学，[2]芝浦工業大学

原子核自由度の巨視的 Langevin 計算に、核子自由度の微視的時間依存密度汎関数計算（TDDFT）によって得られた摩擦テンソルを導入することで、核分裂に関する広範な実験データと比較可能な TDDFT＋Langevin 計算による計算結果を紹介する。結果から、従来の粘性散逸効果に加えて、慣性散逸の効果がとくに核分裂が起こる程度の低エネルギー原子核反応で有効に機能していることを示す。これは低エネルギー原子核反応に特有の非線形性が顕在化したものとして理解できる。

キーワード： 慣性散逸、核分裂反応、TDDFT＋Langevin モデル

1. 緒言

核分裂反応においては、エネルギー散逸が重要な役割を担っているものと考えられている。実際に核分裂反応に等エネルギー性を仮定した理論計算では、原子核の結合エネルギーから運動エネルギーへの移行が限定的で分裂確率が過小評価されることが知られている。このような状況の下で等エネルギー性を破る重要な要素がエネルギー散逸と核分裂との関係についてはまだ多くのことが定量的によくわかっていない。

2. TDDFT＋Langevin モデル

原子核自由度の４次元Langevinモデルの摩擦テンソル γ_{ij} に核子自由度の時間依存密度汎関数計算(TDDFT)から得られた摩擦係数を導入する。

$$\frac{dq_\mu}{dt} = m^{-1}_{\mu j} p_j,$$
$$\frac{dp_\mu}{dt} = -\frac{dV}{dq_i} - \frac{1}{2}\frac{dm^{-1}_{ij}}{dq_\mu} p_i p_j - \gamma_{\mu i} m^{-1}_{ij} p_j - g_{\mu i} R_i,$$

3. 結論

このモデルによって、従来の Langevin 計算では用いられてこなかった

- エネルギーに依存した摩擦係数
- 分裂する原子核によって異なる摩擦係数
- 非経験的な量子効果の導入

が実現できる。提案手法を用いれば、核分裂に関する広範な実験データと比較することが可能となる。

参考文献

[1] Y. Iwata, and T. Nishikawa,” Inertial energy dissipation in quasi fission dynamics”, arXiv2111.13093.

---

*Yoritaka Iwata[1], and Haoran Wang[2]
[1]Kansai University, [2]Shibaura Institute of Technology

界面追跡法に基づく高精度凝縮解析手法の開発

High-precision condensation simulation with interface-tracking method

*伊藤 啓[1]，大平 直也[1]，伊藤 大介[1]，齊藤 泰司[1]

[1]京都大学

沸騰・凝縮など大きな密度変化を伴う相変化を生じる流れ場の数値解析は、精度・安定性などの点において未だ多くの課題が残されている。本研究では、界面追跡法に基づく高精度な凝縮解析手法を開発する。

キーワード：界面追跡法，相変化，凝縮，数値解析

1. 緒言

沸騰・凝縮などを生じる流れ場の数値解析は、高精度に安定して実施することが未だ難しい問題である。本研究では、界面追跡法に基づく凝縮流れ解析手法開発の一環として、気液界面の移動計算の再検討を行い、従来の解析手法と比較して高精度に解析が行える手法を開発する。

2. 界面追跡法に基づく凝縮解析

本研究では、高精度 Volume-of-fluid 法[1]に基づく界面追跡を行う。Volume-of-fluid 法に基づく従来の凝縮計算では、凝縮に伴う気液界面の移動は各格子セル内で行うのが一般的であるため、凝縮量が多い、または格子セル内の気相体積が少ないなどの状況で、気液界面がセルを跨いで移動する際には解析精度が低下する。これを抑制するため、格子セル間の界面移動を正確に計算する手法を開発した。

3. 検証解析

開発した手法の検証として、1 次元 Stefan 問題の解析を行った。初期状態において解析体系は飽和蒸気で満たされており、冷却壁面の温度を 298.15 K に保つことにより壁面上で凝縮が生じ、時間とともに気液界面が x の正方向に移動していく。解析格子のサイズは 0.0625 mm とし、時間刻みを 0.01～0.2 s まで変化させた。時間刻み 0.1 s の場合の気液界面位置の時間変化を Fig. 1 に示す。従来手法、改良手法ともに理論解と良く一致しているが、従来手法の結果は理論値を下回っている。Fig. 2 に示す解析誤差（界面位置の理論値に対する解析結果の誤差）の比較結果からも、改良手法の方が高い解析精度を与えることが分かる。

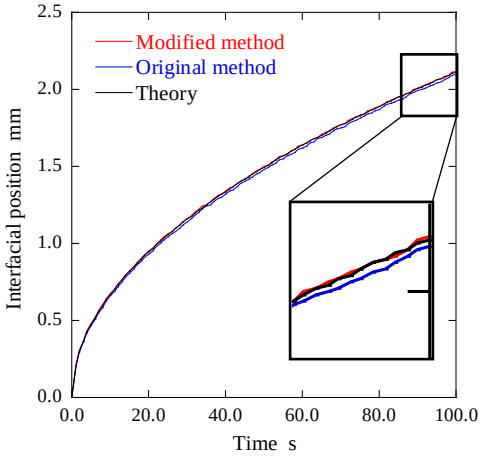


Fig. 1　Interfacial location

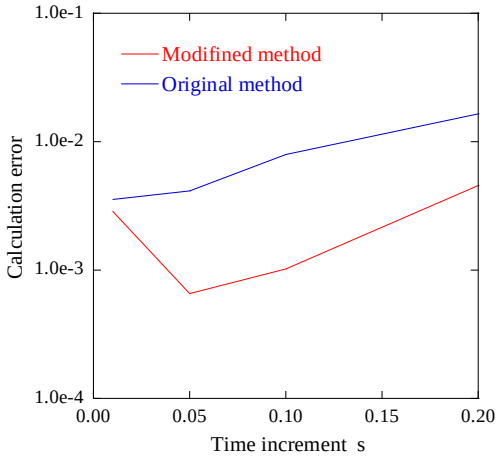


Fig. 2　Simulation accuracy

4. 結言

高精度界面追跡法に基づく凝縮解析手法について、セル間の界面移動や界面熱流束を正確に計算する手法を開発し、従来手法と比較して計算精度が向上することを確認した。

謝辞

本研究は JSPS 科研費 JP19H02638 の助成を受けたものです。

参考文献

[1] K. Ito et al., Multiphase Science and Technology, Vol. 32, No. 2, pp. 109-131, 2019.

*Kei Ito[1], Naoya Odaira[1], Daisuke Ito[1] and Yasushi Saito[1]

[1]Kyoto Univ.

統計的安全評価における代替統計モデルの適用
(6) Stan による不確かさのベイズ推定

Application of Surrogate Models for Statistical Safety Evaluation

(6) Bayesian modeling and inference for uncertainty analysis using Stan

*木下 郁男

原子力安全システム研究所

RELAP5 コードによる燃料被覆管最高温度の統計的安全評価に対して、代替統計モデルの適用性を検討している。本報では、確率的プログラミング言語 Stan を用いて、代替統計モデルによる不確かさ解析のベイズ推定を行い、95%累積確率値の予測区間を算出した。

キーワード：統計的安全評価，代替統計モデル，ベイズ推定，Stan，RELAP5

1. 緒言　代替統計モデルは、解析コードの入力と計算結果との関係を近似するように少数のサンプル(学習データ)から学習されたモデルである。代替統計モデルを統計的安全評価に適用するにあたっては、学習データ以外のデータに対する予測精度の確認が必要である。本研究では、確率的プログラミング言語 Stan [1]を用いて、不確かさ解析のベイズ推定を行い、95%累積確率値の予測区間を算出した。

2. 解析方法　解析対象は、ROSA/LSTF の低温側配管 1.0%破断実験とした。本実験を対象に、RELAP5 コードによりモデル不確かさ(7 パラメータ)を変化させた統計解析 (1024 サンプル)を行い、被覆管最高温度(PCT)の不確かさを評価した [2]。

本研究では、この不確かさ解析を対象に、93 サンプルを学習データとして、Stan により不確かさ解析のベイズ推定を行った。不確かさ解析の統計モデルは 7 変数 2 次多項式で定義し、ノイズを正規分布で与えた。各パラメータの事前分布は無情報事前分布で与え、事後分布の平均値を用いて、不確かさ解析の予測モデルを構築した。また、PCT の事後予測分布により、不確かさ解析の 95%ベイズ予測区間を算出した。

3. 解析結果　図 1 に、PCT の 95%ベイズ予測区間を示す。学習データ(93 サンプル)は赤丸で示されている。学習データ以外のデータに対するベイズ予測区間は、学習データに対するベイズ予測区間よりも大きい。少数の例外を除き RELAP5 による PCT 計算値はベイズ予測区間に含まれており、本研究のモデルによるベイズ推定は適切であると言える。

図 2 に、PCT の累積確率分布を 95%ベイズ予測区間と合わせて示す。破線は、各データのベイズ推定における 5%点および 95%点についての累積確率分布を示している。

表 1 に、PCT の不確かさに係る統計量の評価を示す。ベイズ推定による 95%値は 883.29K であり、RELAP5 計算による 95%値の 885.30K とよく一致する結果が得られた。また、ベイズ推定による 95%点の 95%累積確率値は 906.98K であり、順序統計法による評価値の 908.80K とよく一致する結果が得られた。

参考文献 [1] Stan Development Team, Stan User's Guide, Ver. 2.28, https://mc-stan.org. [2] I. Kinoshita, et al., IMECE2016-66638 (2016).

*Ikuo Kinoshita, INSS

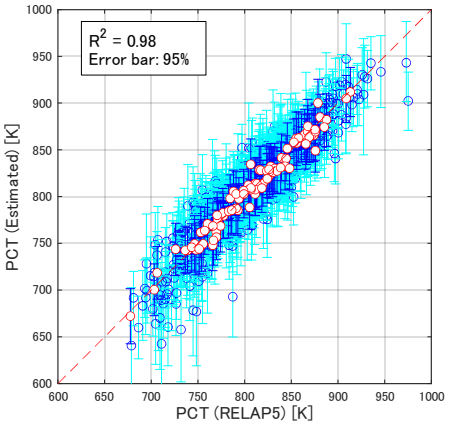


図 1　PCT の 95%ベイズ予測区間

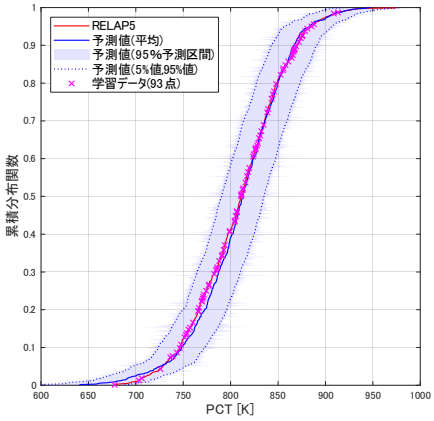


図 2　PCT の累積分布関数

表 1　PCT の不確かさに係る統計量の評価

評価法	統計量	PCT [K]
代替統計モデル (ベイズ推定)	95%値	883.29
	95%/95%値	906.98
順序統計法 (93 サンプル)	最大値	913.14
	2 番目に大きい値	908.80
RELAP5	95%値	885.30

Lasso 回帰を用いた放射線源分布の推定

Estimation of radiation source distribution using LASSO

*山田　進[1]，町田　昌彦[1]
[1]日本原子力研究開発機構

現在、福島第一原子力発電所では廃炉作業が行われているが、安全かつ効率的な廃炉作業を行うためには、放射線源の分布を知ることが重要である。そこで、本研究では複数の観測点で計測した線量値を利用したLASSO による回帰分析により線源分布を推定する方法の有効性を評価する。

キーワード：LASSO，線源推定，スパースモデリング

1. 緒言

2011 年 3 月の福島第一原子力発電所の事故を受け、現在廃炉作業が行われているが、この作業を安全かつ効率的に行うためには、放射線源の分布を知ることが重要である。この線源分布は、壁や床などの対象物付近の放射線量を計測することで知ることができるが、什器等を移動させるごとに再測定が必要になるため、効率的ではない。そこで、本研究では、複数の観測点で計測された線量値と、あらかじめ計算しておいた対象物から観測点までの減衰率から放射線源を逆推定する LASSO による回帰分析コードを開発しており、このコードを用いた試計算により得られた結果を報告する。

2. LASSO による線源推定方法

複数の観測点で計測した線量値と対象物から観測点までの減衰率から線源分布を LASSO で推定するには、観測値のベクトルy 、減衰率を表現した行列をAとした時に評価関数

$$\frac{1}{2}\|y - Ax\|_2^2 + \lambda\|x\|_1$$

を最小化するxが推定された線源分布を表現しているベクトルになる[1]。ここで、λは非負の正則化パラメータであり、この値が増加するとxの非ゼロ成分が減少する。この評価関数を最小化するxの計算方法は数多く提案されているが、線源の値（ベクトルxの成分）は非負である制限がある。そのため、本研究では、そのような条件下でベクトルを求めることのできる Nonnegative LASSO [2]を採用したコードを開発している。この開発したコードを用いた試計算では、ある領域に放射線源を配置し、線源と観測点の距離の 2 乗に比例して線量が減衰するとの仮定の下で、逆推定を行ったところ、線源の推定が可能であることを確認した。本結果および実際の原子炉建屋内を対象にしたシミュレーション結果は当日発表する。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「令和 3 年度開始廃炉・汚染水対策事業費補助金（原子炉建屋内の環境改善のための技術の開発(被ばく低減のための環境・線源分布のデジタル化技術の開発)）」の成果の一部である。

参考文献

[1] Wei Shi, et. al., Inverse estimation scheme on radioactive source distribution inside nuclear power plant buildings using LASSO: Theory and Demonstration, 日本原子力学会英文論文誌. (投稿中)

[2] L. Wu, Y. Yang and H. Lin, Nonnegative-lasso and application in index tracking, *Computational Science and Data Analysis*, **70**, 116-126, 2014.

---

*Susumu Yamada[1] and Masahiko Machida[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 202-1 Radiation Behaviors, Radiation Shielding

[1B10-15] Radiation Shielding

Chair: Masato Watanabe (Chubu Electric Power)
Wed. Mar 16, 2022 2:45 PM - 4:25 PM Room B

[1B10] Discussion on the Standardization of Shielding Material focusing on Shielding Concrete

*Koichi Okuno[1], Masahiro Taniguchi[2], Toshinobu Maenaka[3], Koji Oishi[4], Masahiro Yoshida[5], Kenichi Kimura[6], Kenichi Tanaka[7] (1. Hazama-Ando, 2. Taisei Corp, 3. Takenaka Corp, 4. JRE, 5. NUSTEC, 6. Fujita Corp, 7. IAE)

2:45 PM - 3:00 PM

[1B11] Shielding design of x-rays for 3 GeV next-generation synchrotron radiation facility

*Hiroki Matsuda[1], Masayuki Hagiwara[1], Akihiro Takeuchi[1], Toshiro Itoga[2], Hiroyuki Konishi[1] (1. QST, 2. JASRI)

3:00 PM - 3:15 PM

[1B12] Study on Appropriate Review of Simple Dose Calculation Method for Gamma-Ray Shielding

*Yoshihiro Hirao[1], Seiki Ohnishi[1], Osamu Sato[2] (1. NMRI, 2. NUCLTECH)

3:15 PM - 3:30 PM

[1B13] A study on duct streaming from maze in medical linac room

*Takuma Noto[1], Kazuaki Kosako[1], Hitoshi Nakashima[1] (1. Shimizu)

3:30 PM - 3:45 PM

[1B14] Planning and preliminary experiments of validation experiments in V&V for shielding analysis codes

*Shinji GOKO[1], Tetsuro MATSUMOTO[2], Akihiko MASUDA[2], Seiya MANABE[2], Hideki HARANO[2], Osamu SATO[3], Koichi OKUNO[4], Toshiya SANAMI[5,6] (1. NRA, 2. AIST, 3. NUCLTECH, 4. HAZAMA ANDO, 5. KEK, 6. SOKENDAI)

3:45 PM - 4:00 PM

[1B15] The new features of the visualization tool, gxsview (2)

*Seiki Ohnishi[1] (1. NMRI)

4:00 PM - 4:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

遮蔽材料標準の策定について(19)

- コンクリートの標準組成検討の現状 -

Discussion on the Standardization of Shielding Material focusing on Shielding Concrete

(19)　Current status of standard composition of concrete

*奥野 功一[1]、前中 敏伸[2]、谷口 雅弘[3]、大石 晃嗣[4]、吉田 昌弘[5]、木村 健一[6]、田中 健一[7]

[1]安藤ハザマ、[2]竹中工務店、[3]大成建設、[4]日環研、[5]原子力安全技術センター、[6]フジタ、[7]エネ総研

標準委員会 放射線遮蔽分科会遮蔽材料標準作業会では、遮蔽設計に用いるためのコンクリート材料組成の標準化を検討している。今回、標準組成策定の現状について報告する。

キーワード：遮蔽材料，コンクリート，標準材料組成

１．緒言

遮蔽材料組成の標準化作業については、多くの箇所で使用されている遮蔽コンクリートに対して現在検討を進めている。今回、標準組成策定の現状について報告する。

２．組成の考え方

原子力施設等で施工される遮蔽コンクリートの元素組成と設計段階での遮蔽計算に用いられる元素組成は一般には一致していない。遮蔽コンクリートは、使用する骨材の種類の違いによりSiO_2を主成分としたものと$CaCO_3$を主成分としたものの２つに大別できる。また、主成分以外にも遮蔽コンクリートを構成する元素は多数あり、それらの組成割合は骨材の採取地域に応じて地域差がある。コンクリートは地産地消の材料であるため、標準組成策定においても地域差への対応を検討しなければならない。そこで地域差などを排除した標準組成を作成するため、多数の元素を骨材の種類に応じて構成比率が高いSiやCaに置き換えた元素組成を作成することにした。原子力施設等で使用されている遮蔽コンクリートの多くはSiO_2を主成分とした骨材を用いたものであるため、規定組成にはSiO_2を主成分としたものを、参考組成として$CaCO_3$を主成分とした組成を検討している。さらに感度解析の結果、組成変動の線量率への影響が大きい事が判明したFeとCの元素も考慮している。

遮蔽コンクリートに含まれる水分については、原子炉建屋等の遮蔽設計で使用されていたANL-5800の元素組成の自由水含水率が3%程度であること、公開文献によると原子炉施設における遮蔽壁の自由水含有量は遮蔽壁中心部で多く、内外表面に近くなるに従い下がる傾向であることが判っている。そのため、前報でも報告した通り、遮蔽コンクリートに含まれる水分については、原子炉施設等でのいくつかの温度制約条件などに基づき理論的に設定し、海外施設も含めた実測データも検討し、施設において現実に存在しうる適度な水分を含めた気乾組成とすることとしている。

３．今後の計画

遮蔽コンクリートに対して規定組成と参考組成を作成し、原子力学会標準の附属書に掲載する線量率影響評価条件を決めると共に、最終の線量評価を実施する計画である。

---

*Koichi Okuno[1], Toshinobu Maenaka[2], Masahiro Taniguch[3], Koji Oishi[4], Masahiro Yoshida[5], Ken-ichi Kimura[6] , Ken-ichi Tanaka [7]

[1]Hazama-Ando Corp., ,[2]Takenaka Corp., [3]Taisei Corp.[4]JER.,[5]NUSTEC,[6]Fujita Corp.,[7]IAE

3 GeV 次世代放射光施設における放射光による遮蔽設計

Shielding design of x-rays for 3 GeV next-generation synchrotron radiation facility

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

[1] 量研機構，[2] JASRI

東北大学青葉山新キャンパスに現在建設中である 3 GeV 次世代放射光施設には、軟 X 線及び硬 X 線ビームラインの両方が設置される。放射光入射時のハッチ遮蔽計算を PHITS を用いて行った。

キーワード：遮蔽設計，PHITS，放射光，3 GeV 次世代放射光施設

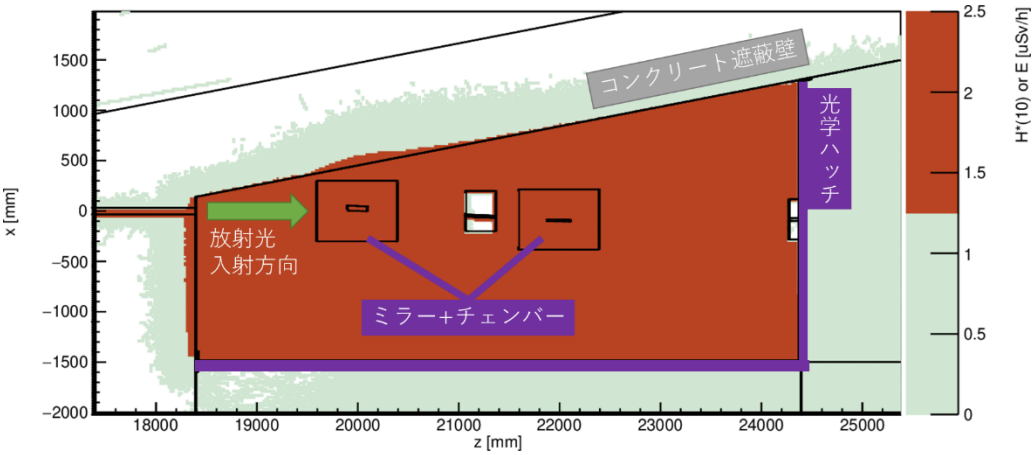
1. 緒言

東北大学青葉山新キャンパスに現在建設中である 3 GeV 次世代放射光施設 [1]は日本国内初の高輝度中型 3 GeV 級放射光施設であり、2024 年度ユーザー利用開始に向けて整備が進められている。この施設では「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、実験ホールを非管理区域にすることを目指している。

2. 評価方法

2021 年秋の大会 [2]では制動放射線による遮蔽を計算したが、今回は放射光スペクトルによる遮蔽を PHITS [3]を用いて計算した。放射光スペクトルは SPECTRA [4]で計算した。光学ハッチ外を非管理区域とするため、目標線量限度を 1.25 μSv/h と設定した。例として QST が整備する BL02 における実効線量分布を挙げる。実際の光学ハッチを模擬するために、遮蔽壁とコンクリート面の隙間、コンクリート躯体と床面に設けられた構造、及びハッチダクトをジオメトリに組み込みストリーミングも評価した。

3. 評価結果



左図に実効線量分布を示すが、光学ハッチ外で目標線量限度を下回っていることが分かる。またダクトや隙間からのストリーミングは確認されなかった。

参考文献

[1] QST, 次世代放射光施設整備開発センター, www.qst.go.jp/site/3gev/, 2022 年 1 月 12 日訪問

[2] T. Sato, et al., J. Nucl. Sci. Technol., 2018, doi:10.1080/00223131.2017.1419890

[3] 松田ら, 3 GeV 次世代放射光施設におけるビームライン遮蔽設計, 原子力学会 2021 年秋の大会

[4] T. Tanaka, et al., J. Synchrotron Radiat. 28, 1267 (2021), doi:10.1107/S1600577521004100

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

[1]QST, [2]JASRI

γ線簡易遮蔽線量計算法の適切な見直しに関する研究
二重層遮蔽線量計算の再評価

Study on Appropriate Review of Simple Dose Calculation Method for Gamma-Ray Shielding

Reevaluation of Two-Layer Slab Shielding Dose Calculation

*平尾 好弘[1]，大西 世紀[1]，佐藤 理[2]

[1] 海技研, [2]NUCLTECH

ICRP2007 年勧告の法令取入れに伴い、線量換算係数等の変更を計算コードに適切に反映し、また最新の知見を踏まえて簡易遮蔽計算のフレームワークを見直す安全研究を実施している [1)]。今回、既往研究はあるものの、簡易計算法としてあまり採用されない多重層遮蔽の線量計算を高エネルギーに拡張して再評価した。代表的な二重層遮蔽に対して、モンテカルロ輸送計算（MC）で線量減衰の参照解を求め、それを近似的に再現する簡易計算用データを整備して、壁外の線量を合理的に求める方法を提案する。

キーワード：γ線遮蔽計算，簡易線量評価，ICRP2007 年勧告, 二重層遮蔽、多重層遮蔽

1. 二重層遮蔽線量の簡易計算用データの整備手法

線源を中心に置き、二重層を模した二重殻球体系での 1 次 γ、光中性子とその 2 次 γ による線量減衰を MC 計算し、点減衰核法のビルドアップ係数（BF）と同じ考え方でデータ整理する。即ち、1 次 γ の線源エネルギーに対する線量減衰係数に対して、光中性子と 2 次 γ の寄与を擬似的な BF として、一次 γ の BF と同様に乗ずる。第一層の 1 次 γ と光中性子の BF は基本的に第一層の単層 BF と同じとみなせるので、実際には第二層の BF データだけ整備すればよい。また第二層の BF の遮蔽厚さに対する変化は mfp ではなく cm ベースにすると緩やかになり、低次の多項式近似が可能になる。この多項式パラメータを BF データとして整備する。線量計算を行う場合は、まず第一層の厚さ及びエネルギーの変数が近い BF データを幾つか選び、対数補間することによって二重層に対する BF 値を求める。あとは、線源エネルギーに対する線量換算係数と減衰係数を用いて、点減衰核法により 1 次 γ、光中性子、2 次 γ の各線量寄与を求めて合算する。

2. 二重層遮蔽線量の簡易計算用データの作成事例と特徴

ポリエチレン、コンクリート、鉄、鉛の二層の組合せに対し、第一層の厚さ 2~32cm、線源エネルギー 0.1~25MeV で離散的にデータを整備した。事前に、分散低減を用いた MC で十分な統計精度を得られるエネルギーと遮蔽厚さの範囲、層境界の急激な減衰変化を再現できるタリー間隔、第二層の必要十分な厚さについて検討した。その結果、鉛では 0.1MeV で数 cm しか計算できないため下限を上げること、第二層の最初 1cm に 0.1cm の短いタリー間隔を設けること、また第 2 層の厚さは 1~2mfp もあればよいことがわかった。

図 1 に、鉄とコンクリートの二重層 BF 及び単層 BF の cm 厚さによる変化を示す。1MeV の場合、第一層がどの厚さでも第二層の BF の変化を高い相関で多項式近似可能なことがわかる。15MeV の場合、二重層 BF は、第一層で単層 BF と僅かにズレが見られるものの、第二層の変化は、光中性子と 2 次 γ も含めていずれも多項式で近似可能である。なお、第一層で光中性子が発生する BF の特徴として、第二層に水素が含まれる場合、光中性子 (pn)が第二層から急に減衰に転じ、図 1 右の第 1 層 16cm の場合、43cm 位で 1 次 γ (p.g.)と寄与が逆転することがわかる。また 2 次 γ (s.g.)が増加する様子もみられ、例えば鉛とポリエチレンの組合せでは 2 次 γ の寄与がさらに顕著になる。他にも、第二層で光中性子が発生しうる場合、エネルギーが光核反応の閾値以下まで落ちる第一層の厚さを特定すること等、光核反応の影響範囲の評価は重要である。

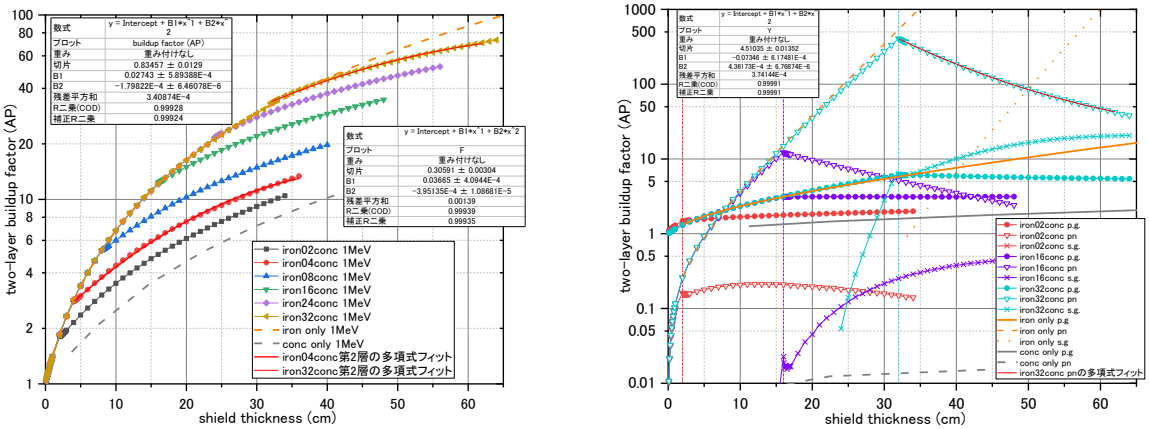


図 1　鉄＋コンクリートの二重層及び単層の各種 BF の cm 厚さによる変化（左：1MeV、右：15MeV）

謝辞　本研究は、放射線安全規制研究戦略的推進事業費（20317593）の助成を得て実施された。

1) 平尾他, γ線簡易遮蔽線量計算法の適切な見直しに関する研究、AESJ 2021 年春の年会 1D04.

*Yoshihiro Hirao[1], Seiki Ohnishi[1] and Osamu Sato[2]

[1] NMRI, [2] NUCLTECH

医療用リニアック室の迷路から貫通するダクトの漏洩線量に関する検討

A study on duct streaming from maze in medical linac room

*能任　琢真[1]，小迫　和明[1]，中島　均[1]
[1]清水建設

がん治療のための医療用リニアック室の遮蔽設計に必要な、迷路内から室外へ遮蔽壁を貫通するダクト開口からの漏洩に関する簡易計算を検討した。3 次元モンテカルロ計算コード MCNP5 を用いて迷路に設置された開口から漏洩する実効線量を求め、簡易計算との比較を行った。

キーワード：遮蔽設計，実効線量，ダクトストリーミング，迷路，リニアック

1. 緒言

がん治療のための医療用リニアック室を新設・改修する際に、放射線が室外に過剰に漏洩することのないよう、適切な遮蔽が設けられる。しかし、迷路内の天井付近から室外へ、遮蔽壁を貫通するように設置されたダクト開口の周辺および室外側では、照射室や迷路内で複数回散乱の影響を受けるため、現在でも適切な手法が確立されていない。特に、開口からの漏洩を防ぐため、開口よりも低い位置に鉛とポリエチレンからなる遮蔽棚が設けられる場合は、散乱がより複雑になる。本研究は、電子加速エネルギー10 MeV の医療用リニアック室を対象に、迷路内の実効線量から、開口の径や貫通する遮蔽壁の厚さ等の幾何形状をもとに、開口の室外側の実効線量を評価する簡易計算法を検討している。迷路内の任意位置の線量計算が可能である場合の、開口からの漏洩線量の簡易計算法について報告する。

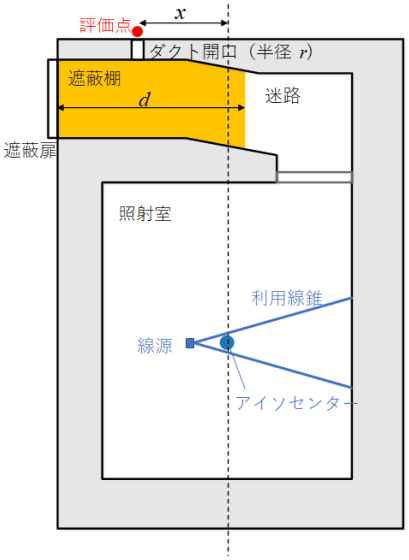


図 1 リニアック室平面図

2. 線量評価

3 次元モンテカルロ計算コード MCNP5 を用いて、医療用リニアック室の迷路内および迷路内に設置されたダクト開口の室外側評価点の実効線量を計算した。この際、開口は図 1 の様に、迷路内で最も遮蔽扉側の直進部分の天井付近から、直進方向と垂直に外側の遮蔽壁を貫通しており、迷路内には開口よりも低く、かつ通行の邪魔にならない位置には遮蔽棚が設置されている。また、X 線の照射方向は、迷路内の線量が最大となるように、照射室と迷路の出入り口のある壁方向とした。複数のリニアック室の設計をベースに、開口位置(x)、開口径(r)、遮蔽棚奥行き(d)の条件を変え、モンテカルロ計算による評価点の実効線量と、モンテカルロ計算で得られた迷路内線量をもとに、簡易計算により求めた評価点の実効線量を比較した（図 2）。その結果、100 μSv/3 月以上では簡易計算の結果がモンテカルロ計算に比べ安全側かつ 2 倍以内で一致することを確認した。

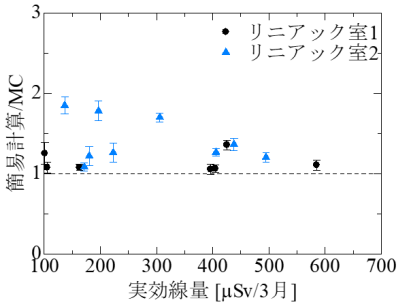


図 2 計算値の比較

3. 結論

10 MeV リニアック室において、迷路内かつ遮蔽棚より上部に設置され、迷路と垂直方向に伸びる開口から漏洩する X 線の実効線量について、迷路内の線量と開口周辺の幾何形状から開口室外側の実効線量を評価することが可能である。今後、迷路内かつ遮蔽棚上部の線量の簡易計算法について検討する。

*Takuma Noto[1], Kazuaki Kosako[1] and Hitoshi Nakashima[1]
[1]Shimizu Corporation

遮蔽解析コード V&V における妥当性確認実験の計画及び予備実験

Planning and preliminary experiments of validation experiments in V&V for shielding analysis codes

*後神 進史[1]，松本 哲郎[2]，増田 明彦[2]，真鍋 征也[2]，原野 秀樹[2]，佐藤 理[3]，奥野 功一[4]，佐波 俊哉[5]
[1]原子力規制庁長官官房技術基盤グループ，[2]産業技術総合研究所，
[3]ニュークリア・テクノロジー・コンサルティング，[4]安藤ハザマ，
[5]高エネルギー加速器研究機構・総合研究大学院大学

使用済燃料等の輸送・貯蔵の許認可申請においてモンテカルロコードによる遮蔽解析結果が示された際に、コード検証と妥当性確認（V&V）に対する評価を迅速かつ適切に実施するための研究を行っている。V&V の一環である妥当性確認実験の計画概要及び予備実験の結果、並びに来年度実施予定の本実験に向けての検討内容について報告する。

キーワード：遮蔽，モンテカルロコード, V&V，妥当性確認実験

1. 緒言

使用済燃料等の輸送・貯蔵の許認可審査において、遮蔽解析コードとして近年活用が増加傾向にあるモンテカルロコードの適用性確認を迅速かつ適切に実施する必要があるため、V&V 手法等の研究を進めている。V&V の重要な要素の一つに妥当性確認実験の実施があり、最終的に解析コードの不確かさを定量化するためには実験に付随する誤差や不確かさが詳細に評価された実験結果が必要となるため、それらを取得する手法を確立する必要がある。それらの検討を進め、V&V として実験データに要求すべき要件等をまとめるため、妥当性確認実験の計画を進めている。

2. 妥当性確認実験

遮蔽解析コードに対する妥当性確認実験（ベンチマーク実験）を調査したところ、過去に多数の実績が存在しているが、本研究で必要性を検討している実験の不確かさ等に関する情報を揃えた実験は非常に少ない。また、遮蔽体での中性子捕獲により発生する二次ガンマ線の透過に対しては実験データそのものが非常に少ない。これらの調査結果に基づき、二次ガンマ線の生成及び測定を含め、V&V の観点から高精度な実験データを得るための予備実験を行った。実験は(国)産業技術総合研究所の中性子標準施設及び(株)安藤ハザマ技術研究所の放射線実験室において、施設所有の ^{252}Cf 及び Am-Be 中性子源を用いて、ポリエチレンや鉄等の素材（供試体）に対する中性子及び二次ガンマ線の透過を、ボナーボール検出器、シンチレーションスペクトロメータ、レムカウンター、電離箱線量計等を用いてそれぞれ測定した（図 1 参照）。得られた測定データと解析コードによる解析結果を比較すること等により、実験配置やその設置精度、検出器架台や周辺物品による影響の程度等を評価し、実験に付随する不確かさの評価方法について検討を進めた。得られた実験結果及び知見を基に、来年度実施予定の本実験に向けて、実験配置の最適化や取得が必要な情報等について検討を行った。

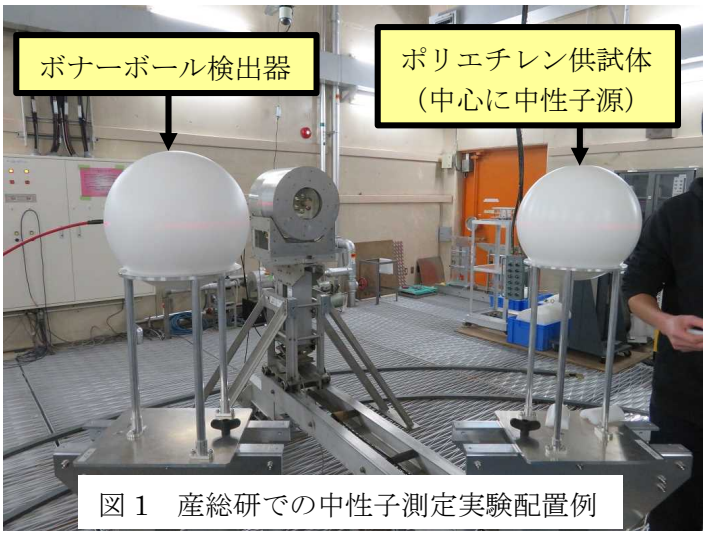


図 1　産総研での中性子測定実験配置例

3. まとめ

本発表では、遮蔽解析コード V&V における妥当性確認実験の計画概要及び予備実験の結果、並びに来年度実施予定の本実験に向けての検討内容について報告する。

---

*GOKO Shinji[1], MATSUMOTO Tetsuro[2], MASUDA Akihiko[2], MANABE Seiya[2], HARANO Hideki[2], SATO Osamu[3], OKUNO Koichi[4], SANAMI Toshiya[5]
[1]Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R),
[2]The National Institute of Advanced Industrial Science and Technology, [3]Nuclear Technology Consulting, [4]Hazama Ando Corporation,
[5]High Energy Accelerator Research Organization / The Graduate University for Advanced Studies

遮蔽計算のための基盤的可視化ソフトウェア gxsview の新機能（２）

The new features of the visualization tool, Gxsview (2)

*大西　世紀

海上技術安全研究所

3 次元モンテカルロ輸送計算コード入力可視化ツールとして開発された Gxsview コードの機能拡張を行った。デスクトップ版では GUI 操作の改良を、Web 版ではバーチャルリアリティ(Virtual Reality, VR)対応を中心にユーザビリティの改善を実施した。

キーワード：可視化，遮蔽計算，モンテカルロ，MCNP，PHITS，VR，web アプリケーション

1. 緒言

MCNP 及び PHITS の入力ファイル可視化のために Gxsview コードを開発し、2020 年秋の大会で報告を行った。当発表では、遮蔽計算支援のために追加した新機能及び今後の拡張・発展について述べる。

2. 新機能

2-1. デスクトップ版における機能拡張

デスクトップ版 Gxsview では主に GUI 操作の拡充を実施した。これにより表示/非表示セルの一括選択/解除、並びにマウスクリックにより選択したセルの視野中心への配置が可能となっている。また可視状態の保存及び復元が実装された。この可視状態は JSON 形式でファイルへ記録されるため、テキストエディタ等での閲覧・編集が可能である。

2-2. Web 版における機能拡張

Web アプリ版では新たな機能としてヘッドマウントディスプレイ等に対応した VR 化を実施した。この VR 機能は WebXR API を利用しており、ブラウザでアクセスした後に web ページ上のボタンを押すことで VR 状態のオンオフを切り替える。また Web アプリシステムの実用化としてロードバランサによるバックエンドのクラスタ化を実施した。

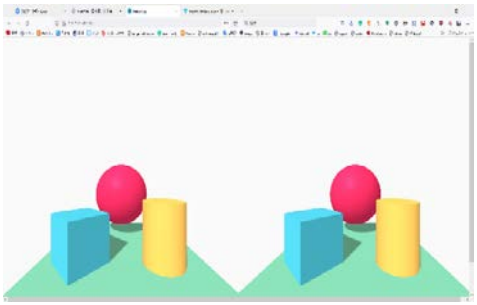


図 1 ブラウザによる VR 例
(Webxr エミュレーション時)

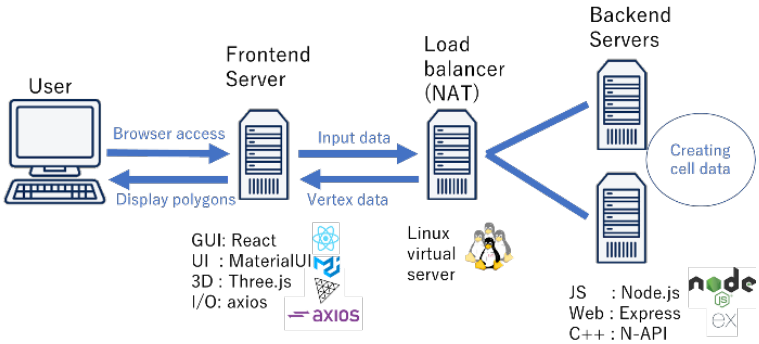


図 2 Web アプリシステム構成

3. 結言

PHITS 及び MCNP の計算大系並び断面積の可視化ツールとして開発された Gxsview コードに新機能を追加した。今後は海技研クラウドを通じた一般への恒常的な公開・運用を実施する予定である。

*Seiki Ohnishi

National Maritime Research Institute, Japan

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 202-4 Medical Use of Quantum Beam

[1B16-19] Medical Radioisotope

Chair: Kenichi Watanabe (Kyusyu Univ.)

Wed. Mar 16, 2022 4:25 PM - 5:30 PM Room B

[1B16] Development of a method for rapid and simultaneous analysis of chemical form and radioactivity of At-211

*Mariko Segawa[1], makoto maeda[1], yosuke toh[1], ichiro nishinaka[2], shigeki watanabe[2], ichiro sasaki[2], noriko ishioka[2] (1. JAEA, 2. QST)

4:25 PM - 4:40 PM

[1B17] Development of astatine-211 dry recovery process by evaporation with aerosol

*Masaru Yuhara[1], Shinya Miyamoto[1], Satoshi Wada[1], Yuki Nakai[1], Takashi Oomori[1], Kazuaki Tsukada[2], Masato Asai[2], Mitsuhiro Fukuda[3], Atsushi Toyoshima[4], Atsushi Shinohara[4,5] (1. TOSHIBA ESS, 2. JAEA, 3. RCNP, Osaka Univ., 4. IRS, Osaka Univ., 5. Osaka Aoyama Univ.)

4:40 PM - 4:55 PM

[1B18] Study on Ac-225 production from Ra-226 by using an electron LINAC: Ac-225 separation experiment from Ra-226

*Kunihiro Miyoshi[1], Kotaro Nagatsu[2], Jun Ichinose[2], Hisashi Suzuki[2], Masafumi Ozeki[1], Hidetoshi Kikunaga[3], Shigeru Kashiwagi[3], Masahiro Sakurai[1], Ryohei Terabayashi[1], Shuichi Hasegawa[1] (1. UTokyo, 2. QST, 3. Tohoku Univ.)

4:55 PM - 5:10 PM

[1B19] Preparation of porous MoO_3 targets for producing $^{99}Mo/^{99m}Tc$

*Mai Ngoc Quach[1], Chu Minh Ngo[1], Ying Yang[1], Binh Thanh Nguyen, Thai Van Nguyen, Thi Mai Dung Do[1], Nakayama Tadachika[1], Suematsu Hisayuki[1] (1. Nagaoka University of Technology)

5:10 PM - 5:25 PM

©Atomic Energy Society of Japan

高放射能 At-211 の生成量・化学形の短時間同時分析技術開発

Development of a method for rapid and simultaneous analysis of chemical form and radioactivity of At-211

*瀬川 麻里子[1]、前田 亮[1]、藤 暢輔[1]、西中 一朗[2]、渡辺 茂樹[2]、佐々木 一郎[2]、石岡 典子[2]
(1. JAEA、2. QST)

がん新療法の実用化に資する高放射能 At-211 の分析技術開発において、燐光の少ないシンチレータを採用した撮像システムの分析性能を検証し、実用化に不可欠な連続分析が可能であるとの結果を得た。

キーワード：医療用 RI、α線放出核種 At-211、α線イメージング、可視化分析

1. 緒言　α線放出核種 At-211 を利用したがんの新療法は、全身に転移した難治性のがんに対し高い治療効果が期待されるため、実用化に向けた研究が精力的に進められている。この新療法の実用化には、**半減期が 7.2 時間と短い** At-211 を無駄に損失することなく、その生成量と化学形を迅速に分析する技術が必要である。発表者らは、薄膜クロマトグラフィーにより化学形毎に At-211 を分離した試料を用い、シンチレータ及び高感度カメラでα線を可視化して At-211 の生成量（放射能）と化学形を短時間で同時分析する技術を開発している。これまでに、基礎研究等で使用される 700 Bq 以下の低放射能 At-211 に対し、放射能と化学形の定量が可能である事を実証して基盤技術の確立を図ってきた。その一方で、実用先である前臨床・臨床研究では主に数百 kBq～数百 MBq の高放射能 At-211 が使用されるため、これら高放射能 At-211 に対する定量性を検証する必要がある。しかし、α線測定用シンチレータとして一般的な ZnS(Ag)（以後 ZnS）を高放射能 At-211 に用いると、ZnS 内に生じる燐光のため、定量性を失い連続分析ができないという課題があった。本研究では、高放射能 At-211 を試料として、燐光の少ない複数のシンチレータの発光量と燐光の発生量（燐光量）を比較し、高放射能 At-211 に対する本技術の定量性を検証した。

2. 実験　量子科学技術研究開発機構　高崎量子応用研究所 TIARA 施設にて、放射能の異なる At-211 を 12 点滴下した試料（以後、検量用 At-211 試料）を用意した。シンチレータには発光量の多い ZnS（厚さ 12 μm の透明フィルムに密度 3.25 mg/cm^2 の ZnS 粉末を塗布）、発光量は ZnS と比較し少ないが燐光が少ないと予想される 2 種のシンチレータ（CsI（厚さ 1 mm）、プラスチック（以後 Plastic、厚さ 300 μm））を用いた。これらのシンチレータと高感度カメラ（ビットラン社製 CS67M）を組み合わせたα線撮像システムにより検量用 At-211 試料の発光量及び燐光量を測定した。

3. 結果　図 1(a, b)に ZnS 及び Plastic により測定した検量用 At-211 試料の 2 次元画像を示す。測定時間は(a)50 ms (b)20 s、測定時の放射能は 596 kBq~ 5.96 MBq であり、各図中の左上が低放射能、右下が高放射能領域である。図 1(c, d)に、図 1(a, b)の撮像後に検量用 At-211 試料を取り外して測定した 2 次元画像を示す。図 1(c)に示す ZnS では連続分析を妨害する燐光が見られる一方で、図 1(d)の Plastic は燐光を生じない事が分かった。以上から、前臨床・臨床研究で用いられるレベルのうち数 MBq までの高放射能 At-211 に対して、Plastic を採用したα線撮像システムにより連続分析が可能であることが分かった。また、撮像時間の最適化によって、前臨床・臨床研究に用いられるレベルの高放射能 At-211 に対しても分析値の定量性が得られるとの見通しを得た。発表では、実用化に向けて実施した薄膜クロマトグラフィーの分析結果等についても報告する。

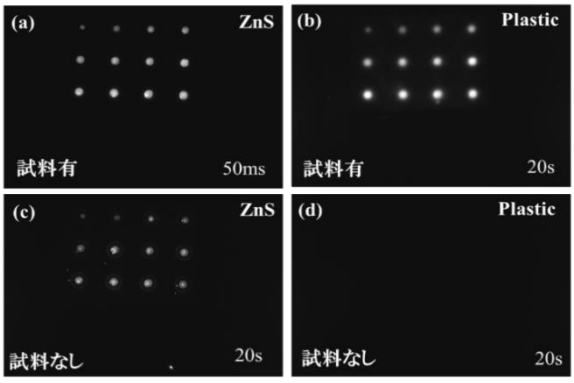


図 1 検量用 At-211 試料と燐光の可視化画像
(a)ZnS による At-211 可視化画像, (b)Plastic による At-211 可視化画像, (c)ZnS の燐光画像, (d)Plastic による画像

*Mariko Segawa[1], Makoto Maeda[1], Yosuke Toh[1], Ichiro Nishinaka[2], Shigeki Watanabe[2], Ichiro Sasaki[2] and Noriko Ishioka[2],[1]JAEA, [2]QST

エアロゾルを用いた At-211 乾式分離技術の開発

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

*湯原 勝[1]，宮本 真哉[1]，和田 怜志[1]，中居 勇樹[1]，大森 孝[1]，塚田 和明[2]，浅井 雅人[2]，
福田 光宏[3]，豊嶋 厚史[4]，篠原 厚[4,5]
[1]東芝エネルギーシステムズ，[2]原子力機構先端研，[3]阪大 RCNP，[4]阪大放射線機構，[5]大阪青山大

^{209}Bi(α,2n)^{211}At で生成する ^{211}At の乾式分離回収方法を検討している。当該プロセスにエアロゾルを導入することで ^{211}At との複合体とし、フィルタ回収する手法の有効性を評価した。

キーワード：At-211、医薬品原料製造、分離、エアロゾル、アスタチン

1. 緒言　標的アイソトープ治療用核種として注目される ^{211}At は ^{209}Bi(α,2n)^{211}At で生成する。Bi からの ^{211}At 分離法として乾留法が主に報告されているが[1]、配管付着等による分離効率低下の課題がある。そこで、ガスジェット法[2]を参考に、^{211}At をフィルタ回収する手法を検討し、単位時間当たりエアロゾル捕集量と ^{211}At 回収率に正の相関を確認した[3]。今回、エアロゾル発生温度をパラメータとして、^{211}At 回収率を評価した。

2. 実験方法　日本原子力研究開発機構タンデム加速器を用いて 28MeV に加速した ^{4}He^{2+}イオンを Bi ターゲット(純度 4N)に照射して、100kBq オーダーの ^{211}At を生成し分離試験に供した。Ge 半導体検出器で 72～96keV のピークを用いて ^{211}At を定量した。図 1 に分離回収試験装置の概要を示す。He ガス流速 83cm/min で KCl 粉末を 650～750℃に加熱しエアロゾルを発生させた。^{211}At 蒸発部にエアロゾル含有 He ガスを導入し、照射済みターゲットを 500℃で 20 分間加熱して ^{211}At を蒸発させ混合した。ガス中の固形分をガラス繊維フィルタで捕集後、0.01M NaOH 水溶液で溶解した。分離回収装置内面、フィルタの洗浄液中 ^{211}At 濃度を Ge 半導体検出器で、K 濃度をイオンメータで測定し、^{211}At 回収率(%)、^{211}At 蒸発部入口におけるエアロゾル濃度(mg/cm^3)を評価した。

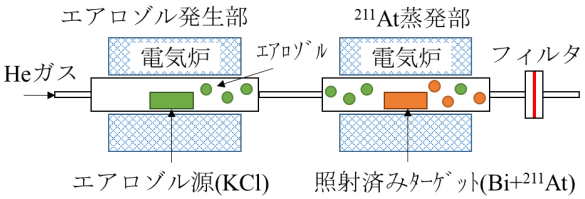


図 1. ^{211}At 分離回収試験装置

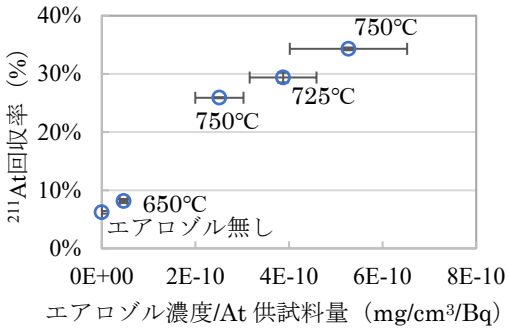


図 2.単位 ^{211}At 量当たりのエアロゾル濃度に対する ^{211}At 回収率

3. 実験結果　エアロゾル発生温度が高い程、エアロゾル導入速度は増大した。従来の研究[3]ではエアロゾル導入速度が大きい程 ^{211}At 回収率は高いが、一部条件で関係が逆転した。そこで、分離時 ^{211}At 供試量で規格化したところ、図 2 のように ^{211}At 回収率に対して正の相関が得られた。これは ^{211}At に対するエアロゾルの相対空間密度増大に伴い ^{211}At-エアロゾルの衝突・結合が促進され、複合体生成量が増加したためと考えられる。

4. 結論　単位 ^{211}At 量当たりのエアロゾル導入速度増大が ^{211}At 回収率向上に有効であることを確認した。

謝辞　本研究は、国立研究開発法人科学技術振興機構 産学共創プラットフォーム共同研究推進プログラム（JST、OPERA、JPMJOP1721）の支援を受けて実施した。本研究成果は日本原子力研究開発機構の施設供用制度により得られたものである。

参考文献　[1] E. Aneheim et al, “Automated astatination of biomolecules – a stepping stone towards multicenter clinical trials” (2015).
[2] K.Rengan et al.(1993). Ultrafast Chemical Separations, Washington, D.C.: National Academy Press.
[3] 湯原ら、「エアロゾルを用いた At-211 乾式分離技術の開発」放射化学討論会 2021、3K05

---

*Masaru Yuhara[1], Shinya Miyamto[1], Satoshi Wada[1], Yuki Nakai[1], Takashi Omori[1], Kazuaki Tsukada[2], Masato Asai[2], Mitsuhiro Fukuda[3], Atsushi Toyoshima[4], Atsushi Shinohara[4,5]　[1]Toshiba ESS, [2]JAEA, [3]RCNP, Osaka Univ., [4]IRS, Osaka Univ., [5]Osaka Aoyama Univ.

電子線形加速器と Ra-226 を用いた Ac-225 放射性医薬品生成の検討: Ac-225 分離精製試験

Study on Ac-225 production from Ra-226 by using an electron LINAC: Separation experiment of Ac-225 from Ra-226

*三好 邦博[1], 永津 弘太郎[2], 市瀬 潤[2], 鈴木 寿[2], 尾関 政文[1], 菊永 英寿[3], 柏木 茂[3], 櫻井 政宏[1], 寺林 稜平[1], 長谷川 秀一[1]
[1]東大, [2]量研•量医研, [3]東北大

標的 α 線治療用の核種として注目される Ac-225 を Ra-226 と電子線形加速器によって生成するための原理実証を進めている。Au メッキ基板を用いた Ra-226 ターゲットを作成し Ac-225 生成試験と単離試験を実施した。

キーワード：標的α線治療, Ra-226, Ac-225, 電子線形加速器, 光核反応

1. 緒言

固体 Ra-226 を電子線形加速器で照射するためのターゲットシステム開発および照射後の Ac-225 分離精製プロセスの評価を進めている。電着法にて調整した Ra-226 を Al 照射容器内に密封し、電子線形加速器にて照射後、Ac-225 を単離する。

2. Au メッキ基板を用いた Ra-226 ターゲットの評価

従前の検討で Al 基板へ直接電着すると、Al 表面に腐食が観察された。そこで、Al 基板に対して Ni および Au の二層のメッキを施し、安定した電着と不純物の溶出を抑制する設計を考案した(図 1)。照射後でも、電着物は基板上に保持されていることを確認した。



図 1 照射後の電着物の様子

3. Ac-225 分離精製試験

照射後生成物中からの Ac-225 分離抽出を抽出クロマトグラフィーにて行なった(図 2)。照射された電着物を硝酸にて溶解し、DGA および LN レジンの 2 種類にて Ac-225 の単離を行なった。

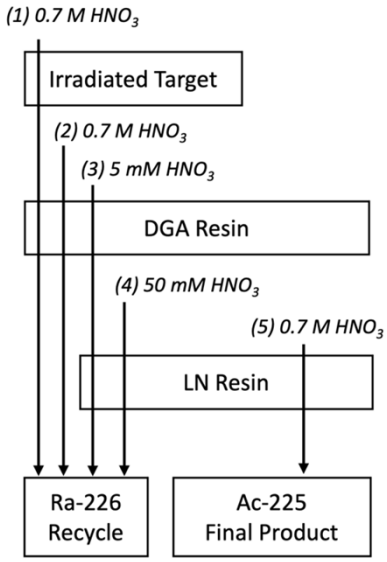


図 2 Ra/Ac 分離精製プロセス

4. 今後の予定

光核反応の効率評価と Ac-225 分離精製プロセスの最適化を行い、GBq オーダーの Ra-226 を照射可能な照射装置の検討も並行して進める予定である。

参考文献

[1] Tatsuhiko Sato et al., Features of Particle and Heavy Ion Transport code System (PHITS) version 3.02, J. Nucl. Sci. Technol. 55(5-6), 684-690 (2018)

[2] K. Nagatsu et al., J. Nucl. Med. Mol. Img. (2020) doi/10.1007/s00259-021-05460-7

*Kunihiro Miyoshi[1], Kotaro Nagatsu[2], Jun Ichinose[2], Hisashi Suzuki[2], Masafumi Ozeki[1], Hidetoshi Kikunaga, Shigeru Kashiwagi, Masahiro Sakurai[1], Ryohei Terabayashi[1], Shuichi Hasegawa[1]

[1]Univ. of Tokyo, [2]iQMS-QST, [3]Tohoku Univ.

Preparation of porous MoO_3 targets for producing $^{99}Mo/^{99m}Tc$

*Quach Ngoc Mai[(1)(2)], Ngo Minh Chu[(1)], Ying Yang[(1)], Nguyen Thanh Binh[(3)], Nguyen Van Thai[(2)], Thi Mai Dung Do[(1)], Tadachika Nakayama[(1)], Hisayuki Suematsu[(1)]
[(1)]Extreme Energy-Density Research Institute, Nagaoka University of Technology, Nagaoka, Niigata 940-2188, Japan
[(2)]Department of Nuclear Engineering and Environmental Physics, School of Engineering Physics, Hanoi University of Science and Technology.
[(3)]Radioisotope Research and Preparation Centre, Dalat Nuclear Research Institute.

Keywords: Porous MoO_3 target, Mo wires, heating, MNCPX, DNRR.

Technitium-99m (^{99m}Tc), a daughter nucleus from β decay of ^{99}Mo, is the most widely used medical radioisotope [1]. Due to non-proliferation regulations in Japan, it is not possible to produce ^{99}Mo by a nuclear fission (n, f) method requiring highly enriched uranium. Therefore, a neutron capture (n, γ) method has been developed to supply ^{99}Mo domestically. From our previous research, the hot atom effect of radioisotopes after irradiation was proved in MoO_3 powder, and this effect can be utilized in the radioisotopes extraction process using only water [2]. However, to utilize the hot atom effect to extract radioisotopes, a porous target of MoO_3 is necessary. The sintering method using MoO_3 and NaCl powders was investigated to make a MoO_3 porous target previously [3,4]. Nevertheless, the porous structure has not been successfully made. Therefore, in this report, Mo wires were heated in an electrical furnace at 500 and 550 °C with one and two-step heating in air to synthesize a good MoO_3 porous structure. Mo wires were characterized by X-ray diffraction (XRD) and scanning electron microscopy (SEM) after heating. The results in Fig. 1 showed that α-MoO_3 was formed after heating at both conditions of one-step (Fig.1 (a)) and two-step (Fig. 1(b)) heating and the MoO_3 porous structure was made and strongly maintained by small remaining Mo wire (Fig. 2). These porous MoO_3 structures after characterizing were chosen as targets to be irradiated in the neutron irradiation experiment and compared with α-MoO_3 powder. In order to predict the result of the neutron irradiation experiment, the activity of MoO_3 porous wire was preliminary calculated by theory and Monte Carlo N–Particle Transport Code (MCNPX) with the irradiation conditions. From the results in this work, the MoO_3 porous structure from Mo wire was successfully made by a simple heating method; the simulation results supported choosing the best condition for irradiation experiment in the next step. Currently, the irradiation experiment is being conducted at Dalat Nuclear Research Reactor (DNRR); the result will be presented at the conference.

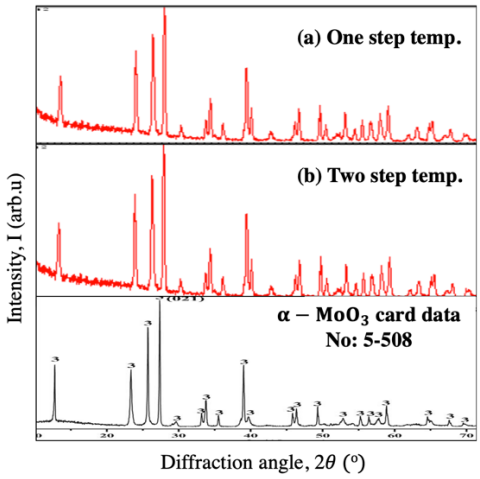


Fig.1. XRD results of α-MoO_3 sample were synthesize

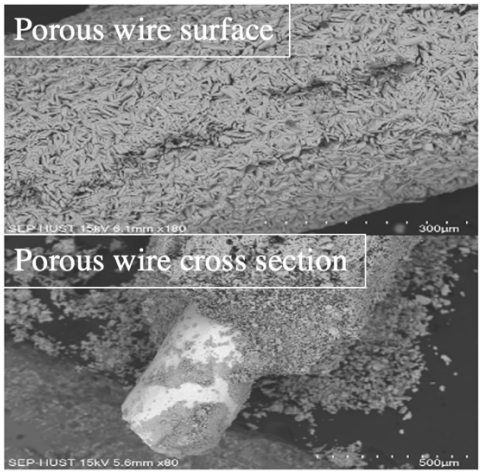


Fig.2. SEM results of porous α-MoO_3 surface and the Mo core inside of wire.

References
[1] R. E. Boyd, “Molybdenum-99: Technetium-99m generator” , National Center for Biotechnology Information, 123-145, 1982.
[2] H. Suematsu et.al, ホットアトムと含水 MoO_3 多孔体による ^{99m}Tc 医療用放射性同位元素作製法開発.
[3] M. Seki, “Development of water nuclide separation method for medical ^{99}Mo / ^{99m}Tc generator development”, Nagaoka University of Technology, (2017).
[4] T.Q.Thang,”Development of porous MoO_3 target for radioisotope separation with water”, Nagaoka University of Technology, (2020).

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

[1C01-04] High Temoerature Gas Reactor

Chair: Masaaki Tanaka (JAEA)

Wed. Mar 16, 2022 9:30 AM - 10:45 AM Room C

[1C01] HTTR Heat Application Test Project

*Hiroyuki Sato[1], Takeshi Aoki[1], Shoichiro Okita[1], Hasegawa Takeshi[1], Atsushi Shimizu[1], Kazuhiko Iigaki[1], Nariaki Sakaba[1] （1. Japan Atomic Energy Agency）

9:30 AM - 9:45 AM

[1C02] HTTR Heat Application Test Project

*Takeshi Aoki[1], Hiroyuki Sato[1], Nariaki Sakaba[1] （1. JAEA）

9:45 AM - 10:00 AM

[1C03] HTTR Heat Application Test Project

*Takeshi Hasegawa[1], Takeshi Aoki[1], Hiroyuki Sato[1], Nariaki Sakaba[1] （1. JAEA）

10:00 AM - 10:15 AM

[1C04] Development of AL-DENTE (AnaLysis tool system for Dose EvaluatioN in accidents of high TEmperature gas-cooled reactors)

*Shoichiro Okita[1], Takeshi Aoki[1], Hiroyuki Sato[1], jun Aihara[1], Hirofumi Ohashi[1] （1. Japan Atomic Energy Agency）

10:15 AM - 10:30 AM

©Atomic Energy Society of Japan

HTTR-熱利用試験計画　（1）計画の概要

HTTR Heat Application Test Project　(1) Summary of Test Project

*佐藤博之[1]，青木 健[1]，沖田将一朗[1]，長谷川武史[1]，清水厚志[1]，飯垣和彦[1]，坂場成昭[1]
[1]原子力機構

HTTR-熱利用試験計画は、高温ガス炉と水素製造施設等の熱利用試験施設の接続技術確立を目的とする。本報では、HTTR を活用した本試験の概要を報告する。

キーワード：高温ガス炉，水素製造

1. 試験計画の概要

「2050 年カーボンニュートラルに伴うグリーン成長戦略」では、大量かつ安価なカーボンフリー水素製造に必要な技術開発に向け、高温ガス炉と水素製造施設の高い安全性を有する接続技術を確立し、2030 年までに HTTR（高温工学試験研究炉）から得られる高温熱を活用し水素を製造することが工程表に示された。原子力機構は、次年度から、HTTR により水素を製造することを目的とした新たなプロジェクトを開始する。

2. HTTR-熱利用試験施設

HTTR-熱利用試験施設は、既設の高温ガス炉 HTTR 及び技術が確立されている天然ガス水蒸気改質法による水素製造施設により構成する（図１）。原子炉から取り出された高温の１次ヘリウムガスは、中間熱交換器を介し２次ヘリウムガスに熱を伝える。２次ヘリウムガスは新たに設置する高温ヘリウム配管を通り、原子炉格納容器及び原子炉建家を貫通し、高温隔離弁を経由して水蒸気改質器に反応熱を供給し、水素を製造する。

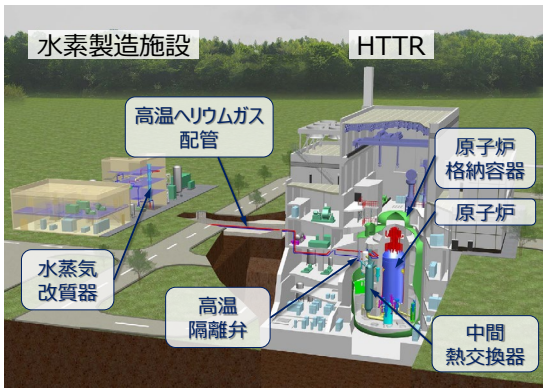


図１　HTTR-熱利用試験施設

3. 技術開発

HTTR-熱利用試験では、原子力規制委員会からの許認可取得を通じて、水素製造施設の可燃性ガス火災爆発等、水素製造施設接続に伴い新たに考慮すべき事項に係る高温ガス炉の安全設計及び安全評価技術を確立させる。また、HTTR-熱利用試験施設の設計、建設及び運転を通じて、高温ガス炉と水素製造施設の接続に必要な機器として水素製造施設異常時に必要な系統隔離を行う高温隔離弁等を開発するとともに、システム設計技術として実用システムの制御設計に必要なプラントシミュレーターを確立する（図２）。

技術	開発対象	機能	R&D内容
機器	① 高温隔離弁 ② 温度変動緩和装置 ③ 高温ヘリウムガス配管 ④ ヘリウムガス循環機	• 水素製造施設異常時の隔離（①） • 水素製造施設異常時の冷却材温度変化抑制（②） • 高温ヘリウムガス供給（③、④）	• 締切性能の確証（①） • 異常模擬試験による性能確証（②） • 断熱性能の確証（③） • ヘリウムガス漏えい防止機構の性能確証（④）
システム設計	• プラントシミュレーター	• プラント制御特性評価	• 過渡試験データによる検証
安全評価	• 可燃性ガス火災爆発影響評価手法	• 離隔距離評価	• 評価ガイドの確立

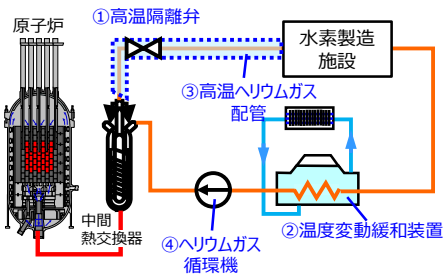


図２　高温ガス炉と水素製造施設の接続に必要な機器、システム設計及び安全評価技術

*Hiroyuki Sato[1], Takeshi Aoki[1], Shoichiro Okita[1], Takeshi Hasegawa[1], Atsushi Shimizu[1], Kazuhiko Iigaki[1] and Nariaki Sakaba[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

HTTR-熱利用試験計画　（2）プラント動特性評価手法の開発

HTTR Heat Application Test Project　(2) Development of Plant Dynamics Evaluation Methodology

*青木 健[1]，佐藤　博之[1]，坂場 成昭[1]

[1]原子力機構

原子力による高温熱を用いた水素製造のための高温ガス炉と水素製造施設の接続技術確立に向け、実用高温ガス炉−水素製造システムのプラント制御設計に必須のシステム評価コードを新たに開発する必要がある。本報ではその概要、これまでの開発状況、今後の開発計画を報告する。

キーワード：高温ガス炉、水素製造、HTTR、熱流動、数値解析

1. はじめに　実用高温ガス炉水素製造システムに向け、起動停止や設備異常時等の運転方法や制御設計を確立する必要がある。HTTR に水素製造施設（天然ガスの水蒸気改質法）を接続する HTTR−熱利用試験では、運転方法や制御設計の検討に必要なプラント動特性評価や水素製造施設異常に起因する原子炉施設内の可燃性物質の移流拡散挙動評価が可能なシステム評価コードを開発する。

2. システム評価コードの概要　システム評価コードは、これまで RELAP5 MOD3[1]をベースに開発を進めてきた。水素製造施設を HTTR に接続したシステムを評価するため、プラント制御特性、可燃性ガスの移流拡散、水素製造施設の熱物質収支の評価機能を追加する計画である。システム評価コードの評価体系を図 1 に示す。プラント制御特性評価では、RELAP5 MOD3 標準搭載の制御系評価機能を用い、高温ガス炉特有のプラント熱流力特性や核的動特性、制御系の相互作用を考慮する。異常時に水素製造施設から原子炉施設に流入する可燃性ガスの移流拡散評価では、一次元拡散方程式を追加することで、可燃性ガス濃度の経時変化を評価する。水素製造施設の熱物質収支評価では、水蒸気改質器における化学反応熱を考慮するとともに、構造体と冷却材の温度を用いて、伝熱量を評価する。

3. 開発計画　開発計画を表 1 に示す。原子炉廻りの熱流力特性に核的動特性を含めたプラント制御特性に係る評価モデルは HTTR 熱負荷変動試験[2]の冷却材温度データを用いて検証する。水素製造施設の熱物質収支及び高温ガス炉水素製造プラント動特性に係る評価モデルは、HTTR−熱利用試験で得られる運転・試験データにより検証する。今後は、水素製造施設の熱物質収支に係る評価手法整備を優先して進める。

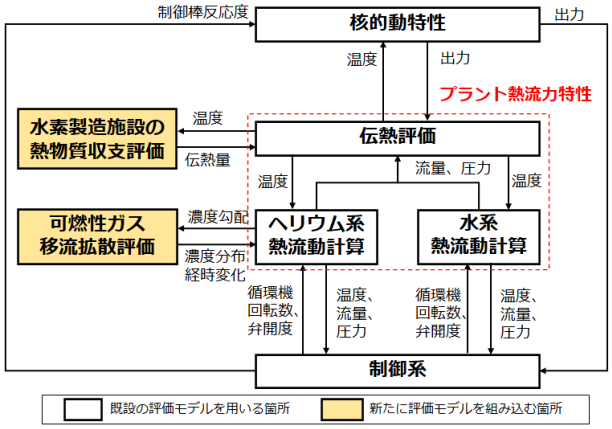


図 1　システム評価コードの評価体系

表 1　システム評価コードの開発計画

開発計画		開発状況	
開発項目	検証方法	手法整備	検証
プラント熱流力特性*	HTTR熱負荷変動試験（核加熱試験）	−	完了[3]
	HTTR-熱利用試験	−	実施中
核的動特性	HTTR熱負荷変動試験（非核加熱試験）	−	未実施
制御系		完了[3]	
可燃性ガス移流拡散特性	単純体系における理論解	完了[4]	完了[4]
水素生成反応熱物質収支	HTTR-熱利用試験	未実施	未実施

＊原子炉廻りの熱流力特性をHTTR熱負荷変動試験、水素製造施設の接続時の系統全体の熱流力特性をHTTR-熱利用試験で検証する。

参考文献

[1] U.S. Nuclear Regulatory Commission. NUREG/CR-5535 (1995). [2] 栃尾他, JAEA-Technology 2011-018 (2011).

[3] 青木他, 日本原子力学会 2021 年春の年会, 1C08 (2021). [4] Aoki, T. et al., ICONE 2020, online, ICONE20-16199 (2020).

*Takeshi Aoki, Hiroyuki Sato and Nariaki Sakaba

Japan Atomic Energy Agency

HTTR-熱利用試験計画
(3) 可燃性ガスの火災爆発影響評価手法の開発

HTTR Heat Application Test Project

(3) Development of Combustible Gas Fire and Explosion Effect Evaluation Methodology

*長谷川 武史[1]，青木 健[1]，佐藤 博之[1]，坂場 成昭[1]

[1]原子力機構

高温ガス炉水素製造システムの安全評価技術確立に向け開発を進めている、水素製造施設異常時に漏えいした可燃性ガスによる火災爆発の原子炉施設への影響評価手法の概要を報告する。

キーワード：高温ガス炉，水素製造，HTTR，HTTR-熱利用試験，流体解析

1. 緒言

高温ガス炉から高温熱を供給することで駆動するカーボンフリー水素製造を実用化するためには、原子炉施設と水素製造施設を適切な距離で離隔して原子炉の安全性を確保する必要がある。原子力機構は、安全性の確保と設備の経済性を両立する離隔距離を設定するための評価手法の開発を進めている。

2.火災爆発影響評価手法の概要

火災爆発影響評価の実施手順を図１に示す。プラントの構成・特性の調査では、可燃性ガスの種類とそのインベントリや系統構成等を調査する。事故シナリオの分析では、機器故障から可燃性ガスの漏えいや火災爆発に至るまでのシナリオや漏えい位置や着火位置等の評価条件を設定する。可燃性ガスの漏えい挙動解析では、「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」の危険限界距離算出式を用いた評価をベースとし、高温ガス炉水素製造システムで想定される事故シナリオ及び評価条件に基づき、火災爆発影響評価が可能な流体解析コード FLACS [2]を用いて危険限界距離を算出する。

3. 開発計画

事故シナリオや評価条件設定に係る実施手順を明確化することで、FLACS を用いた危険限界距離評価方法を確立する計画である。事故シナリオの設定においては、化学プラントの安全性評価手法を導入し、イベントツリー法等に基づく複数の機器故障時の可燃性ガス漏えいを考慮可能な方法の検討を進める。評価条件の設定においては、火災爆発影響評価における重要因子の摘出や保守性を考慮する因子の選定、保守的な限界条件の設定方法等を検討する。

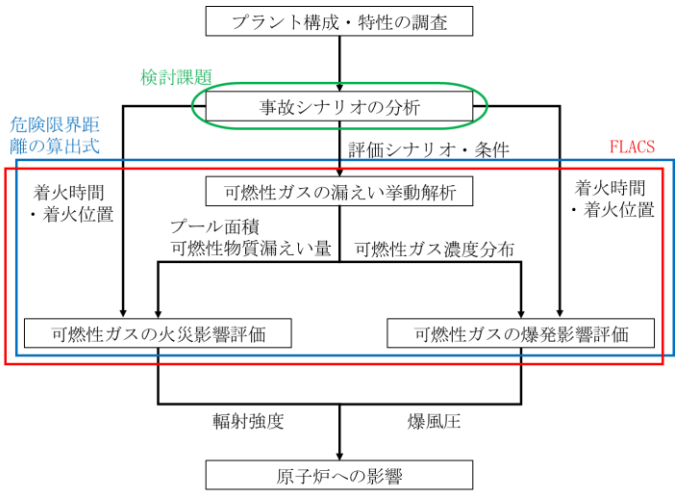


図１ 火災爆発影響評価の実施手順

参考文献

[1] JAEA, 原子力機構の研究開発成果 2020-21, 64 (2020). [2] Gexcon HP, FLACS-CFD 21.3 User Manual, https://www3.gexcon.com/files/manual/flacs/html/index.html, (アクセス日 2021 年 12 月 24 日).

*Takeshi Hasegawa, Takeshi Aoki, Hiroyuki Sato and Nariaki Sakaba

JAEA

高温ガス炉の事故時公衆被ばく線量評価システム（AL-DENTE）の開発

Development of AL-DENTE (AnaLysis tool system for Dose EvaluatioN in accidents of high TEmperature gas-cooled reactors)

*沖田 将一朗[1]，青木 健[1]，佐藤 博之[1]，相原 純[1]，大橋 弘史[1]

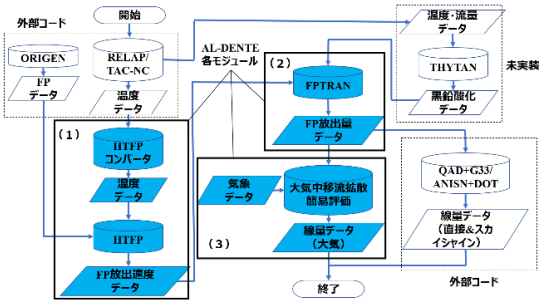
[1]原子力機構

高温ガス炉事故時に公衆被ばく線量を評価するシステム（AL-DENTE）の概要や今後の開発計画、実用高温ガス炉を対象とした公衆被ばく線量の試算結果を報告する。

キーワード：高温ガス炉，PRA，被ばく線量

1. 緒言　東電福島第一原発事故を受け、原子力プラントの安全性向上のため確率論的リスク評価（PRA）の積極的活用が求められている。高温ガス炉を対象とした PRA では事故シーケンスごとに敷地境界外での公衆被ばく線量を事象が生じる不確実さとともに提示することが求められ、公衆被ばく線量評価の不確実さ因子をパラメータとして多数回の計算を行う必要がある。原子力機構では、高温ガス炉 PRA の実施に向けた環境整備を目的に、炉内に蓄積された核分裂生成物（FP）のソースターム量評価、燃料からの FP 放出量評価、原子炉施設内から大気中への FP 放出量評価、公衆に対する線量評価に至るまでの一連の事故時公衆被ばく線量評価過程を一本化したツールの開発を進めている。

2. AL-DENTE ver. 1 の概要　図 1 中の青塗箇所が現時点の事故時公衆被ばく線量評価システム（AL-DENTE ver. 1）における各モジュール（円筒形）とその入出力データ（菱形）である。概要は以下の通りである。



（１）HTFP モジュール[1] ：外部コードである原子炉事故時温度挙動評価コード RELAP5 又は TAC-NC[2]から得られる炉心温度データと線源評価コード ORIGEN から得られる FP データを入力とし、事故時の各 FP の炉心から 1 次冷却材中への放出速度の過渡挙動を評価するモジュールである。

（２）FPTRAN モジュール：HTFP モジュールから得られる FP 放出速度データを入力とし、高所放出や地上放出等の FP 移行経路を考慮しつつ、プラント内から環境中に放出される FP 量の過渡挙動を評価するモジュールである。

（３）大気中移流拡散簡易評価モジュール：FPTRAN モジュールから得られる FP 放出量データ及び気象データ（年月日、時刻、方位、風速、大気安定度、雨量）を入力とし、ガウスプルーム法に基づく各 FP の大気中移流拡散とそれに伴う公衆に対する外部・内部被ばく量を評価するモジュールである。大気中移流拡散に伴う公衆被ばく量は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」及び「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」の放射性希ガスのガンマ線に起因する全身被ばく線量の式と ICRP Pub.60 の線量換算係数に基づいて評価する。なお、コンファインメント内又は格納容器内残留 FP による直接線・スカイシャイン線被ばく量は、外部コード QAD、G33 又は ANISN、DOT を用いて別途評価する。

3. 今後の開発計画　炉心空気侵入事象に伴う黒鉛酸化による FP 追加放出量評価ための黒鉛酸化量評価コード THYTAN[3] による解析の当該システムへの結合、大気中移流拡散簡易評価モジュールにおける地表沈着 FP からの被ばく量等に係る機能拡張、計算モジュール間のデータの受渡しの自動化を進めていく予定である。

参考文献　[1] 野本ほか, JAEA-Data/Code 2015-008 (2015) [2] 國富ほか, JAERI-M-89-001 (1989) [3] 島崎ほか, JAEA-Technology 2014-038 (2014)

---

*Shoichiro OKITA[1], Takeshi AOKI[1], Hiroyuki SATO[1], Jun AIHARA[1], and Hirofumi OHASHI[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

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

[1C05-08] AI Technology

Chair: Shuhei Maruyama (JAEA)

Wed. Mar 16, 2022 10:45 AM - 12:00 PM Room C

[1C05] Applicability Study of Bayesian Optimization in Core Neutronic Design

*Kazuki Kuwagaki[1], Kenji Yokoyama[1] (1. JAEA)

10:45 AM - 11:00 AM

[1C06] Development of Advanced Reactor Knowledge- and AI-aided Design Integration Approach through the whole plant lifecycle, ARKADIA

*Masaaki Tanaka[1], Norihiro Doda[1], Kenji Yokoyama[1], Takero Mori[1], Satoshi Okajima[1], Ryuta Hashidate[1], Hiroki Yada[1], Shigeo Ohki[1], Masashi Miyazaki[1], Shigeru Takaya[1] (1. JAEA)

11:00 AM - 11:15 AM

[1C07] Development of Advanced Reactor Knowledge- and AI-aided Design Integration Approach through the whole plant lifecycle, ARKADIA

*Akihiro Uchibori[1], Mitsuhiro Aoyagi[1], Masateru Sonehara[1], Joji Sogabe[1], Yasushi Okano[1], Takashi Takata[2] (1. JAEA, 2. UTokyo)

11:15 AM - 11:30 AM

[1C08] Development of Advanced Reactor Knowledge- and AI-aided Design Integration Approach through the whole plant lifecycle, ARKADIA

*Yasuhiro Enuma[1], Yuki Kondo[1], Ryuta Hashidate[1], Rika Mitsumoto[1], Taira Hazama[1], Kazuyuki Demachi[2] (1. JAEA, 2. UTokyo)

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

ベイズ最適化の炉心核設計への適用性検討

Applicability Study of Bayesian Optimization in Core Neutronic Design

*桑垣　一紀[1]，横山　賢治[1]

[1]JAEA

原子力機構で開発を進めている AI 支援型革新炉ライフサイクル最適化手法（ARKADIA）の機能整備の一環として、ベイズ最適化手法を用いた炉心核設計の自動最適化に関する検討を行った。

キーワード：機械学習、ベイズ最適化、炉心設計最適化

1. 緒言

ARKADIA[1]の開発項目の一つとして、炉心・燃料設計パラメータを変化させながら、炉心性能によって定義される目的関数を最小化（又は最大化）するような最適仕様を自動で求めるシステムの構築がある。本研究では、一領域円柱炉心とそれを囲む反射体からなる軸対称モデルを例にとり、機械学習の一種であるベイズ最適化（BO）手法[2]の核設計への適用性を検討した。

2. ベイズ最適化の炉心核設計への適用性検討

2-1. 制約条件付き単目的最適化例題

目的関数をナトリウムボイド反応度、制約条件を最大線出力 430 W/cm 以下、炉心直径と高さを変数とした単目的最適化例題を設定した。結果を図 1 に示す。この例題では、制約条件の境界線と高さ 70 cm の線の交点が最適解となる。BO により、20 回以下の探索回数で、総当たり計算によって求めた参照解（探索空間を 10 cm 間隔の格子点に区切り、189 ケースの計算を行った）と精度よく一致する解を求めることができた。計算コストの高い核設計では、少ない計算回数で最適解を得ることが重要であり、核設計における BO の有用性を確認した。また、制約条件を二つ設定した場合についても検討を行い、BO によって複数制約条件付きの単目的最適化問題を解くことができる見込みを得た。

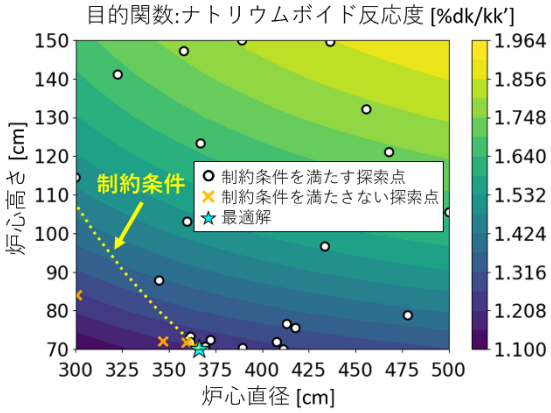


図 1：ベイズ最適化による最適解の探索

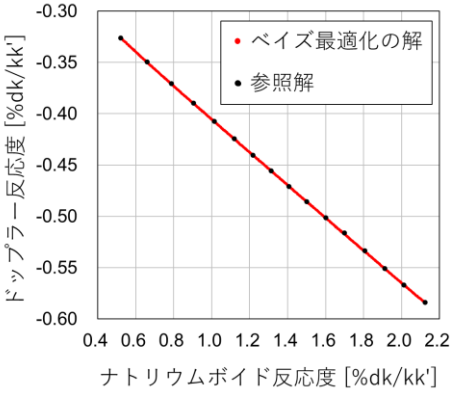


図 2：二目的最適化例題のパレート解集合

2-2. 二目的最適化例題

炉心設計では、一般に最適化したい目的関数は複数存在する。そこで、ナトリウムボイド反応度とドップラー反応度を目的関数とした二目的最適化例題についても検討した。多目的最適化問題では一般にトレードオフの関係にある目的関数を同時に考慮するため、最適解は一意に決まらず、トレードオフを考慮した解（パレート解と呼ばれる）の集合を求めることが目的となる。解析の結果、BO により、総当たり計算で算出した参照解と良く一致する解を求めることができ（図 2）、BO の核設計二目的最適化問題への適用性を確認した。

3. 結言

本研究では、簡易体系において、ベイズ最適化の核設計への適用性検討を行い、その有用性を確認した。今後は、解析体系の拡張に加え、熱流動解析や燃料健全性評価、プラント動特性解析との連携機能の整備等を行い、現実の炉心設計へ段階的に近づけていくことを想定している。

参考文献 [1] 大島 他, 原学会 2021 年春の大会, 1C01. [2] D.R. Jones et al., J. Global Optimization, Vol. 13, pp.455-492 (1998).

*Kazuki Kuwagaki[1] and Kenji Yokoyama[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

AI 支援型革新炉ライフサイクル最適化手法 ARKADIA の開発
（5）設計最適化支援ツール ARKADIA-Design における最適化プロセスの具体化

Development of Advanced Reactor Knowledge- and AI-aided Design Integration Approach through the whole plant lifecycle, ARKADIA

(5) Investigation of optimization processes in design optimization support tool, ARKADIA-Design

*田中 正暁[1]，堂田 哲広[1]，横山 賢治[1]，森 健郎[1]，岡島 智史[1]，橋立 竜太[1]，矢田 浩基[1]，大木 繁夫[1]，宮崎 真之[1]，高屋 茂[1]

[1]原子力機構

設計最適化プロセスを支援するツール ARKADIA-Design を開発している。前報の開発計画に従い、関連する機能の異なる複数の解析コードを連成させた解析評価手法の整備を進め、炉心設計及び炉構造設計、並びに保全に関わる最適化プロセスの具体化検討の進捗について報告する。

キーワード：設計最適化，数値解析，連成解析システム，炉心設計，炉構造設計，点検工程最適化

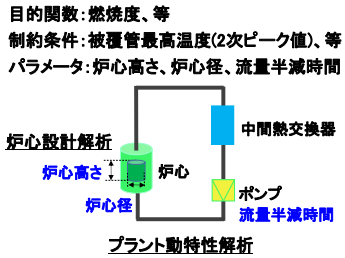
1. 緒言　ARKADIA[1]の一部として、設計基準事象までの範囲を対象とし、概念設計段階までを中心に、炉心及び炉構造分野での設計検討、並びに保守・保全分野における最適化を支援する「ARKADIA-Design」の整備を進めている。前報の開発計画[2]に従い、関連する複数の解析コードを連成させた解析評価手法を整備するとともに、炉心及び炉構造設計、並びに保全における最適化プロセスの具体化検討を行っている。

2. 最適化プロセス　複数の設計評価項目毎、保守的な境界条件を伴って順に解析評価を実施する従来設計と異なり、連成解析等による一連の解析評価の中で設計最適化を行い、設計最適化プロセスの大幅な効率化と過渡な保守性の排除による高精度化の実現を目指している。

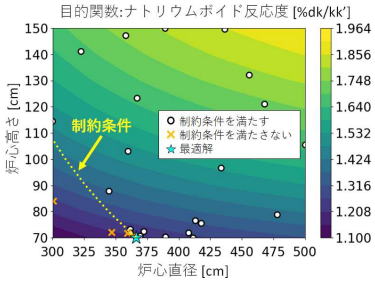
2-1. 炉心設計　冷却材流量喪失時炉停止失敗事象（ULOF）時に炉心損傷を回避でき、炉心性能の高い固有安全高速炉の炉心設計最適化を例題として、従来、個別に実施していた炉心設計解析とプラント動特性解析を連携させるとともに、AI 技術（ベイズ最適化）を導入した設計最適化手法の整備を進めている。現在、制約条件付き単目的最適化問題への適用[3]（図 1）に見通しを得た。今後、実機設計への適用に向けた条件設定の具体化を行い、さらに多目的最適化問題に拡張していく。

2-2. 炉構造設計　プラント過渡時の熱過渡荷重と地震荷重の双方に対する健全性を確保可能な原子炉容器板厚の最適値探索を例題として設定した。影響因子を確率論的に取り扱い、実験計画法（直交表）に基づく少数の熱流動解析に基づいて発生応力を評価し、原子炉容器の信頼性指標を算出する実施手順を構築した。また、熱流動解析による熱過渡時刻歴をフーリエ数で無次元化し、応力時刻歴を効率的に評価する手法を整備した。

2-3. 保全　保全分野では、数理的な手法を用いて点検工程を自動で組み立て、最適化するモデルを構築し、もんじゅの 1 次冷却系を参考にしたプラントモデルを例題に有効性の検討を進めている。自動構築された点検工程は、保全上の課題となる設計の抽出・対策の検討を支援する[4]。



(1) 最適化問題の設定



(2) ベイズ最適化の適用

図 1　炉心設計における制約条件付単目的最適化の例

3. 結言　炉心及び炉構造、並びに保全分野において、代表例題を設定し、最適化プロセスの具体化と必要な解析評価手法の ARKADIA-Design への実装を進めていく。

参考文献　[1] H. Ohshima, et al., ICONE2021-64525 (2021). [2] 田中 他, 原子力学会 2021 年春の年会, 1C02, (2021), [3] 桑垣 他, 原子力学会 2022 年春の年会, (2022), [4] 鈴木 他, 第 17 回保全学会学術講演会予稿集, C-2-3-5, (2021).

*Masaaki Tanaka[1], Norihiro Doda[1], Kenji Yokoyama[1], Takero Mori[1], Satoshi Okajima[1], Ryuta Hashidate[1], Hiroki yada[1], Shigeo Ohki[1], Masashi Miyazaki[1], Shigeru Takaya[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

AI 支援型革新炉ライフサイクル最適化手法 ARKADIA の開発
（6）ARKADIA-Safety における炉外事象解析モデル整備

Development of Advanced Reactor Knowledge- and AI-aided Design Integration Approach through the whole plant lifecycle, ARKADIA
(6) Development of ex-vessel analysis model in ARKADIA-Safety for safety evaluation

*内堀 昭寛[1]，青柳 光裕[1]，曽根原 正晃[1]，曽我部 丞司[1]，岡野 靖[1]，高田 孝[2]
[1]JAEA，[2]東大

高速炉を含む革新炉のライフサイクル自動最適化を行い、開発効率の飛躍的向上を実現する手法となる ARKADIA の開発を進めている。本報では、安全性評価ツール ARKADIA-Safety の整備として、ナトリウム燃焼解析モデルの妥当性確認、及び、機能拡張に向けた炉外事象解析モデルの統一化検討を実施した。

キーワード：革新炉，ナトリウム冷却高速炉，安全性評価，シビアアクシデント，炉外事象

1. 緒言

原子力イノベーションにおいて民間で実施される多様な炉システムの概念検討に対する支援を目的とし、シビアアクシデント（SA: Severe Accident）を踏まえた安全性評価を行うツール ARKADIA-Safety[1]を開発している。ARKADIA-Safety のベースである SA 統合評価解析コード SPECTRA[2, 3]の炉外事象解析モデル整備として、ナトリウム（Na）燃焼モデルの妥当性確認及び複合事象へのモデル拡張検討を行った。

2. 解析モデル整備

SPECTRA では、原子力システム全体の SA 時挙動を、炉内／炉外事象間のフィードバックを考慮して評価する。炉外事象解析モデルの一つとして、冷却系統から炉外へ漏えいした Na が雰囲気中の酸素や湿分と反応する Na 燃焼に対する質点系モデルを構築済みである。本モデルの妥当性確認として、Na 燃焼実験[4]に対する解析を実施した。図 1 は、0.1 m の高さに位置するノズルから下方の受け皿へ液体 Na を漏えいさせ、プール表面で燃焼が発生した場合のプール温度を示している。実験では、プール中心から半径方向に複数の計測点がある。初期に現れた急峻な温度上昇は火炎温度を計測している可能性があるが、この時間帯を除外すれば、解析はプール温度を良好に再現できている。

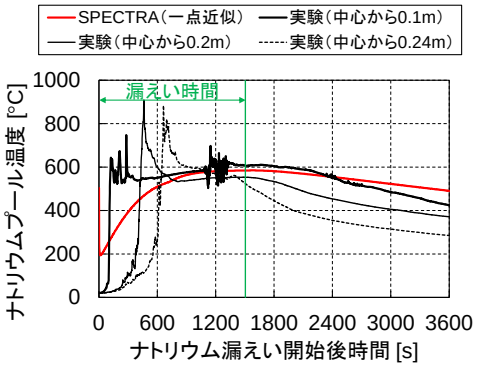


図 1　Na 燃焼時のプール温度比較

実機適用時には、炉外へ漏えいした Na またはデブリがコンクリートと接触し、上記のプール燃焼と、Na－コンクリート／デブリ－コンクリート相互作用が同時に発生することも想定した評価が必要となる。そこで、図 2 の通り、プール、デブリ、コンクリートの全てを同一メッシュ上で評価する統合モデルの設計を行った。プール表面では燃焼を計算し、同時に、Na とコンクリートの接触面が存在するセルでは化学反応の計算から浸食量を評価する。浸食された領域には Na や反応生成物が移行し、プール燃焼やコンクリート侵食で発生したガスは雰囲気に移行する。今後は、設計に基づくプログラミングと妥当性確認を進める。

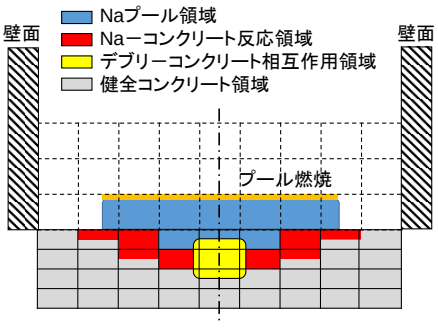


図 2　炉外事象統合モデル

3. 結言

実験解析から Na 燃焼モデルの妥当性を確認した。本モデルの複合事象への拡張も含めて SPECTRA を整備し、ARKADIA-Safety としては、Na 燃焼を考慮した格納容器設計の最適化を具体的な適用事例として開発を進める計画である。

参考文献

[1] 内堀，他，原学会 2021 年春，1C03. [2] 内堀，他，原学会 2020 年秋，1G10. [3] 内堀，他，原学会 2021 年秋，1J06.
[4] 二神，他，PNC-TN9410 98-074.

*Akihiro Uchibori[1], Mitsuhiro Aoyagi[1], Masateru Sonehara[1], Joji Sogabe[1], Yasushi Okano[1] and Takashi Takata[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]The University of Tokyo

AI 支援型革新炉ライフサイクル最適化手法 ARKADIA の開発
(7) 知識ベースシステムの整備

Development of Advanced Reactor Knowledge- and AI-aided Design Integration Approach through the whole plant lifecycle, ARKADIA

(7) Development of knowledge base system for fast reactor system design

*江沼 康弘[1]，近藤 佑樹[1]，橋立 竜太[1]，光元 里香[1]，羽様 平[1]，出町 和之[2]

[1]JAEA，[2]東大

高速炉を含む革新炉のライフサイクル自動最適化を行い、開発効率の飛躍的向上を実現する手法となる ARKADIA の開発を進めている。本報では、この自動最適化を支援する知識ベースシステム整備の進捗を報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、知識ベース、設計最適化

1. 緒言

JAEA では、これまでに得られた高速炉開発に係る技術・知見を徹底活用すべく、「もんじゅ」等を通して得られた高速炉開発に関する技術情報を集約するとともに、設計最適化に向けた設計プロセスと連携する知識ベースシステム（KMS）の整備を進めている。

2. 設計プロセスと連携する知識ベースシステムの整備

知識ベースは、基盤情報群、データベース群、ナレッジ群の 3 階層に分類している[1]。基盤情報群とデータベース群は、設計・各種成立性評価、施設運用、技術伝承の支援として、ナレッジ群は設計最適化の支援として活用するもの位置づけ、KMS の整備を進めている。

2-1. 設計・各種成立性評価、施設運用、技術伝承を支援する知識ベースシステム

基盤情報群、データベース群の整備の一環として「もんじゅ」の開発を通して得られた技術開発成果の体系的な整理を進めるとともに、情報探索性・利便性向上の観点から、Na 試験施設を例題として設計図書などの技術資料と 3 次元 CAD データ及びアズビルドの空間情報を横断的に情報探索できるシステムの整備を進めている。図 1 に情報探索イメージを示す。

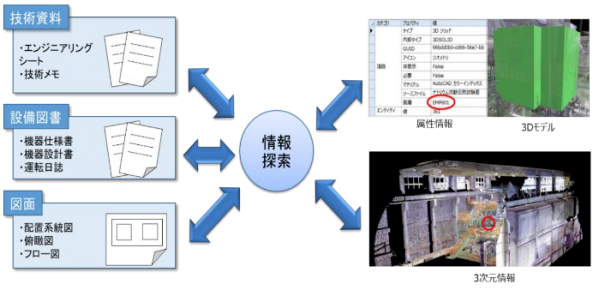


図 1　情報探索イメージ

2-2. 設計最適化を支援する知識ベースシステム

設計最適化を支援する知識データベースであるナレッジ群の構想具体化に向け、格納容器設計情報を例題とし設計条件や各種対策の最適化手法との連携に必要となる技術情報や設計の考え方や根拠等の相関関係等の検討を進めている。また、設備図書からプラント全体の設備の関係性を俯瞰して把握する技術開発の一環として、配管系統図を例題に、物体認識技術を適用した深層学習手法により、系統図面間の関係性を表す情報を認識・抽出するモデルを構築した[2]。図 2 に設備図書の関係性把握モデルを示す。今後は、認識精度向上に向けた認識・抽出モデルの高度化検討を実施する。

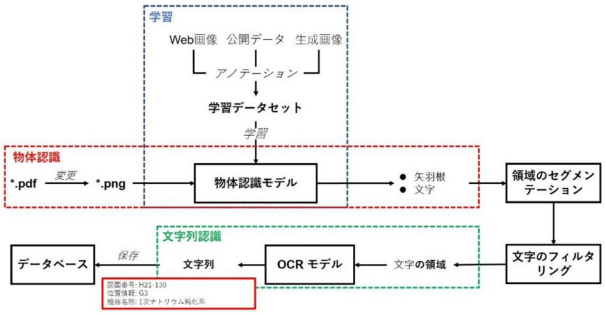


図 2　設備図書の関係性把握モデル

3. 結言

知識ベースシステム整備として、技術開発成果の体系的な整理、情報探索性を向上させた検索システム整備、ナレッジ群の構想検討を進めるとともに、設備図書の関係性把握モデルを構築した。

参考文献

[1] 江沼, 他, 原学会 2021 年春, 1C04. [2] 董、他、保全学会第 17 回学術講演会, D-2-2-6.

*Yasuhiro Enuma[1], Yuki Kondo[1], Ryuta Hashidate[1], Rika Mitsumoto[1], Taira Hazama[1] and Kazuyuki Demachi[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]The University of Tokyo

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

[1C09-12] Fast Reactor

Chair: Taro Kan (MFBR)

Wed. Mar 16, 2022 2:45 PM - 4:00 PM Room C

[1C09] Study on Optimization for reducing Sodium Void Reactivity in Sodium-cooled Fast Reactor

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

2:45 PM - 3:00 PM

[1C10] Evaluation of the impact of TRU composition on the core characteristics of fast reactors during the transition period

*Hiroki Kato[1], Go Chiba[1] (1. Hokkaido Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM

[1C11] Development of equilibrium cycle refueling pattern optimization tool in sodium-cooled fast reactor core design

*Shuhei Maruyama[1], Kenji Yokoyama[1], Shigeo Ohki[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:15 PM - 3:30 PM

[1C12] Study on Performance Evaluation of Self-actuated Shutdown System for Sodium-cooled Fast Reactor

*Kosuke Aizawa[1], Tomoyuki Hiyama[1], Jun kobayashi[1], Akikazu Kurihara[1] (1. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Na ボイド係数の低減に向けた高速炉の最適化に関する検討 (3)軽・中核種を含めた燃料組成の探索

Study on Optimization for reducing Sodium Void Reactivity in Sodium-cooled Fast Reactor
(3) Design of Fuel Composition Containing Light and Medium Nuclides

*大池　宏弥[1]，遠藤　知弘[1]，山本　章夫[1]，千葉　豪[2]
[1]名古屋大学，[2]北海道大学

Na 冷却型高速炉は Na ボイド反応度が正になりやすい設計上の課題を有する。本発表では工学的知見に基づかずに Na ボイド反応度を従来よりも低減させる設計の探索を目的として、焼きなまし法に基づく最適化手法を新たに開発し、軽・中核種を含めた燃料組成の最適化を行った結果について報告する。

キーワード：高速炉, Na ボイド反応度, 焼きなまし法, 燃料設計, 燃焼計算

1. 緒言： Na 冷却型高速炉は Na ボイド反応度$\Delta\rho_{\mathrm{void}}$の抑制が安全上重要な設計課題の一つである。前回の発表では山登り法に基づく最適化アルゴリズムを開発し、Th から Cm までの重核種の同位体組成比の線形結合割合を設計変数として$\Delta\rho_{\mathrm{void}}$を低減する燃料組成の最適化を試みた。本発表では焼きなまし法に基づく最適化アルゴリズムを新たに開発し、軽・中核種を含めた燃料組成の最適化を行った結果について報告する。

2. 最適化・計算条件： 燃料全体の 80 wt.%はマイナーアクチニドの装荷量の制約条件を設定せずに最適化した重核種燃料(Th232:Cm244:Cm245=84.0:5.3:10.7[wt.%])を装荷し、残り 20 wt.%の燃料組成は H から Bi までの軽・中核種の天然同位体組成比(重量比)を用いて作成する。設計変数はこの線形結合割合であり、焼きなまし法に基づく最適化アルゴリズムを用いて$\Delta\rho_{\mathrm{void}}$が減少する方向に最適化した。他の最適化対象の炉心特性は無限増倍率・転換比・燃焼反応度・ドップラー反応度であり、目標値・目標範囲は順に$1.2 \leq k_{\infty} \leq 1.5$、$1.0 \leq C.R.$、$\left|\Delta\rho_{\mathrm{burnup}}\right| \leq 0.0510$、$\Delta\rho_{\mathrm{doppler}} \leq -0.0034$と設定した。最適化条件は、世代数$g$ =2000[世代]、各世代の燃料組成数$n = 5$[個/世代]、一様乱数による燃料組成の線形結合割合の最大摂動量=20[%]、初期温度$T^{g=1} = 10000$[-]、温度冷却率$c = 0.99$[-]とした。各同位体組成比の線形結合割合の初期値はこの総数における等分値(1/70≈ 0.014286)を与えた。計算体系は高速炉もんじゅ内側炉心を想定した 1 領域無限均質体系とし、核データとして JENDL-4.0 に基づく 70 群定数、汎用炉物理解析コードシステム CBZ を用いて 1 サイクルに相当する 148 日間の燃焼計算を行った燃焼末期を各炉心特性の計算点とした。

3. 結果・考察： 初期乱数を 10 回変更したサンプル中で最も$\Delta\rho_{\mathrm{void}}$が減少した最適化結果ともんじゅ内側炉心の燃料を 100 wt.%装荷した場合の各炉心特性を表 1 に、各サンプルで装荷された軽・中核種を表 2 に示す。

表 1 従来のもんじゅ設計値と軽・中核種を含めた燃料組成最適化結果の比較

	k_{∞}	$C.R.$	$\Delta\rho_{\mathrm{burnup}}$	$\Delta\rho_{\mathrm{doppler}}$	$\Delta\rho_{\mathrm{void}}$
もんじゅ内側炉心の燃料	1.31	0.76	-0.0510	-0.0034	0.0420
Th・Cm 燃料 80wt.%装荷時の軽・中核種を対象とした最適化結果	1.24	1.08	-0.0509	-0.0196	0.0077

表 2　0.02 wt.以上装荷された軽核種の種類と重量比

核種名	Be009	Mg024	Mg025	Mg026	Si028	P031	Sc045	Ti048	V051	Ni058	Ni060	Nd142	Nd143	Nd144	Nd146	Bi209
重量比[wt.]	0.20	0.16	0.02	0.02	0.13	0.20	0.20	0.13	0.20	0.13	0.05	0.05	0.02	0.05	0.03	0.18

表 1 から、$\Delta\rho_{\mathrm{void}}$以外の炉心特性は目標値・目標範囲を満足したものの、$\Delta\rho_{\mathrm{void}}$が負まで減少しなかった。また表 2 から軽・中核種は数百 keV 以上で微視的散乱断面積が大きくなるものが多かった。無限体系で$\Delta\rho_{\mathrm{void}}$が負であり、かつ他の炉心特性を満足するような燃料元素の組み合わせはおそらく存在しないと考えられる。

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

TRU 組成のばらつきが移行期の高速炉の炉心特性に与える影響の評価 （2）高燃焼度 LWR 使用済み燃料を装荷した場合の移行期高速炉の炉心特性

Evaluation of the impact of TRU composition on the core characteristics of FR during the transition period
(2) Core characteristics of the FR in the transition period with high-burnup LWR spent fuel

*加藤　博貴[1]，千葉 豪[1]
[1]北海道大学

軽水炉において高燃焼度で使用した燃料からの TRU を装荷した移行期高速炉について、TRU 組成のばらつきが炉心特性に及ぼす影響を定量的に評価した。

キーワード：核燃料サイクル、高速炉、炉心特性

1. 背景：移行期と平衡期の高速炉の性能について、炉心・廃棄物特性に着目して評価する検討を行っている。これまでの検討で、移行期における高速炉の炉心特性には燃料に含まれる Am-241、Pu-240 の割合が影響を与えることを確認した。また、軽水炉使用済み燃料に含まれる Am-241 の割合は、軽水炉の運用条件が高燃焼度・長冷却期間の場合に増大する傾向が見られた。そのため、本検討では軽水炉に 70GWD/t までを想定する高燃焼度燃料を用いた場合に、TRU 組成のばらつきが炉心特性に及ぼす影響を評価することを目的とした。

2. 検討方法：軽水炉燃料を対象とした解析には、燃料ピンと被覆管、冷却材領域からなる単一ピンセルモデルを使用した。これは ORIGEN 用のライブラリ[1]を作成する際に設定されたモデルである。軽水炉運用時の様々な想定（炉型、燃料の初期組成、ボイド率（BWR のみ）、燃焼度（20～45GWD/t）、再処理までの冷却期間）に基づき、計 576 ケースの使用済み燃料の TRU 組成割合を算出した。加えて、高燃焼度での利用（20～70GWD/t）を想定した次世代燃料[2]についても計 198 ケース想定した。各々の想定から得られた TRU 組成に基づく燃料を装荷した高速炉の全炉心燃焼計算を行うことで、全ての想定について高速炉の炉心特性を計算し、平衡期の値と比較した。検討対象は、高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究のフェーズ II における大型 MOX 燃料高内部転換型代表炉心 JSFR-1500 とした。計算には北海道大学原子炉工学研究室で開発している CBZ コードシステムを用いた。

3. 解析結果：炉心特性として平衡サイクルでの燃焼反応度、平衡サイクル末期での Na ボイド反応度、ドップラー反応度、β_{eff} に着目した。Fig.1 に、通常燃焼度の燃料と高燃焼度燃料の双方について、平衡期高速炉での炉心特性に対する比が取り得る範囲を示す。高燃焼度燃料を使用した場合、燃料中の Am-241 の割合が増加し、炉心特性が悪化すると予想したが、全ての炉心特性で、通常燃焼度の燃料における結果の範囲からの大幅な逸脱は生じなかった。この原因を、高燃料度燃料において U-235 濃縮度（UO2 燃料）、Puf 富化度（MOX 燃料）が高くなったことによる影響だと考えた。すなわち、U-235 濃縮度、Puf 富化度が高くなったことで中性子エネルギースペクトルが硬化し、U-238 の転換が促進され、燃料中の Pu-239 の割合が増加する一方で、Pu-240、-241 などの高次 Pu の生成が抑制される影響であると結論づけた。

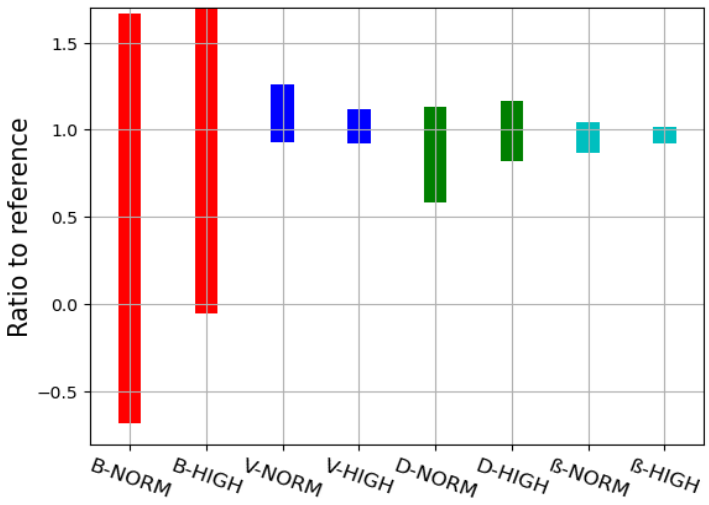


Fig.1 平衡期の値と比較した、移行期の炉心特性
（左から燃焼反応度、Na ボイド反応度、ドップラー反応度、β_{eff}）

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］片倉純一、他、JAERI-Data/Code 2004-015 (2004).
［2］日本原子力研究所、JAERI-Research 2001-046 (2001).

* Hiroki Kato [1], Go Chiba [1]
[1] Hokkaido University

ナトリウム冷却高速炉の炉心設計における平衡サイクルの燃料交換パターン自動最適化ツールの開発

Development of equilibrium cycle refueling pattern optimization tool in sodium-cooled fast reactor core design

*丸山 修平[1], 横山 賢治[1], 大木 繁夫[1]
[1]原子力機構

AI支援型革新炉ライフサイクル最適化手法 ARKADIA の開発[1]の一環として、ナトリウム冷却高速炉の炉心設計における平衡サイクルの燃料交換パターン自動最適化ツールの開発を目指している。本検討では、最適化問題の代理モデルとして統計物理学で用いられる XY モデル[2]を採用し、その解法として焼きなまし法(SA)[3]を採用したツールの作成を試みた。

キーワード: XY モデル, イジングモデル, 焼きなまし法, 燃料交換パターン最適化, ナトリウム冷却高速炉

1. 背景・目的 ナトリウム冷却高速炉の燃料交換パターンはバッチ分散方式が採用されているが、燃料交換パターンの違いが最大線出力や流量配分、最小実効増倍率等、炉心性能に及ぼす影響は小さくなく、結果として原子炉の経済性に有意な影響を及ぼす。これまでは設計者が核特性をみながら試行錯誤によりこれを決定しており、設計作業のコストが非常に大きかった。そこで、これらの作業を自動的かつ短時間で行うことを可能とするツールの開発を目指すこととした。

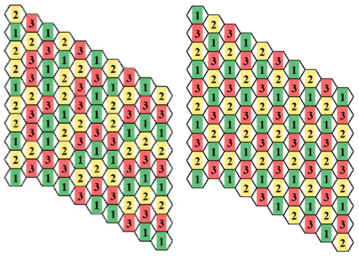


図1:C1 における燃料交換パターンの初期条件(左)と最適解(右)

2. 方針 本検討では高コストの炉心計算を避けるため、代理モデルを用いた最適化の検討を行った。バッチ分散方式においては、装荷パターンが偏りなく"均一にバラバラしている状態"が好ましく、その逆が好ましくない状態であると考えられるが、これを数値的に表現するための代理モデルとして、統計物理学で用いられる「イジングモデル」のスピン変数を2成分ベクトルに拡張した「XY モデル」を採用することとした。すなわち、炉心の燃料集合体配置を XY モデルにおける各スピンが置かれる格子点と見立て、燃料交換番号ごとに異なるスピン状態を付与する。XY モデルでは、隣接する格子点のスピン状態のみに依存する系のエネルギーが定義されるが、これを最適化問題における目的関数として定義するという代理モデルを構築する。そして、この目的関数が最小となる解を検索するための手法として SA を用いることとした。

3. 適用結果 試作したツールを図 1, 2 の炉心(C1, C2)に適用した。C1 は検証や性能確認を目的としており、「もんじゅ」炉心の制御棒を炉心燃料に置換することで問題を単純化している。この例では、最適解は自明であり、全ての燃料集合体のバッチ番号が同じ番号で隣り合うことなく規則正しく並んだ状態となる。C1 では、数分の所要時間で 6～7 割の確率で最適解に到達できることがわかり、SA が本最適化問題の解法として有望な候補になり得ることを明らかにした。C2 は実際の設計体系への適用を試したケースであり、炉心規模も C1 と比べて大きくなっている。C2 においても、初期状態よりもバッチ番号が分散していることを確認できた。しかしながら、偶数番号の島と奇数番号の島ができる傾向があることがわかった。今後、実際の炉心特性(出力分布や必要流量等)との関係性を調査することが必要であり、必要に応じて現実の炉心特性の変化をよりよく表現できる代理モデルへと改良していく余地があるものと考えている。

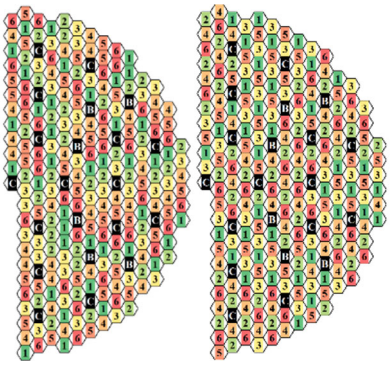


図2:C2 における燃料交換パターンの初期条件(左)と得られた解(右)

参考文献 [1] 田中 他, 原子力学会 2022 春の年会, (2022). [2] E. Ising, et. al., Z. Physik **31**, p. 253 (1925). [3] S. Kirkpatrick, et al., Science, Vol. **220**, pp. 671-680 (1983).

*Shuhei Maruyama[1], Kenji Yokoyama[1] and Shigeo Ohki[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency.

ナトリウム冷却高速炉における自己作動型炉停止機構の性能評価に関する研究 －温度感知合金周辺の流動場評価－

Study on Performance Evaluation of Self-actuated Shutdown System for Sodium-cooled Fast Reactor
- Evaluation on Flow Field around Temperature Sensing Part -

*相澤 康介[1]，檜山 智之[1]，小林 順[1]，栗原 成計[1]
[1]JAEA

温度感知合金周辺を詳細に模擬した実寸体系水流動試験を用いて PIV（Particle Image Velocimetry）計測を実施し、ナトリウム冷却高速炉の自己作動型炉停止機構（SASS）の温度感知合金周辺流動場を明らかにした。
キーワード：ナトリウム冷却高速炉，自己作動炉停止機構， PIV

1. 緒言

次世代ナトリウム冷却高速炉[1]に採用されている SASS は、温度上昇により磁性を消失する特性を利用して炉心出口の温度上昇に対して受動的に制御棒を落下させる装置である。SASS を有効に機能させるためには、燃料集合体からの高温流体を効率的に温度感知合金まで導くことが重要であり、温度感知合金の上流側にフローコレクタを設置し、かつ温度感知合金周辺はフィンを設けている。本研究では SASS の温度感知合金周辺の流動現象を明らかにし、SASS 設計に資するデータを得るために水流動試験を実施した。

2. 試験方法

図 1 に試験装置の概略を示す。燃料集合体出口から温度感知合金周辺までを実寸で模擬している。温度感知合金周辺構造については、フィン部（45 枚、フィン間隙間 4mm）を含め実機を詳細に模擬した。SASS 有効性評価の熱流動解析[2]から *Re* 数（燃料集合体出口直径及び燃料集合体出口速度で算出）が 10^5 を超える乱流域であることから、本試験では *Re* 数 4.8×10^4～2.8×10^5 の乱流域で PIV 計測を実施した。

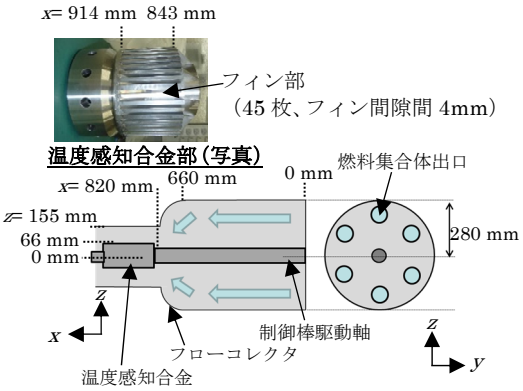


図 1　試験装置概略

3. 試験結果

図 2 に Re 数 2.8×10^5 条件における燃料集合体出口の流速 V_m で規格化した *x* 方向流速（V_x）及び *z* 方向流速（V_z）の時間平均分布を示す。*x*= 660mm、760mm の結果より、フローコレクタにより制御棒駆動軸に向かう流れ（V_z のマイナス値）が生じ、同時に制御棒駆動軸側の *x* 方向流速が増大していることから、フローコレクタが効果的に機能していることが確認できる。*x*= 820mm 位置（フィン部開始約 20mm 上流）の制御棒駆動軸近傍では、入口流速の 0.6 倍の *x* 方向流速が得られている。同位置における制御棒駆動軸近傍では外壁へ向かう流れ（V_z のプラス値）が生じているが、これは下流側に位置する流体抵抗が大きいフィン部を含む温度感知合金を避ける流れが生じたためと考えられる。フィン部の *x* 方向中心近傍の *x*= 880mm においても *x*= 820mm 位置と同様に制御棒駆動軸近傍で外壁へ向かう流れが生じており、フィン内部から流出する流れが生じていると考えられる。図 3 に *x*= 820mm における時間平均流速分布の *Re* 数による比較を示す。図より、*x* 方向流速及び *z* 方向流速ともに、流速分布は *Re* 数によらずよく一致していることがわかる。

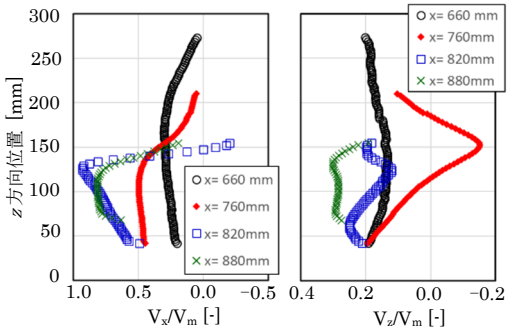


図 2　各 *x* 方向位置での時間平均流速分布

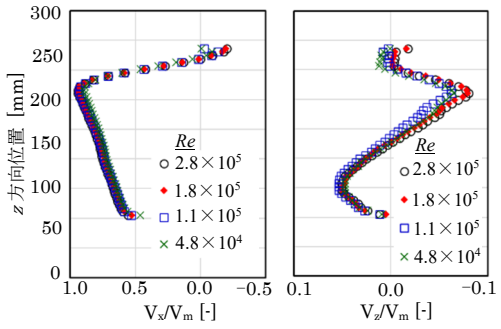


図 3　*x*= 820mm での時間平均流速分布

4. 結言

燃料集合体出口から SASS 温度感知合金周辺を詳細に模擬した実寸体系水試験装置を用いて PIV 計測により速度場を取得し、フィン部を含む温度感知合金周辺の特徴的な流動現象を明らかにするとともに、本試験範囲の乱流域では速度場の *Re* 数依存性がないことを確認した。

参考文献

[1] S. Kotake et al., Journal of Nuclear Technology, vol. 170 (2010), pp. 133-147　[2] Hiroyuki Saito et al., ICAPP2017, 17439, 2017.

*Kosuke AIZAWA[1], Tomoyuki HIYAMA[1], Jun KOBAYASHI[1], Akikazu KURIHARA[1]
[1]JAEA

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

[1C13-17] Next Generation Reactor Safety

Chair: Akihiro Uchibori (JAEA)

Wed. Mar 16, 2022 4:00 PM - 5:30 PM Room C

[1C13] Possibility of thorium utilization by molten salt fast reactor having characteristics of fuel self-sufficiency

*Koshi Mitachi[1] (1. Beyond Energy Research &Development Association)

4:00 PM - 4:15 PM

[1C14] Manufacturing of fluoride molten salt loop and performance test (2)

*Motoyasu Kinoshita[1,3], Aji Indarta[2], Kaito Kubo[2], Kouichi Yageta[3], Fumihiro Chiba[3], Tatsumi Arima[2], Kazunari Katayama[2], Satoshi Fukada[1] (1. MOSTECH Co., 2. Kyusyu Univ., 3. MSLab inc.)

4:15 PM - 4:30 PM

[1C15] Development of failure mitigation technologies for improving resilience of nuclear structures

*Naoto Kasahara[1], Masato Murohara[1], Takuya Sato[1] (1. UTokyo)

4:30 PM - 4:45 PM

[1C16] Development of failure mitigation technologies for improving resilience of nuclear structures

*Ryota Hamada[1], Sho Hasegawa[1], Masakazu Ichimiya[1], Naoto Kasahara[1] (1. UTokyo)

4:45 PM - 5:00 PM

[1C17] Development of failure mitigation technologies for improving resilience of nuclear structures

*Yuto Kuwabara[1], Kazuyuki Demachi[1], Shi Chen[1], Naoto Kasahara[1], Hiroyuki Nishino[2], Yuichi Onoda[2], Kennichi Kurisaka[2] (1. UTokyo, 2. JAEA)

5:00 PM - 5:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

自給型溶融塩高速炉によるトリウム利用の可能性

Possibility of thorium utilization by molten salt fast reactor having characteristics of fuel self-sufficiency

*三田地 紘史[1]
[1]次世代エネルギー研究・開発機構

塩化物溶融塩高速炉を使用して、超ウラン元素とトリウムを有効利用する可能性を検討する。
キーワード：溶融塩炉、高速炉、塩化物塩、$NaCl-CaCl_2$、超ウラン元素、トリウム、数値解析

1. 緒言　我が国では、Na 冷却高速炉開発の頓挫および核廃棄物処分場建設の遅れにより、軽水炉から排出された超ウラン元素（TRU=Pu+MA、MA は長寿命核廃棄物の大部分）が多量に蓄積され問題になっている。この TRU を安全に炉心内に隔離・保管すると共に有効利用する一つの方法として、トリウム（Th）を装荷する 燃料 自給型の塩化物溶融塩高速炉を取り上げ、その炉心燃焼特性を推定する。

2. 炉の構成・解析方法　熱出力 2.2GWth の溶融塩炉を考える。炉心は直径 5.18m、高さ 5.22m の円柱領域であり、外側に厚さ 0.6m のステンレス鋼製の反射体を置き、これら全体を炉容器に収納する。燃料塩は NaCl、$CaCl_2$、$ThCl_4$ および $TRUCl_3$ の塩化物混合塩である。熱交換器、ポンプを含む 1 次系全体の体積を $132m^3$ とし、炉の入口温度は 580℃、出口温度は 710℃とする。解析には核計算コード SRAC の PIJ-BURN および CITATION を用い [1]、核データは SRACLIB-JDL40 を使用した [2]。燃料塩の再処理過程は、25 日ごとに燃料塩の一部を取出して核分裂生成物を除いたあと、^{232}Th と TRU の必要量を追加し、U の一部を引抜く計算操作で模擬する。これを繰り返して 40 年間の運転（稼働率 0.89）の燃焼特性を求めた。初装荷および追加補給の TRU は、沸騰水型軽水炉で 45GWD/T 燃焼し 5 年間冷却した後の使用済燃料から得られる TRU とした [3]。

3. 結果と考察　運転 40 年間の燃焼特性を求めた。初装荷の燃料塩組成は $0.35NaCl-0.35CaCl_2-0.241ThCl_4-0.059TRUCl_3$（数値はモル分率）である。この燃料塩は凝固温度が約 530℃で、重金属元素（TRU+U+Th）の溶解度は約 0.3 モル分率と期待される。1 日あたり 44 litter の割合で燃料塩を再処理する場合の解析結果を表 1 に示す。トリウム（Th=^{232}Th）は初期炉に 120.84t 装荷し、40 年間に 28.97t 追加補給する。初装荷と追加補給を合計した Th の全投入量は 149.81t となり、40 年後に炉内に残留する Th は 122.21t となった。TRU（Pu と MA）の値も同様に記入してあるが、これらを追加補給するのは炉内に U が十分に生成され蓄積するまでの約 0.6 年間であり、それ以後は U を炉から引抜いて炉の反応度を調節する。0.6 年以降 40 年までの U の引抜量は 0.55t となった。本溶融塩炉は 31.24t の TRU と 121.3t の Th で起動でき、運転 0.6 年以降は 1 年あたり 0.735t の ^{232}Th の補給により、炉の運転を継続できる。

本研究の一部は、経済産業省の「溶融塩炉の共通基盤技術開発のための安全技術開発等に関する研究」で実施したものである。

表1 運転40年間の物量収支

	初装荷 [ton]	補給 [ton]	投入 [ton]	残留 [ton]	引抜 [ton]
Th	120.84	28.97	149.81	122.21	0.0
U	0.0	0.0	0.0	12.93	0.55
Pu	27.37	0.50	27.87	12.86	0.0
MA	3.31	0.06	3.37	2.93	0.0
TRU	30.68	0.56	31.24	15.79	0.0

参考文献

[1] K. Okumura, et. al, *JAERI-Data/Code2007-004 (2007).*
[2] K. Okumura, et. al, *JAERI-Data/Code2010-009* (2010).
[3] R. Ando, H. Takano, *JAERI-Research 99-004* (1999).

*Koshi Mitachi[1]
[1]Beyond Energy Research & Development Association

フッ化物溶融塩ループの製作と機能確認試験（２）

Manufacturing of fluoride molten salt loop and performance test (2)

*木下幹康[1,3]、Aji Indarta[2]、久保海斗[2]、八下田好一[3]、千葉文浩[3]
有馬立身[2]、片山一成[2]、深田智[1]
[1]MOSTECH 、[2]九州大学、[3]熔融塩技研

キーワード：溶融塩炉、熔融塩炉、循環ループ、フッ化物、塩化物、余剰プルトニウム減容、水素製造

1. 諸言

溶融塩の循環ループは熔融塩炉（MSR）開発の基盤技術である。(株)MOSTECH は 2019 年度より経産省 NEXIP の支援でその構築を進めている。2021 年度末からフッ化物塩を用いた試験を開始し、金属技研(MTC)とともに FLiNaK での超音波流量計トランスジューサの溶融塩中での発・受信試験を行った。2022 年度は同じく FLiNaK によるループ循環試験に挑戦している。

2. フッ化物塩の乾燥

昨年度の FLiNaK を用いた試験では少量の溶融塩（50cc）で全行程を順調に実施し完了した。一方、今年度はループ循環に 500cc の熔融塩の準備が必要となり、体積にして 10 倍のスケールアップとなった。その結果、溶融塩に特有のトラブルを複数経験した。すなわち①タンクへの粉の充填、②フランジのシーリング、②自由液面の変動、④ガスチューブの閉塞、などである。その経過と学んだことを報告する。

フッ化物粉の充填では液体時の想定体積の約２倍の容器体積が必要になる。その結果、液化時の気体体積が大きくなりアルゴンガスによる液面制御をより慎重に行わなければならない。本件では液面の上下に大きく移動し、出口側ガスチューブに閉塞を起こした。そこで容積の増加した容器を再度製作し制御系も再設計し構築して開発を継続した。

3. 溶融塩のガス圧による操作

加熱乾燥だけでなく、循環ループへの溶融塩装填でもアルゴンガスの操作が必要となる。その制御技術を習熟するため計算機制御プログラムで全てを操作することとした。特に下部タンクのガスラインの入口出口の両方にアルゴンのリザーバタンクを設置した（図１）。その結果、ボンベ側真空ポンプ側ともガス圧力設定が可能となり安定な乾燥操作が可能となった。

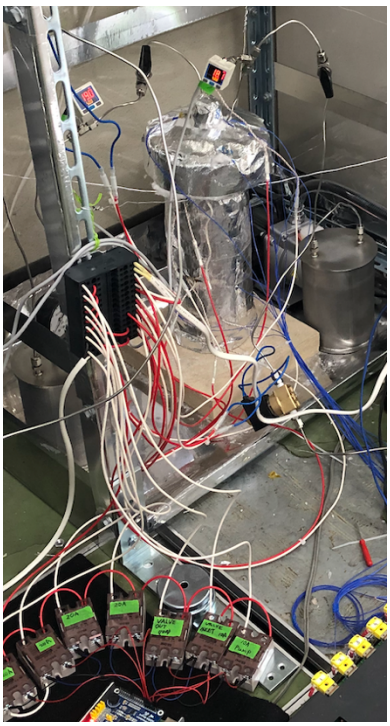


図１． FLiNaK 乾燥システム

4. 考察

加熱乾燥は第 1 段階では液化せず粉の状態で進めている。装填状態は FLiNaK 理論密度（TD）で約 50%で、ポロシテイ 30%以上と想定されアルゴンガスが流れると想定。次段階で液化しバブリングで乾燥を進める。

システムのスケールアップでは一般的に新たに対応が必要な現象が生じると想定される。大型スケールの試験実施には大きなコストがかかるため、今日では計算機シミュレーションが多用されるが、本件のように高温で腐食性の強い素材の取り扱いは現場試験が成否の鍵を握ると考えている。

参考文献

[1] 原子力学会予稿, 1C11, 3 月 17 日, 2021 年春の年会
[2] 原子力学会予稿, 3J07, 9 月 10 日, 2021 年秋の大会

*Motoyasu Kinoshita[1,3], Aji Indarta[2], Kaito Kubo[2], Koichi Ygageta[3], Fumihiro Chiba[3], Tatsumi Arima[2], Kazunari Katayama[2], Satoshi Fukada[1], [1]MOSTECH Co. Ltd., [2]Kyushu University, [3]MSLab inc.

原子炉構造レジリエンスを向上させる破損の拡大抑制技術の開発
（12）超高温時破損拡大抑制のための容器鏡座屈と座屈後挙動に関する研究

Development of failure mitigation technologies for improving resilience of nuclear structures

(12) Study of buckling and post-buckling of vessels for failure mitigation at extremely high temperature

*笠原 直人[1]，室原将人[1]，佐藤 拓哉[1]

[1]東京大学

破壊制御を利用して、設計想定を超える事象によって破損が生じた場合に、その拡大を抑制する技術の開発を進めている。次世代高速炉の超高温時の原子炉容器を例として具体策を提案し、基礎試験により成立性を確認した。

キーワード：設計想定を超える事象、破損拡大抑制、破壊制御、次世代原子炉、原子炉容器、超高温

1. 次世代高速炉の超高温時の原子炉容器の破損拡大抑制策

次世代高速炉の原子炉容器は図1に示すように建屋から上吊り支持されている。超高温となる事故が発生した場合に、自重及び内部重量による応力の高い容器上部（A 部）が弾塑性クリープ変形で下方向に延び破断に至る可能性がある。ここで、容器下部鏡（B 部）が床と接触すると、A 部で支持していた荷重が B 部に再配分され、A 部の破断が抑制される。さらに炉心支持構造 C が下方向に変形した場合には炉心が浸漬し易くなる。以上から超高温下で炉心の冷却を継続できる。この方法を適用するには、下部鏡で直ちに破断が起こらないこと、原子炉容器を支える強度が維持されていることの確認が必要である。

2. 容器鏡座屈と座屈後挙動に関する構造物試験

原子炉容器鏡を模擬した球殻形状を有し、超高温における実機材の変形挙動を室温で模擬できる鉛アンチモン合金を材料とする試験体を3種類（曲率半径をパラメータ）作成し、変位制御圧縮荷重による座屈試験を実施した。結果は図2のように、座屈が生じて変形が進行しても、飛び移り座屈のため座屈後挙動は安定しており、直ちには破壊に至らなかった。

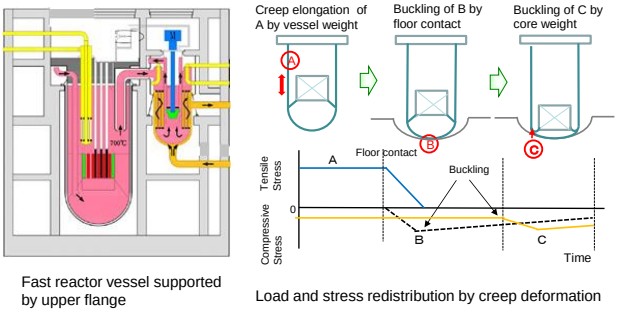


図 1 超高温時の原子炉容器の破損拡大抑制例

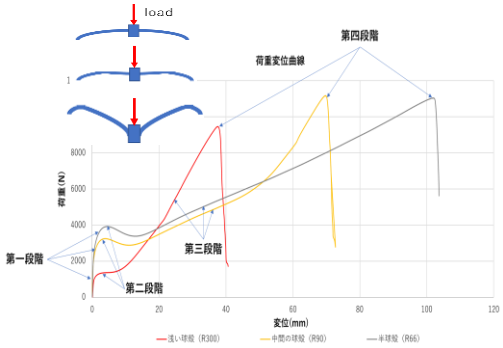


図 2 球殻の座屈強度と座屈後挙動の試験結果

3. おわりに

球殻について、材料に延性があり、座屈した後の挙動がオイラー座屈のような不安定なものでなく、飛び移り座屈のような座屈後挙動が安定なものであれば、座屈後に直ちに破壊せず、変形しながら大きな荷重を支持でき、破損拡大抑制技術が適用できることを明らかにした。次世代高速炉原子炉容器では、運転中および事故時の高温状態では材料が延性（クリープを含む）に富んだ状態であり下部鏡と床や他の構造物との接触による座屈モードは飛び移り座屈であることから、破損拡大抑制技術の適用条件を満たし、下部鏡接触により円筒胴に生じていた荷重を再配分して円筒胴が破壊しないよう制御できる見通しを得た。

本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0220353828 の助成を受けたものである。

* Naoto Kasahara1, Masato Murohara[1] and Takuya Sato[1]

[1]Univ. of Tokyo

原子炉構造レジリエンスを向上させる破損の拡大抑制技術の開発
（13）過大地震時破損拡大抑制のための梁の座屈と座屈後挙動に関する研究

Development of failure mitigation technologies for improving resilience of nuclear structures
(13) Study on Buckling and Post-Buckling Behavior of Beams for failure consequence mitigation under excessive seismic loads

*濱田 良太[1]，長谷川 翔[1]，一宮 正和[1]，笠原 直人[1]
[1]東京大学

過大地震が発生すると、地震荷重によって薄肉容器に座屈が生じる可能性があり、座屈後挙動を明らかにすることは座屈後の破損の拡大抑制の取り組みに有益である。本研究では、基礎的な構造要素である梁の試験体に振動荷重を与える実験及び FEM 解析を行い、振動荷重による梁の座屈と座屈後挙動を調べた。

キーワード：座屈，座屈後挙動，地震荷重，振動荷重，振動試験，FEM 解析，破損影響緩和

1. 緒言

過大地震が発生した場合に薄肉容器には座屈が発生する可能性があるが、振動荷重に対する座屈のメカニズムは明確でない。また座屈後の破損拡大抑制を考える上で座屈後挙動は重要である。これらを解明するために基礎的な構造要素である梁に対して軸振動荷重を加える実験及び FEM 解析を行なった。

2. 実験及び解析

中央部に 24mm の初期不整のある梁に対して振動台を用いて図 1 の矢印方向に軸振動荷重を与えた。梁は長さが 300mm、断面が 6mm×25mm で、図 1 の右端は固定端、左端は 15kg の錘を取り付けた自由端である。材料には実機材の高温状態を模擬した鉛アンチモン合金を使用した。入力振動数は 8Hz で固定し、最大加速度をパラメータとした。実験を模擬した FEM 解析では解析モデル全体に入力加速度に相当する慣性力を与えた。

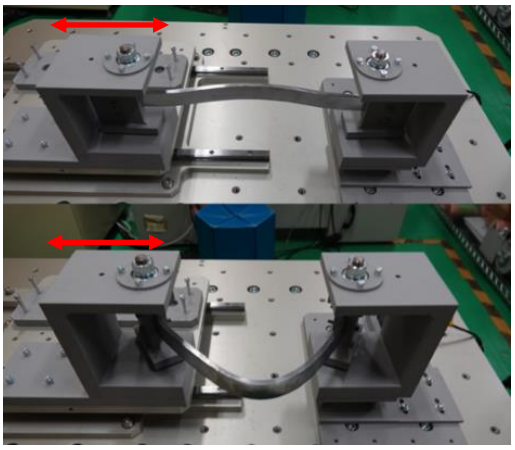


図 1 座屈前（上）と座屈後（下）の梁

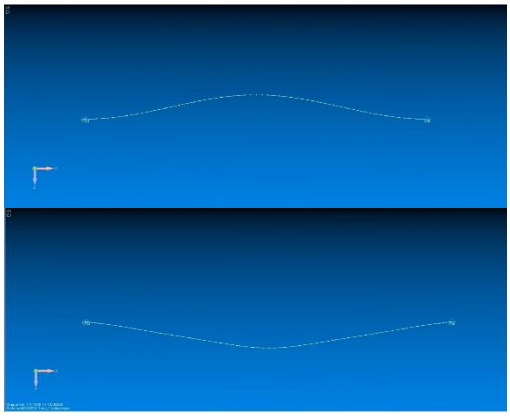


図 2 座屈前（上）と座屈後（下）の解析モデル

3. 結果と考察

軸振動荷重を受ける初期不整のある梁の座屈は飛び移り座屈であった。実験では最大加速度$30\,m/s^2$で図 1 のように初期不整と反対側へ飛び移り座屈が発生し、座屈後は再度飛び移ることなく安定した。座屈前後で梁の固有振動数が 14Hz から 3Hz 程度に低下した。FEM 解析においても図２のように飛び移り座屈が発生し、座屈後は安定した。梁にかかる軸方向の力がつり合いによって飛び移り方向の合力を発生させ、飛び移り方向の速度が梁の伸長した時点で最大になって飛び移り座屈が発生したと考えられる。固有振動数が入力振動数を下回り飛び移り座屈後は位相が順相から逆相になった結果、梁にエネルギーが入力されにくくなったため、再度飛び移り座屈が発生せず安定する。過大地震による振動荷重を受けて構造物に座屈が発生しても、その後の破局的な被害への拡大を抑制できるという基礎的資料が整備できた。

本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0220353828 の助成を受けたものである。

*Ryota Hamada[1], Sho Hasegawa[1], Masakazu Ichimiya[1] and Naoto Kasahara[1]
[1] The Univ. of Tokyo

原子炉構造レジリエンスを向上させる破損の拡大抑制技術の開発 （14）レジリエンス向上効果可視化のための時間効果と事象の動的変化を考慮に入れた動的 PRA 法

Development of failure mitigation technologies for improving resilience of nuclear structures
(14) PRA Analysis Method for Visualizing the Effect of Resilience Improvement Considering Time Effect and Dynamic Change of Events

*桑原 悠士[1]，出町 和之[1]，陳 実[1]，笠原 直人[1]，西野 裕之[2]，小野田 雄一[2]，栗坂 健一[2]
[1]東大，[2]JAEA

破損拡大抑制技術をよるレジリエンス向上効果を可視化する手法として、イベントツリーと時々刻々のプラント状態評価を、連続マルコフ連鎖モンテカルロ法で連成させ、事象の進展を動的に捉えるシミュレーション手法を開発した。

キーワード：レジリエンス指標，破壊制御，連続マルコフ連鎖モンテカルロ法(CMMC)

設計基準外事象発生時における破損拡大抑制を目的としたプラントシステムへの破壊制御技術導入[1]によるレジリエンス向上の効果を定量化するには、レジリエンスの可視化手法が不可欠である。東京大学で開発したレジリエンス指標[2]は、事故時マネジメント(AM)による安全機能回復を、機器・構造物破損確率と時間経過を考慮に入れて可視化する手法である。破壊拡大抑制がもたらす時間的余裕は、従来では対象外とされていた AM 策の実施を可能にすることで安全性能回復に寄与する等、レジリエンス向上の効果が期待される。本研究では、この効果を可視化する手法として、イベントツリーと時々刻々のプラント状態評価を、連続マルコフ連鎖モンテカルロ法[3]で連成させ、事象の進展を動的に捉えるプシミュレーション手法を開発した。また、高速増殖炉もんじゅに破壊拡大抑制技術を適用した効果を定量評価した。

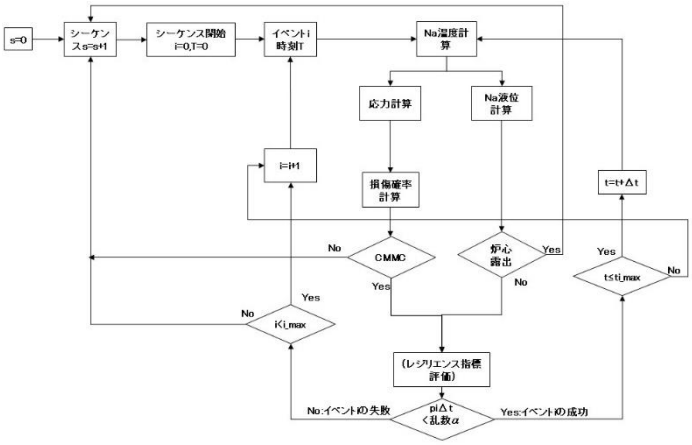


図 1　破壊拡大抑制の効果を導入したプラント状態の CMMC のフローチャート

参考文献

[1] Naoto Kasahara, et al., “Application of fracture control to mitigate failure consequence under BDBE”, Proceeding of the ASME 2020 Pressure Vessels & Piping Conference PVP2020.
[2] Kazuyuki Demachi, et al., “Development of Resilience Evaluation Method for Nuclear Power Plants”, E-Journal of Advanced Maintenance Vol.8-1 pp. 23-31(2016)
[3] Sunghyon Jang and Akira Yamaguchi. “Dynamic scenario quantification for level 2 PRA of sodium-cooled fast reactor based on continuous Markov chain and Monte Carlo method coupled with meta-model of thermal–hydraulic analysis.” Journal of Nuclear Science and Technology, 55(8): pp. 1-9 (2018)

*Yuto Kuwabara[1], Kazuyuki Demachi[1], Shi Chen[1], Naoto Kasahara[1], Hiroyuki Nishino[2], Yuichi Onoda[2] and Kenichi Kurisaka[2]
[1]The Univ. of Tokyo, [2]JAEA.

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

[1D01-02] Nuclear Fuel Cycle Strategy

Chair: Toru Obara (Tokyo Tech)

Wed. Mar 16, 2022 9:30 AM - 10:05 AM Room D

[1D01] Proposals from a perspective of nuclear fuel cycle scenario analysis related to future nuclear power utilization

*Akira Ohtaki[1], Takao Kato[1], Yoshiki Sato[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. NESI)

9:30 AM - 9:45 AM

[1D02] Neutronic characteristics of coated particle thorium-fueled LWR

*Yuki Nakagawa[1], Naoyuki Takaki[1] (1. Tokyo City University)

9:45 AM - 10:00 AM

©Atomic Energy Society of Japan

将来の原子力利用に係る核燃料サイクルシナリオ分析の視点からの提案 原子力技術安全保障の構築に向けて

Proposals from a perspective of nuclear fuel cycle scenario analysis related to future nuclear power utilization Toward the construction of nuclear power technology security

*大滝　明[1]，加藤　孝男[1]，佐藤　良樹[2]
[1]JAEA，[2]NESI

カーボンニュートラルを目指す 2050 年頃の日本では、総人口は 1960 年代の高度経済成長期の水準まで低下すると見込まれ、生産年齢人口比率も約 70%から約 50%へと減少が見込まれている。この影響により経済・産業活動の鈍化が懸念されるため、核燃料サイクルシナリオ分析の観点から、原子力産業における技術基盤とサプライチェーンを維持するための方策を検討・評価した。

キーワード：エネルギー，長期見通し，燃料サイクル，原子力技術，安全保障

1. 緒言

第 6 次エネルギー基本計画では核燃料サイクル政策推進が明示され、わが国の原子力産業界が目標としてきたプルサーマルの推進が改めて示された。一方、運転可能な商業炉全 33 基の再稼働とリプレース、廃炉が決定された 24 基の廃止措置の着実な遂行は、カーボンニュートラルを果たすうえでの基盤と成り得ることから、原子力産業のインフラストラクチャーや技術力・人材の維持に繋がる全体像を、原子力政策として速やかに具体化すべきと考える。本研究では、この点を踏まえて将来の原子力利用の目指す方向性について、核燃料サイクルシナリオ分析の視点からケーススタディを実施した。

2. 解析方法・結果

日本の原子力産業はプラントメーカーに加えて、建設業や世界的技術力を有する各種設備機器等の製造業に支えられている。また、今後本格化する廃止措置は 1 基当り約 30～40 年にも渡ることから、原子力発電所の新増設や廃止に関わるサプライチェーンと人材の長期安定確保が重要になる。しかしながら、仮に現行軽水炉 33 基の運転期間を一律 60 年に延長した場合、2040 年代前半から 2060 年代後半の約 20 年間にリプレースの繁忙期が生じ、その後 40 年余り閑散期を迎えるためサプライチェーンの途絶リスクが大きい。そこで、米国で現行軽水炉の 80 年運転が認可されていることも踏まえ、わが国でも 60 年～80 年の範囲で任意に再延長できた場合を想定して、基本ケース（60 年運転）と平準化ケース（現行炉 60～80 年運転）の核燃料サイクル諸量特性を機構の FAMILY-21 コード[1]-[3]で解析し、リプレース繁忙期の緩和効果等を評価した。

現行商業炉の運転期間を 60～80 年として計画的に再延長することで、産業基盤のインフラストラクチャーや技術力等の計画的な維持、原子力サプライチェーンの途絶リスク回避が期待できることを示した。

また、現行軽水炉の代替として高速炉などの新型炉導入が 2050 年代半ばから可能になり、仮に高速炉を 2070 年代から本格導入した場合、現在の天然ウラン購入契約量 34.7 万トンの範囲内で移行でき、さらに MOX 生産を積極的に推進することにより、火力発電の部分代替も見込めることを示した。

3. 結言

カーボンニュートラル社会への貢献と原子力技術安全保障の構築に向けて、軽水炉の運転期間や新炉型導入戦略の再検討が必要と考えられる。

参考文献

[1] 大滝他，2010 年秋の大会 O14、[2] 大滝他，2013 年秋の大会 E04、[3] 大滝他，2017 年秋の大会 2M13

---

*Akira Ohtaki[1], Takao Kato[1] and Yoshiki Sato[2]
[1]JAEA, [2]NESI Inc.

被覆粒子トリウム燃料軽水炉の核特性評価

Neutronic characteristics of coated particle thorium-fueled LWR

*中川 勇輝[1]，高木 直行[1]，
[1]東京都市大学

軽水炉の事故耐性燃料の一つとして検討されている被覆粒子燃料を用い、高燃焼度と効率的 Pu 燃焼を達成する、Th/Pu 混合酸化物燃料軽水炉の炉心概念を検討した。

キーワード：被覆粒子燃料，トリウム，プルトニウム，事故耐性燃料，沸騰水型軽水炉

1. 緒言

本研究では、レアアース精錬に伴う副生成物として大量に生じている Th と、日本が国内外に保有する Pu を軽水炉で安全に有効活用するため、被覆粒子燃料（Coated Particle Fuel ; CPF）を用いた PWR の既往研究[1]を参考に、被覆粒子 Th/Pu 燃料を装荷した ABWR 炉心の核特性評価を行った。

2. 方法

3930 MWt の ABWR の仕様を基にして、ピンセル体系および 4 集合体体系モデルを作成した。計算コードには汎用中性子・光子輸送計算モンテカルロコード（MVP）を用いた。燃料ペレットを模した SiC 母材中の被覆粒子は MVP の確率論的幾何形状モデル（STGM）を用いて分散させた。Pu の同位体組成には、燃焼度 33 GWd/t の PWR 使用済み燃料を 10 年冷却した原子炉級 Pu の組成を用いた。

Th/Pu 混合酸化物燃料(Th-MOX-CPF)と U/Pu 混合酸化物燃料（U-MOX-CPF）について、図 1 のように燃料の充填率と燃料核の体積をそれぞれ 3 パターン変化させ、燃焼特性を評価した。

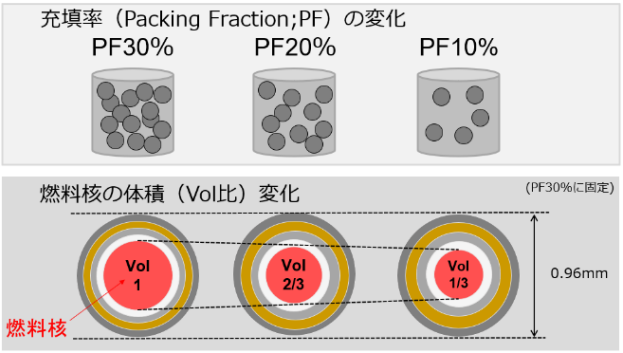


図 1　被覆粒子燃料の仕様

3. 結果

図 2 より、Th-MOX-CPF は、UO_2-CPF より初期の無限増倍率を抑えることが可能であり、従来の UO_2-pellet 燃料や UO_2-CPF と比較して、高い燃焼度を達成しうる。燃料仕様サーベイの結果、PF=30%、Vol 比=1 の U-MOX-CPF と Th-MOX-CPF は、現行軽水炉を大きく超えるサイクル長約 17 か月、燃焼度 150 GWd/t 以上を達成した。また、ピンセル解析は 4 集合体解析よりも炉心寿命を短く評価することが分かり、解析体系による差異を確認した。

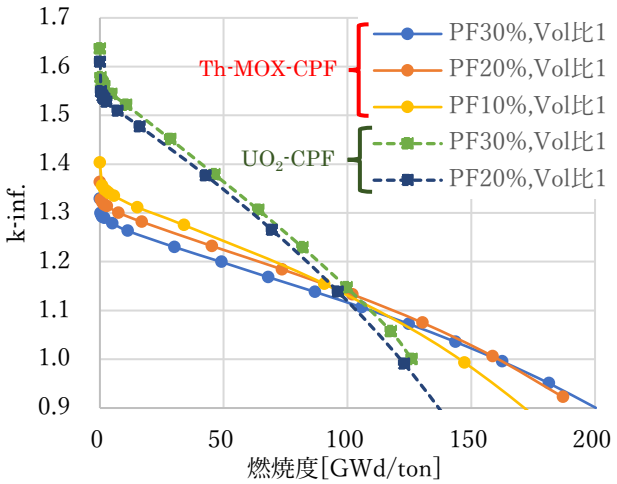


図 2　Th-MOX-CPF と UO2-CPF の燃焼特性（ピンセル体系）

PF=30%時の全炉心 Pu インベントリは、燃焼初期で約 4.16t に対し、燃焼末期の U-MOX-CPF、Th-MOX-CPF でそれぞれ約 2.48t、約 2.08t となった。前者が約 0.4t 大きいのは、多く存在する U-238 が新たな Pu-239 を生成するためである。

4. 結言

被覆粒子燃料を用いた軽水炉の燃料仕様をサーベイした。U-MOX-CPF と Th-MOX-CPF において、現行軽水炉を大きく超えるサイクル長約 17 か月、燃焼度 150 GWd/t 以上を達成可能である。

参考文献

[1] Xiang Dai, et al., Conceptual Core design of an innovative small PWR utilizing fully ceramic microencapsulated fuel, Progress in Nuclear Energy, Vol.75 ,p.63-71, 2014

*Yuki Nakagawa[1], Naoyuki Takaki[1]
[1]Tokyo city Univ.

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

[1D03-05] Advanced Reactor Development

Chair: Naoto Aizawa (Tohoku Univ.)

Wed. Mar 16, 2022 10:05 AM - 10:55 AM Room D

[1D03] Daily Load Following Performance of Molten Salt Reactor: FUJI

*Ritsuo Yoshioka[1], Yoichiro Shimazu[2], Koji Ogasawara[1], Masaaki Furukawa[3] (1. International Thorium Molten-Salt Forum, 2. University of Fukui, 3. Thorium Tech Solution Inc.)

10:05 AM - 10:20 AM

[1D04] Core design of MOX-fueled reduced-moderation water reactor for marine use

*Yusaku Nemoto[1], Naoyuki Takaki[1] (1. TOKYO CITY UNIVERSITY)

10:20 AM - 10:35 AM

[1D05] Design and study of a test and research reactor with heat pipe cooling system

*Natsumi Matsumoto[1], Willem F.G. Van Rooijen[1] (1. Univ. of Fukui)

10:35 AM - 10:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

熔融塩炉FUJIの日負荷追従特性

Daily Load Following Performance of Molten Salt Reactor:FUJI

*吉岡 律夫[1]，島津 洋一郎[2]，小笠原 亨重[1]，古川 雅章[3]

[1]トリウム熔融塩国際フォーラム，[2]福井大学，[3]トリウムテックソリューション

熔融塩炉用過渡解析コードDYMOSを使用して、熔融塩炉FUJIの日負荷追従運転を模擬した。解析の結果、100%⇔50%の大幅な日負荷追従運転に対し、制御棒操作なしに、燃料塩流量を上下させることにより、実施できることを示すことができた。

キーワード：熔融塩炉、日負荷追従運転、DYMOSコード

1. はじめに

熔融塩炉は負荷追従運転性に優れているとされているが、実際の日負荷追従運転時の挙動は最近まで評価されてこなかった。筆者らは、熔融塩炉用過渡解析コードDYMOSの検証を進めており、米国実験炉MSREでの実験結果と比較的良い一致を示すことを確認している[1]。そこで、今回は、本コードを使用して、熔融塩炉FUJIの日負荷追従運転を模擬した。本コードは、熔融塩炉プラントをモデル化しており、炉心は一点近似の動特性方程式を適用し、熱交換器、蒸気発生器、発電設備と繋がっている。

2. 解析結果

解析の結果、100%⇔50%（14-1-8-1時間）の大幅な日負荷追従運転に対し、制御棒操作なしに、燃料塩流量を上下させることにより、実施できることを示すことができた。なお、熔融塩炉では運転中のキセノン変化の影響が殆どないので、流量変化パターンはシンプルである。また、短時間での負荷追従を模擬した先行論文の結果と比較し、妥当な結果を得た。

$$\frac{dN(t)}{dt} = \frac{\rho(t)-\beta}{\Lambda}N(t) + \sum_{j=1}^{6}\lambda_j C_j(t)$$

$$\frac{dC_j(t)}{dt} = \frac{\beta_j}{\Lambda}N(t) - \lambda_j C_j(t) - \frac{C_j(t)}{\tau_c} + \frac{C_j(t-\tau_L)}{\tau_c}e^{-\lambda_j\tau_L}; \quad j = 1,6$$

$$\rho(t) = \rho_0 + \alpha_f(T_f(t) - T_f(0)) + \alpha_g(T_g(t) - T_g(0)) + \rho_{rod}$$

図1　炉心の動特性方程式

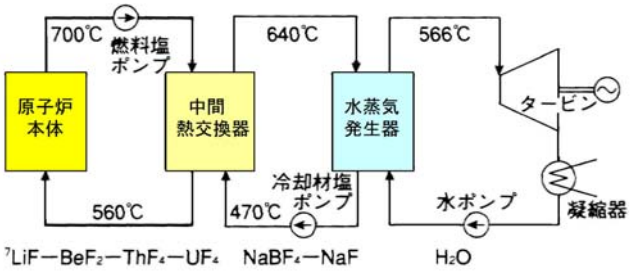


図2　プラントモデル

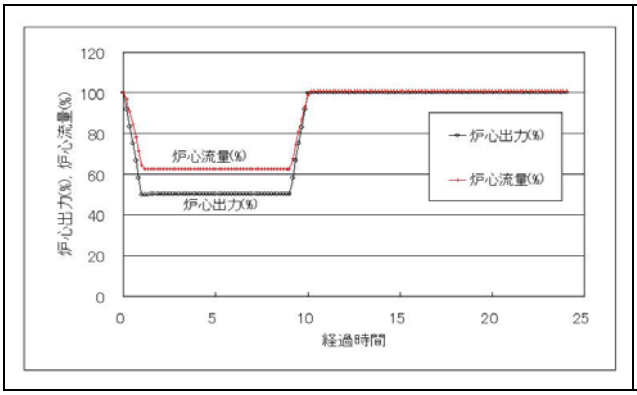


図3　炉心出力と炉心流量の挙動

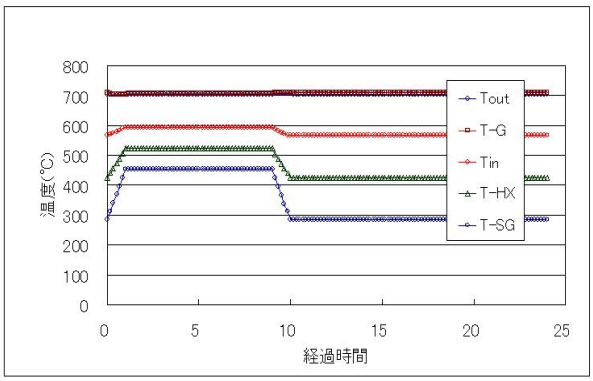


図4　プラント各部の温度挙動

本研究は経済産業省の「社会的要請に応える革新的原子力技術開発支援事業」で実施したものである。

参考文献

[1] 島津, 吉岡, 小笠原, 古川「熔融塩炉の過渡解析コード：DYMOS」2021年秋の原子力学会、2E09 (2021年).

*Ritsuo Yoshioka[1], Yoichiro Shimazu[2], Koji Ogasawara[1], Masaaki Furukawa[3]

[1]International Thorium Molten-Salt Forum, [2]Univ. of Fukui, [3]Thorium Tech Solution Inc.

MOX 燃料を用いた船舶用低減速炉の炉心設計

Core design of MOX-fueled reduced-moderation water reactor for marine use

*根本 雄作[1]、高木 直行[1]
[1]東京都市大学

陸上炉に比べた舶用炉の特徴として、燃料交換頻度が少ないことや遮蔽体が小さいこと、低出力であることが挙げられる。本研究では船に搭載可能なサイズで長寿命である炉心を目指すべく、MOX 燃料を用いた小型低減速炉について検討した。

キーワード：MOX 燃料、長寿命炉心、低減速炉、舶用炉

1. 緒言

近年地球温暖化により、夏季の北極海域の海氷面積は減少傾向にある中、船舶通航実績が急増しているところであり、国内はもとよりアジア近隣諸国においても北極海航路活用に向けた議論が活発になっている。原子力砕氷船開発に早くから関心を寄せていたロシア連邦は大型原子力砕氷船団を発展させ、年間を通じて利用できるようインフラの整備に取り組んでいる。北極海航路を活用することで運行距離短縮と CO_2 排出量を大幅な削減が可能になる。脱炭素社会の実現を目指す我が国が取り組める技術の一つとして原子動力に注目した。本研究では船舶に搭載可能なサイズで、燃料交換頻度が少ない長寿命炉心の検討を試みて、MOX 燃料を用いた小型低減速炉の解析を行った。

2. 炉心解析条件と結果

対象とした 4 炉心の燃料仕様を表 1 に示す。原子炉には高い転換性能と高燃焼度を達成するために減速材として重水を用いた低減速炉を採用し、燃料には UO_2 燃料、$(U\text{-}Pu)O_2$ 燃料、$(Th\text{-}U)O_2$ 燃料を採用した。炉心の出力やサイズに関してはロシアの舶用炉 RITM-200 を参考にした [1]。炉心寿命を比較するために各燃料の初期反応度を近い値に合わせ、臨界維持について検討した。解析には汎用中性子・光子輸送計算モンテカルロコード MVP3.0 及び MVP-BURN、核データライブラリーには JENDL-4.0 を用いた。

結果を図 2 に整理した。軽水炉に比べると重水炉は燃焼欠損反応度が小さい傾向にある。$(U\text{-}Pu)O_2$ 重水燃料炉は最も高い増殖性能を示したが、10 年程度で未臨界となった。$(Th\text{-}U)O_2$ 重水燃料炉は 20 年間を通して増殖比を 1 以上に保ち続けた。

3. 結言

20 年間燃料交換の必要がない船舶用小型低減速炉の炉心仕様について検討した。今後は内部ブランケットを活用した解析を進めるなど、改善検討を行っていく。

表 1. 炉心仕様

	UO_2燃料 重水炉	U^{233}燃料 重水炉	MOX燃料 重水炉	UO_2燃料 軽水炉 基準
熱出力［MWt］	175	←	←	←
炉心直径［cm］	123	←	←	←
炉心高さ［cm］	128	←	←	←
炉心圧力［MPa］	15	←	←	←
軸ブランケット厚［cm］	21.1	←	←	←
集合体/炉心	39	←	←	←
燃料組成	UO_2	$(Th\text{-}U^{233})O_2$	$(U\text{-}Pu)O_2$	UO_2
ブランケット燃料組成	$^{232}ThO_2$	←	←	←
減速材/冷却材	重水	←	←	軽水
U235濃縮度(%)	19	—	0.72	9
Pu富化度(%)	—	—	22.5	—
Th富化度(%)	—	14	—	—

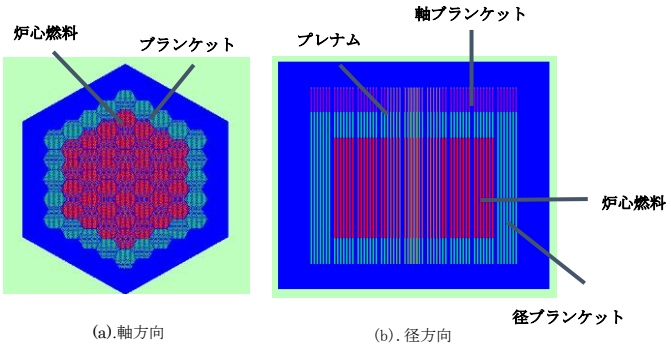


図 1.炉心体系

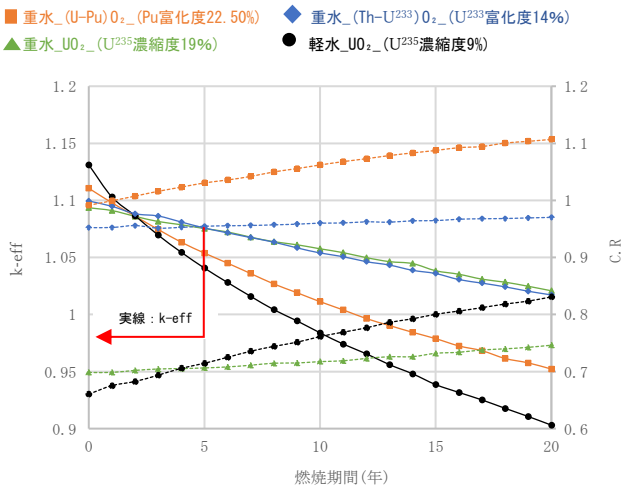


図 2.　舶用炉の種々燃料を用いた低減速炉の燃焼特性

参考文献

［1］DE Savitsky. AV Kuzmin. “The calculation of the campaign of reactor RITM-200``IOP Conference Series(2021)

*Yusaku Nemoto[1], Naoyuki Takaki[1]
[1]Tokyo City Univ.

ヒートパイプ冷却を用いた試験研究炉の設計と検討

Design and study of a test and research reactor with heat pipe cooling

*松本 菜摘[1]，ファン ローイエン ウィレム[1]
[1]福井大学

抄録

試験研究炉は人材育成、学術研究、医療用アイソトープ生産など様々な用途で使用されている。現在、老朽化などで多くの試験研究炉が廃止または廃止措置中であり、今後、多角的な利用が可能な試験研究炉が必要とされている。本研究では、利用者が必要なスペクトルを得られるよう熱中性子炉と高速炉どちらの役割も担うことが可能な原子炉の設計を目的とした。本原子炉は、燃料棒の位置や材料組成の交換により、必要なスペクトルを得ることが可能な中出力のヒートパイプ冷却試験研究炉とした。解析には SCALE コードシステムを用いた。

キーワード：試験研究炉，ヒートパイプ冷却型

1. 緒言　試験研究炉は多くの分野で技術革新や科学技術向上に必要不可欠な研究施設であり、様々なニーズに適した研究炉が求められている。本研究では、利用者が必要なスペクトルを得られるよう熱中性子炉と高速炉どちらの役割も担うことが可能な原子炉について設計・検討を行った。

2. 解析　本研究では、最大熱出力として 10MW を得られるようヒートパイプの数を決定し、それに合わせて炉心の大きさを決定した。炉心は図 1 のような六角体系とし、冷却体系にヒートパイプを用い、燃料を粒子燃料とした。また、中心をヒートパイプ、その周りに粒子燃料を入れ被覆管で覆ったものを燃料棒とした。これを図 2 で示す。熱中性子炉と高速炉になるよう燃料、ヒートパイプ作動流体、被覆管、燃料棒位置、制御棒位置を変更し、炉心特性について解析を行った。

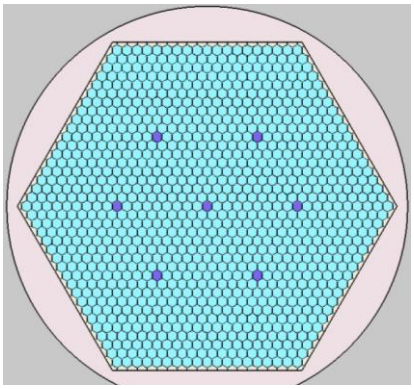


図 1　炉心構造

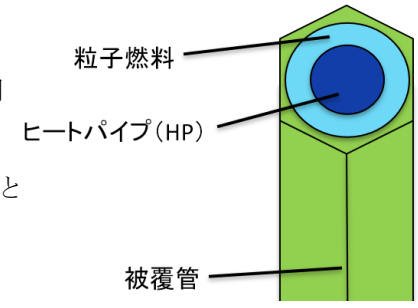


図 2　燃料棒仕様

3. 結論

炉心は、炉心直径が 2m、炉心高さが 2m となった。燃料棒挿入孔は制御棒挿入孔や照射孔も含めると 1027 孔あけられており、その内部に外径 50mm の燃料棒や制御棒が挿入されている。またヒートパイプの外径は 24mm であり、熱出力 10MW の場合は作動流体として NaK を使用した。また熱中性子炉の場合は燃料として二酸化ウランを利用し、被覆管にはベリリウムを利用した。高速炉の場合は燃料として MOX 燃料とブランケット燃料を使用し、被覆管には Cr-Ni-Mo 合金を使用した。
計算結果については発表時に説明する。

参考文献

[1] D.A.Reay and P.A.Kew(2007), “Heat Pipes Theory, Design and Applications”

[2] Sector of Fast Reactor and Advanced Reactor Research and Development, Japan Atomic Energy Agency, Ibaraki, Japan(2021), “Design of High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)”

[2] Mohamed S. El-Genk, Jean-Michel P. Tournier (2011), “Uses of liquid-metal and water heat pipes in space reactor power systems”, Fronitiers in Heat Pipes (FHP), 2, 013002

---

*Natsumi Matsumoto[1] and Willem F.G. Van Rooijen[1]
[1]Fukui Univ.

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

[1D06-09] Fast Reactor Development

Chair: Rei Kimura (TOSHIBA ESS)

Wed. Mar 16, 2022 10:55 AM - 12:00 PM Room D

[1D06] Feasibility of rotational fuel shuffling lead cooled Breed-and-Burn fast reactor

*Toru Obara[1], Van Khanh Hoang[2], Odmaa Sambuu[3], Jun Nishiyama[1] (1. Tokyo Tech, 2. VAEI, 3. NUM)

10:55 AM - 11:10 AM

[1D07] Evaluation of burnup performance of transuranic elements by a small chloride molten salt fast reactor

*Yoshihisa Tahara[1], Satoshi Chiba[1], Hiroyasu Mochizuki[1] (1. Tokyo Tech)

11:10 AM - 11:25 AM

[1D08] Reactivity control with metallic hydride burnable poison for Plutonium-burner Accelerator-Driven System

*Takumi Abe[1], Naoto Aizawa[1], Takanori Sugawara[2], Tomohiko Iwasaki[1] (1. Tohoku Univ., 2. JAEA)

11:25 AM - 11:40 AM

[1D09] Study of applicability of JENDL-5 to the next-generation fast reactor core design

*Hiroshi Taninaka[1], Kenji yokoyama[1], Shigeo ohki[1] (1. JAEA)

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

回転型燃料シャッフリング鉛冷却ブリードバーン型高速炉の成立性

Feasibility of rotational fuel shuffling lead cooled Breed-and-Burn fast reactor

*小原　徹[1]，Van Khanh Hoang[2]，Odmaa Sambuu[3]，西山　潤[1]
[1]東工大，[2]ベトナム原子力研，[3]モンゴル国大

回転型燃料シャッフリングを用いた窒化物燃料鉛冷却ブリードバーン型高速炉(RFBB-NL)の成立性について検討した。原子炉熱出力を 750MW に設定し、燃料集合体を炉心平面に対し渦巻状に移動させ中心付近で取り出すシャッフリング方法を採用した場合、平衡状態で原子炉が臨界となることが明らかになった。

キーワード：鉛冷却高速炉、ブリードバーン型高速炉、回転型燃料シャッフリング、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、新燃料の燃焼集合体を中性子インポータンスの低い外周部に装荷し、燃料シャッフリングごとに隣接する位置に移動させながら徐々に炉心中心方向へ移動させ、燃料集合体の無限増倍率が最大となるときに中性子インポータンスの大きい炉心中心部付近に来るようにし、その後燃焼による無限増倍率の減少とともに徐々に炉心外周部に移動させることで、原子炉の臨界と取出し燃料の高燃焼度を達成する概念である。一方鉛を高速炉の冷却材に使用すると冷却材が水や空気と反応しないためシステム全体が簡素化できると期待され、ロシアでは鉛冷却窒化物燃料高速炉 BREST-OD-300 の建設が開始されている。本研究の目的は窒化物燃料鉛冷却 RFBB (RFBB-NL)の成立性を明らかにすることである。

2. 解析

炉心デザインと解析条件を表 1 に示す。燃焼集合体は回転型シャッフリングにより移動させることとし、dpa を 650 程度に抑えるため、スパイラル状に燃焼集合体を移動させ炉心中心付近で取り出すシャッフリングを採用した。解析はモンテカルロコード Serpent 2.0 及び ENDF/B-VII を用い、シャッフリングをシミュレートするプログラムを開発し、平衡状態に達するまで燃焼とシャッフリングによる燃料集合体の移動を繰り返した。さらに平衡状態での炉心中央の燃焼集合体の定常熱流動解析を COMSOL Multiphysics で行った。

表 1　炉心デザイン及び解析条件

熱出力	750 MW
燃料	UN (天然ウラン, 99% N-15)
炉心高さ	140 cm
炉心等価半径	133 cm
燃焼シャッフリング間隔	605 日
冷却材入口温度	400℃
冷却材速度	2m/s

3. 結果

解析の件、本デザインの炉心は平衡状態での実効増倍率が約 1.1 となり平衡状態において原子炉が臨界となることが明らかになった。この場合の取出し燃料の平均燃焼度は 0.32FIMA, 296MWd/kg-HM で高い燃焼度が達成できることが明らかになった。また取出燃料の被覆管の最大 dpa は約 620 であり、TerraPower 社が開発している高速炉用被覆管の最大 dpa の 650 を下回ることが明らかになった。また取出燃料中に残る核分裂性プルトニウム（Pu-239+Pu-241）の全プルトニウムに対する割合が 72%～78%となっていることが明らかになった。さらに定常熱流動解析の結果、燃料の最大温度 700℃、冷却材出口温度 612℃であり定常状態での徐熱が可能であることが明らかになった。今回の解析の炉心モデルには、ダクト、制御棒等を含んでいないため、今後より現実的な炉心モデルを用いて成立性の検討を行う予定である。

*Toru Obara[1], Van Khanh Hoang[2] Odmaa Sambuu[3], Jun Nishiyama[1]
[1]Tokyo Tech, [2]VinAtom, [3]NUM

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

Evaluation of burnup performance of transuranic elements by a small chloride molten salt fast reactor

*田原 義壽[1]，千葉 敏[1]，望月 弘保[1]
[1]東工大 ゼロカーボンエネルギー研究所

蓄積する軽水炉の使用済燃料の有効活用を図り、廃棄物処理･処分の負荷を低減させるため､塩化物溶融塩高速炉を用いて軽水炉の使用済燃料組成を持つ燃料塩を燃焼させるための条件と TRU の消滅割合を評価した。

キーワード：溶融塩炉、高速炉、塩化物、超ウラン元素、核変換

1. 緒言：軽水炉で使用された燃料中の核分裂性核種を再利用すると共に処理･処分に与える影響が大きい MA 核種の減少を図るために、燃料の成型加工が不要で単純な炉心構造を持つ溶融塩炉を用いることとし、概念設計として軽水炉使用済燃料組成(MA 分離なし)を用いた場合の TRU 消滅割合を評価した。

2. 解析条件：炉心は図 1 に示す 700MWt の小型溶融塩高速炉である。初装荷燃料は PWR 使用済燃料組成(UO_2燃料、濃縮度 3.9 wt%、取出し燃焼度 45GWd/t 、冷却 10 年)[1]を持つ溶融塩[47.6NaCl-22.4$MgCl_2$-14.7UCl_3-6.3UCl_3-9$TRUCl_3$(数値は%mol)][2]とした。反射体はステンレス鋼とし、半径 15cm の円筒中実制御棒を設置した。制御棒内には、中性子吸収材である GdZr 合金の水素化物$GdZr_6H_{14}$[3]と反射材であるステンレス鋼[4]が等体積に装荷されている。

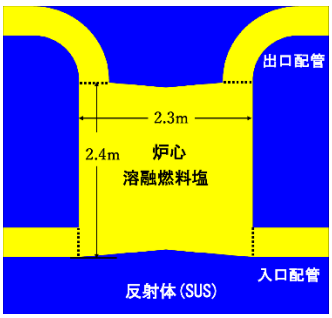


図 1(a) 炉心の縦断面

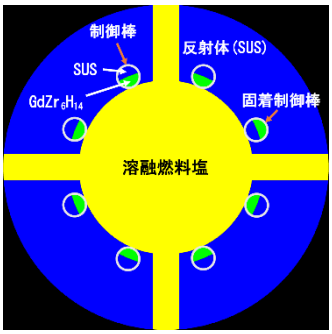


図 1(b) 炉心の横断面
[制御棒 1 体固着時]

3. 解析手法：核種の燃焼では FP は運転中に全て回収されるものとし、燃料の充填･抽出を考慮した下式を基に重核(Pu, Np, Am, Cm)を燃焼させた。

$$\frac{d}{dt}N_i(t)=\left\{\sum_{j=1}^{M}\ell_{ij}\lambda_j N_j+\sum_{k=1}^{M}f_{ik}\left(N_k\sigma_k\right)\phi-\left(\lambda_i+\sigma_i\phi+\frac{\delta V}{V_p}\right)N_i\right\}+\frac{\delta V}{V_p}N_i^{in}$$

右辺第 1 項は崩壊による生成、第 2 項は捕獲反応による生成､第 3 項は消滅(燃料抽出を含む)、第 4 項は燃料充填を表す。N_iとN_i^{in}は核種 i の 1 次系および充填燃料中の原子核密度を表す。V_pは 1 次系体積、δV は 1 日当たりの充填･抽出量(ℓ/d)である。ミクロ断面積は、SERPENT2[5]の炉心計算結果を縮約して求め、中性子束は燃料の炉内および炉外循環時間を考慮して定格時の 0.4775 倍の値を用いた。なお、燃料の充填と燃焼に伴い重核濃度が変化するため塩素および溶融塩の濃度を質量保存により調整した。

4. 解析結果：PWR 使用済燃料組成を持つ TRU からなる燃料塩(12.6UCl_3-5.4UCl_4-12$TRUCl_3$)を 120 年間連続補給で運転した場合の運転終了時の各核種の消滅割合[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)]を図 2 に示す。実効増倍率が 1.0 の要求から図 2 を基に、燃料流量は 4.0ℓ/dであり、Pu､MA,TRU に対する消滅割合は各々68.3%､59.0%､67.3%であることが分かる。また、制御棒 1 本固着時の全制御棒価値は 2.29%であり、出力欠損 0.36%に停止余裕 1%を考慮すると 0.93%の運転操作範囲を確保できることが分かった。

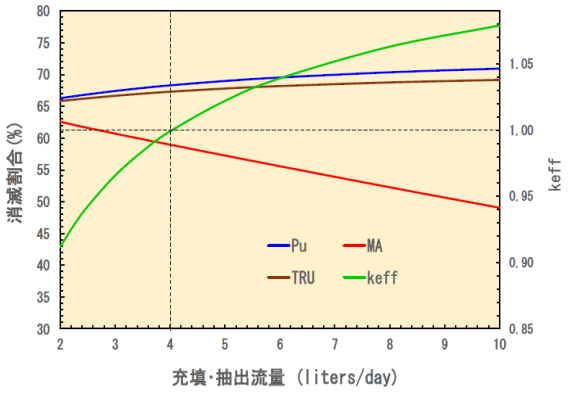


図 2 Pu, MA,TRU 消滅割合の燃料流量依存性
(120 年間燃料連続注入運転による燃焼)

5. 結言：PWR 使用済燃料組成(取出し燃焼度 45GWd/t､10 年冷却)を持つ$TRUCl_3$が 12%mol 含まれる溶融燃料塩を 1 日 4.0ℓ連続補給し 120 年間運転した場合､TRU を 67.3%消滅させる性能があることを確認した。

参考文献：[1] Y. Ando, H. Takano, “Estimation of LWR Spent Fuel Composition, JAERI-Research 99-004, (1999). [2] 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. [3] Y. Kitano, et al., “Fabrication and mechanical characterization of zirconium and gadolinium hydrides,” J. of Nuclear Materials, 389(2009) 170-172. [4] Y. Tahara et al., “Reactivity Effect of Iron Reflector in LWR Cores,” J. Nucl. Sci. and Technol., Vol. 38, No. 2, 102-111 (2001). [5] Leppänen, J., et al. (2015) "The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013." Ann. Nucl. Energy, 82 (2015) 142-150.

*Yoshihisa Tahara[1], Satoshi Chiba[1] and Hiroyasu Mochizuki[1]
[1]Laboratory for Zero-Carbon Energy, Tokyo Institute of Technology.

プルトニウム燃焼 ADS における
金属水素化物可燃性毒物を用いた反応度制御

Reactivity control with metallic hydride burnable poison for Plutonium-burner Accelerator-Driven System

*阿部 拓海[1] 相澤 直人[1] 菅原 隆徳[2] 岩崎 智彦[1]
[1]東北大学 [2]日本原子力研究開発機構

プルトニウム燃焼を目的とした加速器駆動システムにおいて、長期間の運転を可能とするために金属水素化物可燃性毒物を用いた反応度制御手法を炉心に適用した。その結果、可燃性毒物集合体設計を最適化することで熱的な設計条件を満たした上で燃焼反応度損失を大幅に改善できることを示した。

キーワード：加速器駆動システム(ADS)，プルトニウム核変換，数値解析，反応度制御，可燃性毒物

1. 緒言：

我が国の保有する余剰プルトニウム(Pu)を削減する方法の 1 つとして、加速器駆動システム(ADS)による核変換処理が考えられる。しかし、Pu の核変換を目的とした ADS では燃焼反応度損失が大きい一方で、加速器からの最大ビーム電流値に制限があることから、定格出力運転が可能な期間が短く、燃焼効率が低下することが予測される。これに対し、運転可能期間の延長を目的として、金属水素化物可燃性毒物集合体を用いた反応度制御手法[1]を Pu 燃焼 ADS 炉心に対して適用し、炉心性能への影響を検討した。

2. 炉心体系および解析手法：

ADS 炉心円筒 RZ モデル[2]を対象に、燃料中の PuN 体積割合(PuN/(MAN+PuN))を 60%に設定し、可燃性毒物(GdZrH)及び減速材(ZrH)を有する可燃性毒物集合体を装荷した炉心体系について Serpent2 による数値解析を行った。ここで、反応度制御に関する評価指標として燃焼反応度損失ならびにビーム電流値(15 mA 程度)、熱的な設計指標として被覆管表面最高温度（550℃以下）に着目した。

3. 可燃性毒物装荷時の解析：

燃料ピンと同一寸法の毒物・減速材ピンからなる可燃性毒物集合体を装荷した際の、実効増倍率の時間変化と 200 日間の運転における被覆管表面最高温度を Fig.1 に示す。可燃性毒物集合体の装荷により燃焼反応度損失の低減が可能であるものの、減速材の影響で周囲の燃料の核分裂反応が活発化し、被覆管表面最高温度は 888℃に達する結果となった。被覆管表面最高温度の低下のため、可燃性毒物集合体への高 MA 含有燃料ピンの追加や、毒物集合体位置、燃料希釈材割合の変更を行ったところ、被覆管表面最高温度を設計指標まで低減することができた。また、燃焼反応度損失の更なる低減のために毒物および減速材の装荷方法をピン形状から六角ブロック形状に変更した可燃性毒物集合体の検討を行った結果、被覆管表面最高温度を設計指標未満に抑えた上で、燃焼反応度損失を 5.0%dk/k から 1.4%dk/k、要求ビーム電流値を 34 mA から 15 mA まで抑制できることが確認された。

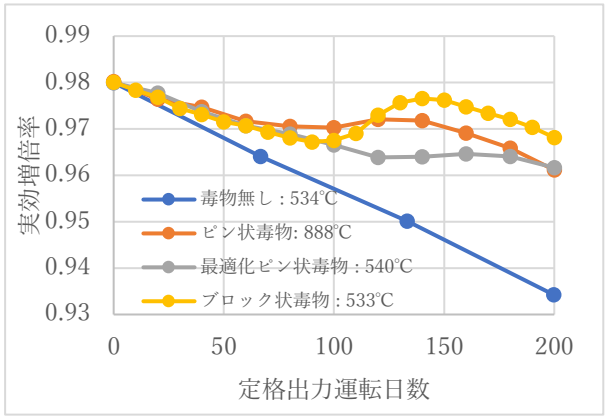


Fig. 1. 実効増倍率変化と被覆管表面最高温度

参考文献

[1] N. Aizawa, et al., J. Nucl. Sci. Technol., 53 (2016), pp.240-249

[2] 菅原ら, JAEA-Research 2021-008, (2021)

---

*Takumi Abe[1] Naoto Aizawa[1] Takanori Sugawara[2] Tomohiko Iwasaki[1]

[1]Tohoku Univ. ,[2]Japan Atomic Energy Agency

次世代高速炉の炉心設計における JENDL-5 の適用性評価

Study of applicability of JENDL-5 to the next-generation fast reactor core design

*谷中　裕[1]，横山　賢治[1]，大木　繁夫[1]

[1]原子力機構

2021 年末に最新の評価済み核データライブラリ JENDL-5 が公開された。本研究では、JENDL-5 に基づく高速炉用炉定数を作成し、750 MWe の次世代高速炉の炉心設計に適用した際の影響を評価した。また、一般化摂動論に基づく感度解析により、核特性の差異の原因となる核種及び反応を明らかにした。

キーワード：高速炉，炉心設計，JENDL-5，燃焼計算，感度解析

1. 緒言　最新の評価済み核データライブラリ JENDL-5[1]では最新の実験および理論から得られた知見に基づき改訂が行われており、高速炉の炉心設計において重要な核種である U, Pu, Na やマイナーアクチナイド(MA)である Am および Cm の核反応断面積についても改訂が行われた。

本報告では、750 MWe の次世代高速炉(Japan Sodium-Cooled Fast Reactor)[2]を対象（MA を含有する低除染 TRU 燃料炉心）に、JENDL-5 に基づく高速炉用炉定数を用いた炉心解析を行い、核データライブラリの違いによる燃焼特性および反応度特性への影響について検討した。

2. 解析方法　核特性評価については 3 次元拡散燃焼計算コード MOSES および CITATION、多群拡散摂動計算コード PERKY を用い、感度解析については一般化摂動論に基づく感度解析コード SAGEP を用いた。中性子エネルギー群については、燃焼特性は 7 群、反応度係数および感度解析は 70 群を用いた。Pu 富化度についてはライブラリの変更に合わせて調整を行った。

表 1 主要炉心核特性の評価結果

項目	JENDL-5	JENDL-4.0
Pu富化度 (Pu/HM) [内側炉心/外側炉心] (wt%)	18.5 / 24.2	18.5 / 24.2
燃焼欠損反応度 (%Δk/kk')	0.93	0.99
増殖比(サイクル平均) [炉心/ブランケット/合計] (-)	0.79/0.34/1.13	0.78/0.34/1.13
ナトリウムボイド反応度 (平衡末期) (%Δk/kk')	1.91	1.92
ドップラ係数(平衡末期) (Tdk/dT)	-4.08×10^{-3}	-4.13×10^{-3}

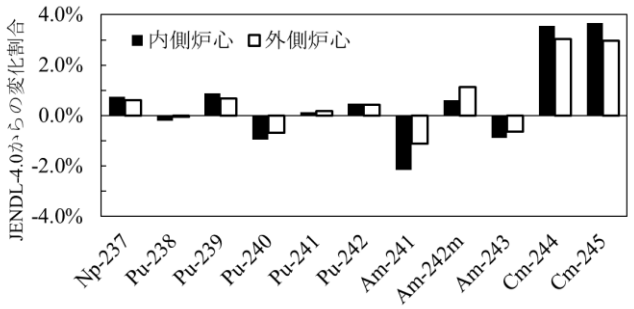


図 1 取出燃料組成の JENDL-4.0 からの変化割合

3. 結果　表 1 に主要炉心核特性の評価結果を示す。JENDL-5 の評価結果は JENDL-4.0 と大きく異なることはなく、主要炉心核特性に大きな影響を生じないことが確認できた。燃焼欠損反応度に約 6%の減少が見られるが、これは主に Pu-239 の 20 keV 付近の捕獲断面積の減少および 100 keV 付近の核分裂断面積の減少、U-238 の非弾性散乱断面積の増加、Am-241 の捕獲断面積の増加が要因である。図 1 に取出燃料組成の JENDL-4.0 からの変化割合を示す。Am-241 は約 2%の減少、Cm-244 および Cm-245 は約 3%の増加が見られた。Am-241 の減少の要因は 700 eV 付近および 30 keV 付近の自身の捕獲断面積の増加、Cm-244 の増加の要因は Am-243 の 30 keV 付近の捕獲断面積の増加および Cm-244 の核分裂断面積の減少である。Cm-245 の増加の要因は Am-243 の捕獲断面積の増加および Cm-244 の核分裂断面積の減少に加え、自身の捕獲断面積の減少である。

4. 結言　JENDL-5 の適用により主要炉心核特性に大きな影響がないことが確認できた。取出燃料における Cm-244 の増加はリサイクル後の新燃料の発熱量に影響を及ぼす可能性がある。

[1] JAEA プレスリリース https://www.jaea.go.jp/02/press2021/p21122701/　[2] 2010 年秋の大会, P30, P31

*Hiroshi Taninaka[1], Kenji Yokoyama[1] and Shigeo Ohki[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

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

[1D10-13] Medical RI Production 1

Chair: Keita Nakano (JAEA)

Wed. Mar 16, 2022 2:45 PM - 3:50 PM Room D

[1D10] Medical RI production using domestic nuclear infrastructures for self-sustenance

*Naoyuki Takaki[1], Yumi Kawata[2], Anri Inaki[3], Kazuta Kobayashi[4], Shigetaka Maeda[5] (1. Tokyo City University, 2. NucMed, 3. Kanazawa University, 4. Mitsubishi Heavy Industry, 5. Japan Atomic Energy Agency)

2:45 PM - 3:00 PM

[1D11] Medical RI production using domestic nuclear infrastructures for self-sustenance

*Yumi Kawata[1], Takeo Morooka[1], Sunao Fujioka[1], Naoyuki Takaki[2] (1. Japan Medical Isotope K.K., 2. TOKYO CITY UNIVERSITY)

3:00 PM - 3:15 PM

[1D12] Medical RI production using domestic nuclear infrastructures for self-sustenance

*Shizuka Takahashi[1], Takashi Nakahara[1], Shinichi Tsuburaya[1], Kazuta Kobayashi[1], Takuya Nasu[1], Naoyuki TAKAKI[2] (1. MHI, 2. TCU)

3:15 PM - 3:30 PM

[1D13] Medical RI production using domestic nuclear infrastructures for self-sustenance

*Kaori Nishikata[1], Yoshitaka Fujita[1], Misaki Seki[1], Tomoaki Takeuchi[1], Hiroshi Ide[1], Kunihiko Tsuchiya[1], Naoyuki Takaki[2] (1. JAEA, 2. TCU)

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

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 （1）全体計画

Medical RI production using domestic nuclear infrastructures for self-sustenance

(1) Overall scope and plan

*高木 直行[1]、川田 裕美[2]、稲木 杏吏[3]、小林 一太[4]、前田 茂貴[5]

([1]東京都市大学、[2]日本医用アイソトープ、[3]金沢大学、[4]三菱重工業、[5]原子力機構)

国内の既設の原子炉を用い、診断用の RI として最も需要の高い Mo/Tc と、α内用療法向けα核種 Ac-225 の二核種の生成と供給を行う国内自給技術の確立に向けた研究開発に着手した。市場規模予測、商用 PWR 高速実験炉常陽での生成と照射後の分離プロセスについて、初年度の成果を中心としたシリーズ報告を行う。

キーワード：医療用放射性同位体, Mo-99, Tc-99m, Ac-225, 加圧水型軽水炉, 常陽

1. 背景　我が国において、癌は死亡原因の第 1 位であり、今や 3 人に 1 人が癌により亡くなっている。RI 診断/治療の重要性は日増しに増大する一方で、医用 RI のほぼ全量を輸入に依存しているため、海外の製造所や輸送中のトラブル、自然災害、紛争、パンデミック感染症等による供給不安定性を抱えており、診断/治療はもとより RI 医学利用に関する研究・開発にも支障をきたす状況にある。

また近年、その有効性が報告されている「α線源内用療法」（以下、α内用療法）は、α線を放出する非密封線源を含んだ薬剤を病巣（がん、あるいは良性疾患）に選択的に取り込ませ、病巣の内部からα線を照射しがん細胞を死滅させるため、体外から中性子や重イオンを照射する方式に比べ、正常細胞の損傷を最小限に抑えつつ近傍の腫瘍細胞のみへの効率的照射が可能な療法として、普及への期待が高まっている。

2. 目的と研究体制/項目　本研究では、放射性医薬品の基礎研究や臨床応用を行う医学分野の大学・企業、 実験用研究炉を有する原子力研究機関、 PWR 設計・製造を行うメーカ、および核変換技術研究で実績のある大学が連携し、国内で既に設置されている商用炉（PWR）や研究炉（高速実験炉常陽）を用いて、診断用の RI として需要の高い Mo/Tc と、α内用療法に用いられる短寿命α核種(Ac-225)の生成と供給を行う国内自給技術の確立に向けた技術の開発を目的とする（表 1)。具体的には、照射ターゲットと炉心条件の検討、照射済試料からの RI 分離抽出、再利用方法などの検討により、新型炉を含む原子炉の二次的利用としての RI 製造というイノベーションと原子炉に対する社会受容の改善を目指す。

表 1 対象 RI と生成手段

対象RI 炉型	診断向け Mo-99/Tc-99m	診療向け Ac-225
軽水炉 （PWR）	Mo-98(n,γ)法 （社会実装）	Th-230(3n,2βα)法 （可能性検討）
高速炉 （Joyo）	天然Mo (n,γ)法 （近い将来の 社会実装）	Ra-226(n,2n)法 （近い将来の 社会実装）
生成 目標量	約 500 Ci/week (国内需要量の 約半分)	約 0.5 Ci/year (現世界供給量の 約半分)

3. 結論　初年度(令和 2 年度)には、Mo-99 について、製造条件、供給プロセス、原料である Mo-98 同位体の回収プロセス、Mo ターゲットや減速集合体（常陽）仕様、炉内照射場を、Ac-225 については、核変換パス、Ra/Ac 分離法等の他、医用 RI としての品質、予想市場規模や医療/薬事法上の取り扱い等について検討した。

謝辞　本研究は原子力システム研究開発事業の下で文部科学省からの受託事業として東京都市大学が実施した令和 2 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」の成果である。

*Naoyuki Takaki[1], Yumi Kawata[2], Anri Inaki[3], Kazuta Kobayashi[4], Shigetaka Maeda[5]

[1]Tokyo City University, [1]NucMed, [1]Kanazawa University, [1]Mitsubishi Heavy Industry, [1]Japan Atomic Energy Agency

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 (2)放射性医薬品 Ac225 の日本における市場規模予測

Medical RI production using domestic nuclear infrastructures for self-sustenance
(2) Japan market size estimation on Ac225 radiopharmaceuticals

*川田裕美[1]，諸岡 健雄[1]，藤岡 直[1]，高木 直行[2]
[1]日本医用アイソトープ株式会社，[2]東京都市大学

Ac-225 の臨床応用については、2021 年末時点で、前立腺がん、乳がん、卵巣がん、各種神経内分泌腫瘍等に関して研究開発が進められているところである。このうち、前立腺がんをターゲットに Ac-225 治療薬が開発されると仮定した場合、将来的な日本における市場規模について推定を行った。

キーワード：Ac-225、医用 RI、α内用療法、前立腺がん

我が国で利用されている医用 RI はほぼ全量を輸入に依存している。そのため、製造所や輸送中のトラブル、自然災害、紛争、パンデミック感染症等により、 RI の医学利用や関連する研究・開発に支障をきたすことがあり、医用 RI セキュリティー(安定確保・供給)の強化が望まれている。また新たな悪性腫瘍の治療法として近年注目されている「α内用療法」向け短寿命α線源へのニーズも急速に高まっている。

α内用療法向け短寿命α核種として近年その有用性が注目されているものとして Ac-225 がある。Ac-225 の臨床応用については、2020 年末時点で、悪性黒色腫、神経膠腫、白血病等の第 1 相臨床試験が海外で開始されており、そのほか前立腺がん、乳がん、卵巣がん、各種神経内分泌腫瘍等に関して前臨床試験段階にあるとされているところである。

このうち、市場が最も大きい適応疾患は前立腺がんであろうと想定される一方で、そのほかの疾患に関連する市場は相対的に限定されているものと考えられる。日本における前立腺がんの年間新規罹患者数は約 8 万人（2015）年であり、年々増加している。前立腺がんは、男性ホルモンに依存して発生し進行することから、一般的な薬物治療はこれを遮断することを目的としている。その一方で、いわゆる「去勢抵抗性」の前立腺がんも、治療開始時点で 10%程度みられ、この頻度は治療が進行するにつれて上がっていくところ、こうした症例が予後不良となりやすいことが知られている。Ac-225 治療薬がこの去勢抵抗性前立腺がんをターゲットにして開発されると仮定した場合、将来的に、日本においては毎年約 1 万人程度が対象となることが想定される。

上記ニーズに応えられるよう、既存原子炉・次世代高速炉の運用による Ac-225 の生成と供給を行う国内自給技術の検討を継続していくことが期待される。

謝辞

本研究は原子力システム研究開発事業の下で文部科学省からの受託事業として東京都市大学が実施した令和 2 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」の成果である。

---

* Yumi Kawata[1], Takeo Morooka[1], Sunao Fujioka[1] and Naoyuki Takaki[2]

[1]Japan Medical Isotope K.K., [2] Tokyo City Univ.

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 （3）PWR を用いた Mo/Tc 生成の概念検討

Medical RI production using domestic nuclear infrastructures for self-sustenance
(3) Concept study of Mo/Tc production using PWR power plant

*高橋 静香[1]，中原 隆[1]，円谷 信一[1]，小林 一太[1]，那須 拓哉[1]，高木 直行[2]
[1]三菱重工業，[2]東京都市大学

本報(Mo 照射ターゲットの開発，Mo-99 供給プロセスの開発，Mo-98 回収プロセスの開発)では，製造効率の良い照射ターゲットの設計検討，RI 製造業者への Mo-99 供給プロセスの基本概念についての検討，及び RI 製造業者から回収した Mo-98 の回収プロセスの基本概念についての検討をそれぞれ行った。
キーワード：照射ターゲット，Mo-99 供給プロセス，Mo-98 回収プロセス

1. 緒言

製造効率の良い Mo 照射ターゲットの設計検討，RI 製造業者への Mo-99 供給プロセスの概念検討，RI 製造業者から回収した Mo-98 回収プロセスの概念検討をそれぞれ実施し，PWR を用いた Mo/Tc 生成の基本概念成立性を確認する。

2. PWR を用いた Mo/Tc 生成の概念検討

2-1. Mo-99 製造に関する照射ターゲットの開発

PWR を用いた Mo-99 製造技術に関し，PWR の炉特性を生かし，製造効率の良い照射ターゲットの設計検討を行った。まず，照射ターゲットに対する要求事項を，プラント運転への影響，製品の品質，経済性等の観点で抽出した。これに基づきパラメータスタディを実施し，照射ターゲット仕様(被覆材質，寸法，炉内計装管への挿入性等)を立案した。

2-2. Mo-99 供給プロセスの開発

RI 製造業者への Mo-99 供給プロセスの基本概念について検討を行った。RI 製造業者へのヒアリングの結果，Mo-99 は Mo 溶液としての供給を要求されていることが分かった。そこで，照射ターゲットを用いて製造された Mo-99 を，Mo 溶液として RI 製造業者へ供給可能なプロセスとした。図 1 に Mo-99 供給プロセスの処理フローを示す。

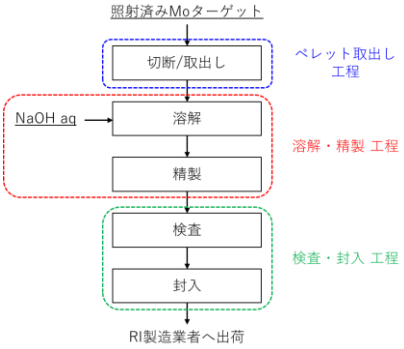


図 1 Mo-99 供給処理フロー

2-3. Mo-98 回収プロセスの開発

高比放射能 Mo-99 を生成するためには Mo-98 を濃縮した高価な MoO_3 が必要となる。従って，供給コストを低減するためには，使用済み Mo から Mo-98 を回収・再利用することが望ましい。そこで，RI 製造業者から回収した Mo-98 回収プロセスの基本概念について検討を行った。RI 製造業者等へのヒアリング結果から，医療機関からの使用済み Mo 回収形態は，ジェネレータ用アルミナ吸着体からの回収とするプロセスとした。図 2 に Mo-98 回収プロセスの処理フローを示す。

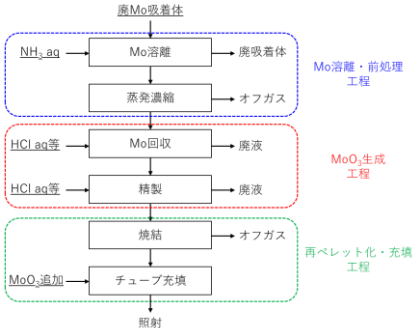


図 2 Mo-98 回収処理フロー

3. 結論

上記の通り Mo-99 製造に関する照射ターゲットの仕様案，Mo-99 供給プロセスの処理フロー，Mo-98 回収プロセスの処理フローが確認できた。本結果を踏まえ，PWR を用いた Mo/Tc 生成の基本概念成立性の確認に向け，継続して令和 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”で更なる検討を進めている。

謝辞

本研究は原子力システム研究開発事業の下で文部科学省からの受託事業として東京都市大学が実施した令和 2 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」の成果です。

*Shizuka Takahashi[1], Takashi Nakahara[1], Shinichi Tsuburaya[1], Kazuta Kobayashi[1], Takuya Nasu[1] and Naoyuki Takaki[2]
[1]MHI., [2]Tokyo City Univ.

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 (4) ^{99}Mo/^{99m}Tc 製造プロセスの実験的考察

Medical RI Production Using Domestic Nuclear Infrastructures for Self-Sustenance
(4) Experimental Consideration of ^{99}Mo / ^{99m}Tc Production Process

*西方　香緒里[1]，藤田　善貴[1]，関　美沙紀[1]，武内　伴照[1]，井手　広史[1]，土谷　邦彦[1]，
高木　直行[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]東京都市大学

本研究では、安定的に運転される加圧水型軽水炉(PWR)を用いた放射化法（(n, γ)法）による ^{99}Mo/^{99m}Tc 製造を確立するために、各プロセス(照射ターゲットの製造、^{99}Mo 供給、^{98}Mo 回収)における成立性の検討を行った。

キーワード：核医学検査薬、^{99}Mo, ^{99m}Tc, 放射化法, PWR, RI 製造

1. 緒言

核医学検査薬である ^{99m}Tc は安定供給が望まれており、年間を通して安定的に運転される商業炉の一つである加圧水型軽水炉(PWR)は、^{99m}Tc の親核種である ^{99}Mo を安定的に生成することが可能な原子炉施設として期待されている。このため、PWR を用いた放射化法（(n, γ)法）による ^{99}Mo/^{99m}Tc 製造を確立するため、照射ターゲットである高密度 MoO_3 ペレットの製造、^{99}Mo を供給するための溶解プロセス及び資源の使用済 Mo からの Mo 回収プロセスの成立性を実証するために、各プロセスにおける予備検討を行った。

2. 検討内容

2-1. PWR 照射ターゲット用の高密度 MoO_3 ペレット製造プロセス

PWR 炉内へ照射ターゲットを装荷する導入管は内径が小さいことから、照射ターゲットの開発にあたっては、直径が小さく、かつ高いかさ密度(90%T.D.以上)の MoO_3 ペレットが必要となる。まず、熱間静水圧加圧(HIP)法による MoO_3 ペレット製造開発を進め、95%T.D.以上を有する高密度 MoO_3 焼結塊の製造条件を見出した。次に、所定の直径を有する加工方法の検討を行った。HIP 法による MoO_3 焼結塊は、焼結時の圧縮による残留応力と考えられる応力が発生していることから、機械加工時において破損する現象が観測された。このため、コア抜きによる方法を採用し、所定の直径を有する加工を可能とした。

2-2. ^{99}Mo 供給プロセス

2 種類の照射ターゲットが検討されている。照射後は、照射ターゲット中に装荷されている MoO_3 を溶解し、モリブデン酸水溶液として調製する。プロセスの簡易化及び効率化のために、照射ターゲットの両端を切断し、MoO_3 を溶解するが、照射ターゲットを構成するステンレス鋼の主元素の溶解性を明らかにし、高純度のモリブデン酸水溶液を得る必要がある。まず、ステンレス鋼の 6M-NaOH 溶液における溶解性を調べ、主元素の溶解はほとんどないことを明らかにした。次に、実際に使用する照射ターゲット(チューブ型)を所定の長さに切断し、6M-NaOH 溶液を用いた溶解試験を行った。これにより、残渣を取除いたモリブデン酸水溶液中にも主元素は観測されなかった。

2-3. 使用済 Mo 回収プロセス

照射ターゲット中に装荷する MoO_3 は ^{98}Mo が濃縮された試料を使用するが、原料費が高額になる。一方、照射により ^{98}Mo が ^{99}Mo に核変換する量は僅かであるため、使用済 Mo を回収・リサイクルすることが必要である。まず、Mo 回収にあたって、現在使用されているアルミナ吸着剤からの Mo 回収工程の検討を行った。その後、基本工程を設定し、各工程における予備検討を行った後、得られた条件に基づいた Mo 回収プロセス装置の概念設計を行った。

3. 結論

PWR を用いた ^{99}Mo/^{99m}Tc 製造を確立するための実験的検討を行った結果、仕様を満足する高密度 MoO_3 ペレットの製造、高純度のモリブデン酸水溶液の製造、90%以上の回収率を有する Mo 回収プロセスの構築に見通しが得られた。各プロセスの見通しが得られたことから、より詳細な検討を行い、核医学検査薬である ^{99m}Tc の安定供給への実現性を目指す。

謝辞
本研究は原子力システム研究開発事業の下で文部科学省からの受託事業として東京都市大学が実施した令和 2 年度及び令和 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」の成果である。

*Kaori Nishikata[1], Yoshitaka Fujita[1], Misaki Seki[1], Tomoaki Takeuchi[1], Hiroshi Ide[1], Kunihiko Tsuchiya[1] and Naoyuki Takaki[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Tokyo City Univ.

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

[1D14-16] Medical RI Production 2

Chair: Sin-Ya Hohara (Kindai Univ.)

Wed. Mar 16, 2022 3:50 PM - 4:40 PM Room D

[1D14] Medical RI production using domestic nuclear infrastructures for self-sustenance

*Aru Sano[1], Shigetaka Maeda[1], wataru itagaki[1], Shinji Sasaki[1], Yoto Yuto[2], Naoyuki Takaki[2] （1. JAEA, 2. TCA）

3:50 PM - 4:05 PM

[1D15] Medical RI production using domestic nuclear infrastructures for self-sustenance

Kazuki Ouchi[1], *Yoshihiro Kitatsuji[1], Shigetaka Maeda[1], Naoyuki Takaki[2] （1. JAEA, 2. TCU）

4:05 PM - 4:20 PM

[1D16] Medical RI production using domestic nuclear infrastructures for self-sustenance

*Yuto Sasaki[1], Naoyuki Takaki[1] （1. Tokyo City University ）

4:20 PM - 4:35 PM

©Atomic Energy Society of Japan

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
（5）高速実験炉「常陽」を用いた Ac-225 製造

Medical RI production using domestic nuclear infrastructures for self-sustenance

(5) Ac-225 production using the experimental fast reactor Joyo

*佐野 亜々留[1]，前田 茂貴[1]，板垣 亘[1]，佐々木 新治[1]，佐々木 悠人[2]，高木 直行[2]

[1]JAEA，[2]東京都市大

医用α線放出核種として今後需要の増加が見込まれる Ac-225 について、高速炉を利用した国産化が検討されている。高速実験炉「常陽」を利用した場合の Ac-225 の製造量を評価した。

キーワード：医療用 RI、アクチニウム 225、ラジウム 226、高速炉、高速実験炉「常陽」

1. 緒言

医用α線放出核種として Ac-225 が注目されており、創薬研究の推進のみならず経済安全保障の観点からも国産化が急務である。そこで、高速実験炉「常陽」での高速中性子反応を用いた Ac-225 製造について、技術的基礎の確認のための生成量評価と既設施設・設備による迅速な照射ターゲットの移送・化学処理の概念設計を通じて実現性を検討した。

2. 「常陽」を用いた Ac-225 製造量の評価

2-1. 評価手法

高速炉での Ac-225 は、図 1 に示すように Ra-226 及び Th-230 の（n,2n）反応を利用する。本報告では、Ra-226 照射法について、燃焼計算コード ORIGEN2.2 を用いた解析を行い、Ac-225 の製造量を評価した。断面積ライブラリは、JENDL-4.0 から処理した多群断面積を「常陽」MK-IV 炉心の炉心中心の中性子スペクトルで 1 群に縮約したものを用い、ターゲット試料 1 g として計算した。「常陽」から取り出した照射試料は地下でつながる隣接 PIE 施設に払い出して解体・化学処理することを想定し、既存設備の最短工程として照射後から化学処理に係るまでの期間を 6 日間と評価した。

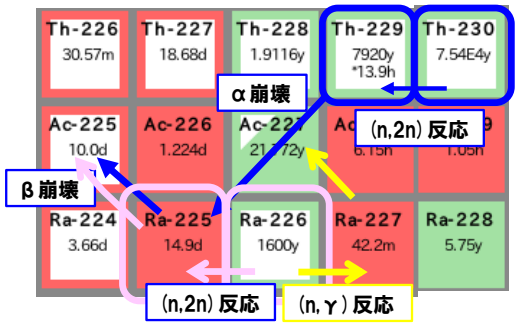


図 1 反応チェーン

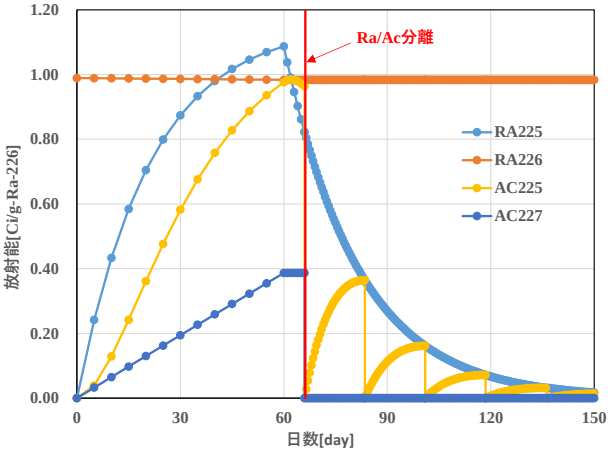


図 2 Ra-226 照射法による Ac-225 製造量

2-2. 評価結果

生成するのは Ac-225 の親核種 Ra-225（半減期 15.9 日）であり、1cy 運転の定格日数の 60 日照射で評価した。Ra-225 の製造量評価結果を図 2 に示す。Ac-225 が生成されているものの（n,γ）反応により Ac-227 も含まれるため、PIE 施設へ移送後（5 日後）に Ra/Ac の分離・精製（約 1 日）を行う。分離された Ra-225 から新たに崩壊で生成する Ac-225 を複数回抽出することで、計算上は純粋な Ac-225 が約 0.64 Ci 得ることが可能である。2 g の Ra-226 を年間 3 回照射することで、現在の世界供給量（約 2 Ci）相当が製造できる。

本生成量について、簡易的に不確かさを検討した。Ra-226 周辺の反応率（σ φ）と半減期（λ）から Ra-226(n,2n)反応断面積と中性子束の不確かさが支配的である。「常陽」では炉中心部では全中性子束は約 8%程度の不確かさで評価可能である。一方、Ra-226(n,2n)反応断面積は JENDL-4 及び 5 には共分散データが格納されていない。JEFF-3.3 では格納されており、自己分散だけで 1 群縮約後で 54 %の不確かさである。中性子束 8%、1 群断面積 54 %の場合、誤差伝播による評価では Ra-225 の生成量の不確かさは約 55%であった。

3. 結論

「常陽」でターゲットを十分に用意すれば十分な Ac-225 製造が可能であるという見通しを得た。しかし、(n,2n)反応断面積は不確かさが十分評価がされていないため、今後は「常陽」運転再開時に実証試験により生成量の解析精度等を評価する必要がある。

謝辞

本研究は原子力システム研究開発事業の下で文部科学省からの受託事業として東京都市大学が実施した令和 2 年度及び令和 3 年度「国内の原子力インフラを活用した医用 RI の自給技術確立にむけた研究開発」の成果である。

*Aru Sano[1], Shigetaka Maeda[1], Wataru Itagaki[1], Shinzi Sasaki[1], Yuto Sasaki[2] and Naoyuki Takaki[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency., [2]Tokyo City University.

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 (6)高速炉を用いる Ac-225 製造における Ra/Ac 分離法の検討

Medical RI production using domestic nuclear infrastructures for self-sustenance
(6) Study of Ra/Ac separation method in Ac-225 production using fast reactor

大内和希[1]，*北辻章浩[1]，前田茂貴[1]，高木直行[2]
[1]JAEA，[2]東京都市大

高速炉で照射した Ra-226 から Ac-225 を効率的に回収するための分離プロセスを、Ba 及び La を代替元素として用いるコールド試験により検討した。DGA レジンを固相抽出材として用いることにより、Ra 及び照射により生成が予想される不純物を除去し Ac を単離できる見通しを得た。

キーワード：アクチニウム 225、ラジウム 226、医療用 RI 製造、吸着分離

1. 緒言

高速炉「常陽」を用いて Ra-226 を中性子照射して製造した Ac-225 を医用 RI として使用するためには、Ac と Ra の分離だけではなく、照射によって生成する不純物元素を除去する分離精製技術が必要である。また、原料である Ra-226 を高効率に回収・精製し照射試料として再利用することが望ましい。これらの分離プロセスを構築するため、Ra, Ac の模擬元素として Ba, La をそれぞれ用いて、固相抽出材による分離挙動を調べた。

2. 実験

固相抽出材として、Eichlom 社製の DGA レジン及びランタノイド(Ln)レジン（容量 2ml）を用いた。模擬試料溶液として、Ba, La, Bi, Pb, Th 等の元素を各 20 ppb 含む混合溶液を調製して用いた。1 ml/min の流速で固相抽出カラムに送液し、流出液中の各元素濃度を ICP-MS により定量して吸着挙動を調べた。また、硝酸濃度を変化させた溶離液を用いて、レジンに吸着した元素の溶離挙動を調べた。

3. 結果

DGA レジンによる吸着及び溶離挙動を図に示す。1M 硝酸溶液の模擬試料溶液では、La(Ac)及び Bi, Pb, Th が樹脂に吸着され、Ba (Ra) 及びその他の共存元素から分離できた。次に、溶離液として 0.1M 硝酸を用いると、吸着した元素のうち Pb のみを溶離させて除去でき、次いで 10^{-2}~10^{-3} M 硝酸を溶離液に用いると、La（Ac）のみを回収できることが分かった。これにより照射した Ra 線源から Ac-225 を DGA レジンにより選択的に分離回収できる見通しを得た。発表では、Ln レジンを用いる Ra-226 の回収精製プロセスについても述べる。

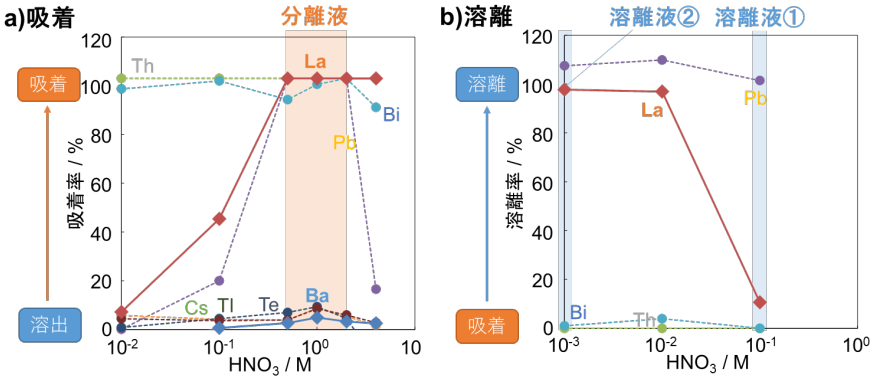


図　DGA レジンによる吸着(a)・溶離挙動(b)

謝辞 本研究は原子力システム研究開発事業の下で文部科学省からの受託事業として東京都市大学が実施した令和 2 年度及び令和 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」の成果である。

Kazuki OUCHI[1], *Yoshihiro KITATSUJI[1], Shigetaka MAEDA[1] and Naoyuki TAKAKI[2]
[1]JAEA, [2]Tokyo City University

国内の原子力インフラを活用した医用 RI の自給技術確率に向けた研究開発 (7)商用 PWR を用いた Ac-225 製造

Medical RI production using domestic nuclear infrastructures for self-sustenance
(7) Ac-225 production using commercial PWR

*佐々木　悠人[1]　高木　直行[1]
[1]東京都市大学

核医学の分野では、転移性骨腫瘍の治療に高 LET と短い飛程により正常細胞への影響も少なくかつ治療効果も大きいα内用療法の需要が急速に拡大している。本研究では、国内の加圧水型軽水炉「PWR」を対象に Ac-225(半減期:10 日)を製造する方法を検討した。

キーワード：加圧水型軽水炉, 核変換, 医療用 RI, 標的α線治療, 放射性核種

1. 緒言　本研究では、国内既設原子炉を用いた核変換による RI 製造法に着目し、定格熱出力 3411[MWt]の PWR を対象にα内用療法の有望な核種である Ac-225 を効率良く生成する最適な照射場を検討した。

2. 解析条件及び Th-230 核変換法　解析条件を表 1 に示す。断面積と中性子スペクトルの作成には、MVP-3.0 及び MVP-Burn、燃焼計算には ORIGEN-2.2 を用いた。核データライブラリには両コード共に JENDL-4.0 を使用した。原子炉で直接生成した Ac-225 は副生成物の Ac-227 を大量に伴う。よって Ac-225 の親核である Th-229(半減期:7880 年)若しくは、Ra-225(半減期:14.9 日)を生成し、後にミルキングで Ac-225 を生成する「間接法」が有効である。原料となる核種にはウラン系列の Ra-226(半減期:1,600 年)と Th-230(半減期:75,400 年)の 2 核種あるが、今回対象とした PWR では、Ra-226 (n,2n) Ra-225 の反応率は小さいため、Th-230 の多重中性子捕獲による Th-229 生成法に着目した。これは、Th-230 の(n,2n)反応と、Th-230 の(n,γ)反応によって高次化した U-232(半減期:68.9 年)のα崩壊を経て生成される Th-228(半減期:1.9 年)の更なる(n,γ)反応により Th-229 を生成する方法である。

表 1 解析条件

炉心仕様	炉型	加圧水型軽水炉「PWR」
	熱/集合体出力	3411[MWt]/17.7[MWe]
	燃料/集合体	濃縮度4.7[wt%-UO_2]
断面積中性子スペクトルの計算	計算コード	MVP-3.0/MVP-Burn
	核データライブラリ	JENDL-4.0
	計算体系	1集合体無限体系
	ヒストリー数	100,000,000
燃焼及び崩壊計算	計算コード	ORIGEN-2.2
	核データライブラリ	JENDL-4.0
装荷核種設定	ThO_2(^{230}Th:100%)	

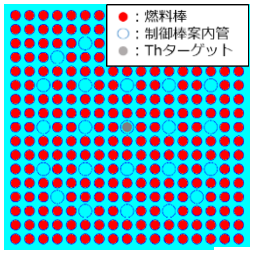


図 1　基準ケース

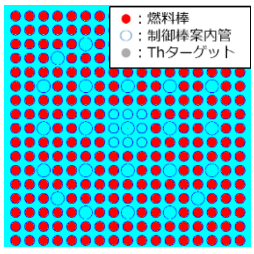


図 2　燃料棒 8 本削除＋ターゲット細径化

3. 最適照射場の設置　照射場最適化のため、Th-230 の自己遮蔽低減のためのターゲット細径化と、ターゲット装荷位置における熱中性子の増加を期待し周辺燃料棒削除（水への置換）を検討した。MVP-3.0 にて作成した基準の体系を図 1 に示す。基準ケースでの Th-230 ターゲットピンの外直径(0.87[cm])での Th-230(n,γ)反応一群断面積は 3.1[barn]であったが、ピン外径を Th-230 の平均自由行程の約 1/10 の 0.1[cm]とすると、2.7 倍程大きい 8.5[barn]となった。また、ターゲット周辺の燃料棒削除した体系を図 2 に、それに伴う中性子スペクトルの変化を図 3 に示す。ターゲット領域での減速された中性子(<0.4[eV])は 1.9 倍になり、全中性子束は基準ケースと比べ 1.2 倍程大きい 4.59×10^{14}[n/cm^2/s]となった。

4. 結言　国内既設の PWR にて Th-229 の生成効率向上のため、ターゲットの細径化、周辺燃料棒を水に置換することで基準ケースに比べ、生成効率は約 3 倍に改善し、生成量は約 1.7 倍になる結果を得た。既設の PWR 一基に 50[g]の Th-230 を装荷し、8 サイクル(3360 日)運転することで約 500[MBq]の Th-229 を生成することができる。その後、ミルキングにより年間約 240 人分の投与量に相当する 5[GBq]の Ac-225 を半永久的に生成することができる。

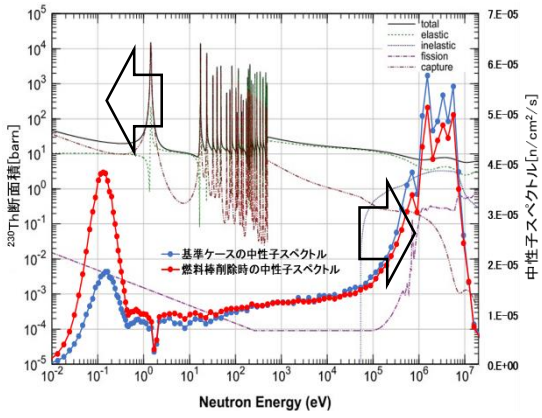


図 3 燃料棒を水に置換したことによる中性子スペクトルの変化

謝辞　本研究は原子力システム研究開発事業の下で文部科学省からの受託事業として東京都市大学が実施した令和 2 年度及び令和 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」の成果である。

参考文献　[1] Susan Hogle, et al. Reactor production of Thorium-229 Applied Radiation and Isotopes, 114 (2016), 19-27. [2]佐々木　悠人, 高木　直行「加圧水型軽水炉(PWR)を用いた Ac-225 の生成技術の開発」第 61 回日本核医学会学術総会 MO2VIID18・MO2VIID19.

*Yuto Sasaki[1], Naoyuki Takaki[1]
[1]Tokyo City University

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

[1D17-19] Medical RI Production 3

Chair: Akito Oizumi (JAEA)

Wed. Mar 16, 2022 4:40 PM - 5:30 PM Room D

[1D17] Evaluation of Ac-225 production by reduced moderation water reactor using light water or heavy water as coolants

*Tatsuya Fukumoto[1], Naoyuki Takaki[1] (1. Tokyo City University)

4:40 PM - 4:55 PM

[1D18] $^{230}ThO_2$ target irradiation behavior and optimization of irradiation conditions during Ac-225 production by PWR

*Tomofumi Yoneda[1], Yuto Sasaki[1], Naoyuki Takaki[1] (1. Tokyo City University)

4:55 PM - 5:10 PM

[1D19] Transport of fission products during a failure-of-capsule sealing accident in NSRR

*Yuiko Motome[1], Toru Nakatsuka[1], Masaki Amaya[1], Taisuke Yonomoto[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

5:10 PM - 5:25 PM

©Atomic Energy Society of Japan

冷却材に軽水/重水を用いた低減速炉による Ac-225 の生成量評価

Evaluation of Ac-225 production by reduced moderation water reactor using light water or heavy water as coolant

*福本竜也[1]、高木直行[1]

[1]東京都市大学

本研究では、冷却材に軽水/重水を用いた低減速炉で、がんの治療に効果のある Ac-225 の親核種である Th-229 と Ra-225 の生成性能を評価した。

キーワード： 低減速炉, Ac-225, 軽水, 重水

1. 緒言

近年、病巣の内部からα線を照射し、がん細胞を死滅させる「α線源内用療法」と呼ばれる治療法が期待されている。その中でも、Ac-225 は様々ながんへの有効性が確認されているが、現在、供給されている Ac-225 は米露にて核兵器材料として生成された U-233 の崩壊により生成されているものしかないため、全世界における供給量は年間 60GBq 程度にとどまっている。Ac-225 の生成には、非弾性散乱がなく MeV 領域の中性子を減速させにくい水冷却低減速炉の中性子スペクトルが有効と考えられる。本研究は低減速炉の燃料集合体中心部に Th-230 もしくは Ra-226 を装荷し、Ac-225 の親核種となる Th-229 と Ra-225 の生成量を評価した。また、冷却材に軽水と重水を用いて、両者の生成量を比較した。

2. 解析条件

計算に用いる集合体の体系は、当研究室で研究している水冷却 Th 増殖炉[1]を参考にし、Vm/Vf 比を 0.6 にしたものを使用した。その集合体のモデルを図 1 に示す。

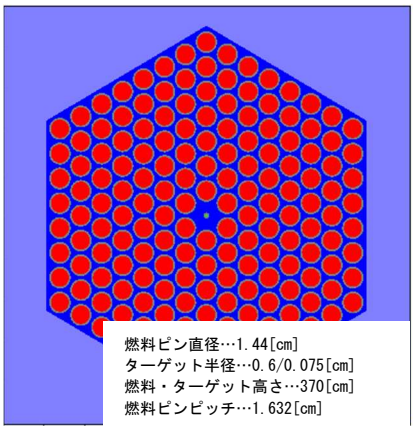


図1 計算に用いた集合体の体系

燃料には、Pu 富化度 17wt%の MOX 燃料を用い、中央部の 1 ピンをターゲットのピンとした。1 集合体の解析には、汎用中性子・光子輸送計算モンテカルロコード MVP-3.0 を用いた。

3. 結果

原料核種(Th-230 もしくは Ra-226)を低減速炉で照射した際の結果を図 2、3 に示す。ここで、凡例の両括弧内の数値はターゲットの半径[cm]を指す。生成される Th-229 量は、軽水炉では照射後約 6 年経過すると細径ターゲットで大きく上昇したが、重水炉では径依存性は認められなかった。一方、Ra-225 生成量は、ターゲット径や冷却材を変化させても大きな差は生じなかった。

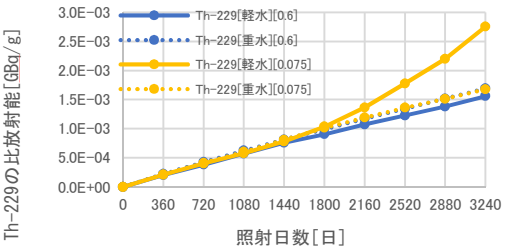


図2 Th-229の比放射能比較

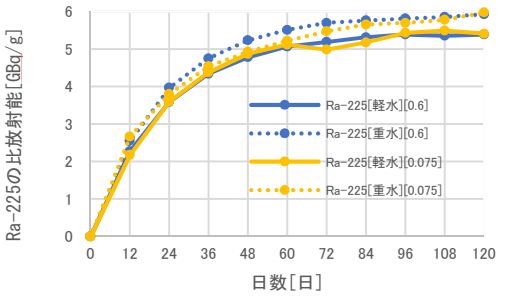


図3 Ra-225の比放射能比較

Ra-226 ターゲットの照射で生成される Ra-225 は Ac-225 と平衡状態にあり、両者の放射能は近しい値を示すため、重水炉にて約三か月経過した時点で生成できる Ac-225 は約 5GBq/g となり、これは約 250 人分の供給量に相当する。

Th-230 ターゲットの長期照射で生成される Th-229 は、生成量は小さいものの、一回の照射で半永久的に Ac-225 を生成できる。

4. 結言

本研究では、冷却材に軽水/重水を用いた低減速炉で、Th-230/Ra-226 を原料とし、Ac-225 の親核種である Th-229/Ra-225 の生成性能を評価した。

参考文献

[1] TAKAKI, Naoyuki; MARDIANSAH, Deby. “Core design and deployment strategy of heavy water cooled sustainable thorium reactor.” *Sustainability*, 2012, 4.8: 1933-1945.

*Tatsuya Fukumoto[1], Naoyuki Takaki[1]

[1]Tokyo City Univ.

PWR による Ac-225 生成時の $^{230}ThO_2$ ターゲット照射挙動と照射条件最適化

$^{230}ThO_2$ target irradiation behavior and optimization of irradiation conditions during Ac-225 production by PWR

*米田知史[1] 佐々木悠人[1] 高木直行[1]
[1]東京都市大学

α内用療法の特徴として、高 LET や飛程の短さから体への負担が少ないことが挙げられる。この治療法の有望核種である Ac-225 の需要は年々高まっている。本研究では国内既存の加圧水型軽水炉 PWR を用いた Ac-225 の親核種である Th-229 の生成量及び照射挙動を評価した。

キーワード：加圧水型軽水炉, 核変換, Th-229, 冷却期間

1. 緒言

本検討では加圧水型軽水炉 PWR を用いた Ac-225 生成法に着目した。原料となる核種にはウラン系列の Ra-226 と Th-230 の 2 核種あるが、今回対象とした PWR では、Ra-226(n, 2n)反応断面積は小さいため、Th-230 照射による Th-229 ジェネレータ生成法を検討した。

2. 解析方法

解析条件を表 1 に示す。燃焼計算に ORIGEN2.2 を用い、核データライブラリには JENDL-4.0 を基にした PWR47J40.LIB を使用した。1 サイクルを照射期間 390 日＋冷却期間 30 日（=420 日）とし、冷却期間を延長した全 5 通りのケースを設定した。

表 1 解析条件

計算コード	ORIGEN2.2
核データライブラリ	PWR47J40.LIB
炉型	加圧水型軽水炉「PWR」
定格熱出力[MWt]	2660
電気出力[MWe]	870
燃料/集合体	濃縮度4.7[wt%-UO_2]
	17×17型燃料集合体
運転サイクル	13か月運転+30日冷却(全420日)
	13か月運転+(30日+420日×1)冷却
	13か月運転+(30日+420日×2)冷却
	13か月運転+(30日+420日×3)冷却
	13か月運転+(30日+420日×4)冷却
	13か月運転+(30日+420日×5)冷却
照射核種と重量	Th-230 1g
中性子束[n/cm²/s]	3.4×10^{14}
	1.0×10^{14}
	3.4×10^{13}

3. 冷却期間延長による Th-229 生成量向上

Th-229 生成法として、Th-230(n, 2n)法、多重中性子捕獲による Th-230(3n, α2β)法がある。Th-230(3n, α2β)法とは Th-230(n, γ)反応によって高次化した U-232(半減期:68.9 年)のα崩壊を経て生成される Th-228(半減期:1.9 年)の更なる(n, γ)反応により Th-229 の生成をする方法である。U-232 のα崩壊で生成される Th-228 は 3 半減期分の約 6 年で平衡量の約 9 割まで蓄積するため、本検討では最長の冷却期間を約 6 年の 2130 日(30+420×5)とした。

図 1 には基準ケースと最長冷却ケース(2130 日)の 4 サイクル経過にともなう Th 生成量を示した。2130 日冷却の Th-228 生成量は、基準ケースに比べ約 2 倍となることが分かった。これは U-232 の崩壊時間が延長されることで、Th-228 の生成量が増加したためと考えられる。その後、増加した Th-228(n, γ)反応が活発となり、Th-229 の生成を促進した結果、Th-229 生成量は約 20[MBq/g]、約 2.6[mg]となり、基準ケースの生成量の約 2 倍となる結果を得た。

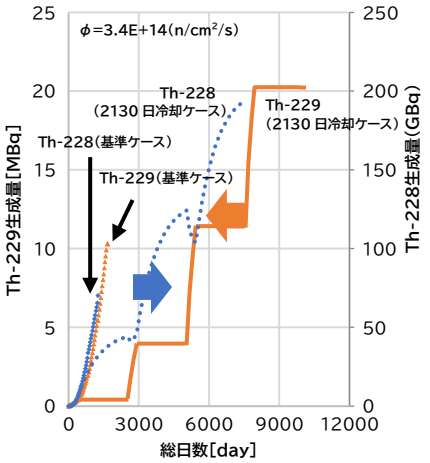


図 1 冷却期間延長による Th 生成量増大効果

4. 中性子照射に伴う Th-230 燃焼度急増

図 2 に $^{230}ThO_2$ ターゲットと UO_2 燃料(濃縮度 4.7%)の燃焼度を示した。$^{230}ThO_2$ ターゲットの燃焼度は、UO_2 燃料に比べ燃焼初期では低いものの、約 1 サイクル経過後に急増し、900 日燃焼時点で UO_2 の燃焼度を上回った。この時点での U-232 の核分裂寄与割合は約 8 割、U-233 が約 1 割を占めており、この 2 核種が Th-230 照射に伴い蓄積されることが $^{230}ThO_2$ ターゲット燃焼度の急増に寄与していることが分かった。また U-232 は U-233 と比べ、核分裂断面積は小さいが、生成量が 0.19[g]と約 19 倍多く生成されていることにより、上記の結果になったと考えられる。

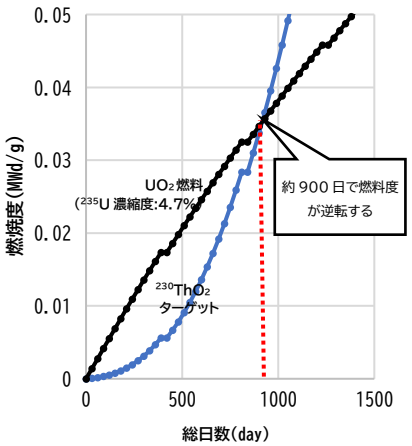


図 2 UO_2 と $^{230}ThO_2$ の燃焼度比較

5. 結言

本検討では国内既存の加圧水型軽水炉 PWR を用いて、Th-230 の照射条件最適化を行い、照射後の冷却期間を 1 か月から約 6 年へ延長させることで、4 サイクル後の Th-229 生成量を約 2 倍にできることを確認した。

また $^{230}ThO_2$ ターゲットは約 1 サイクルの照射期間を超えると、燃焼度が急増し UO_2 燃料の燃焼度を上回ることが分かった。

参考文献[1]佐々木悠人、川本航大、高木直行、他、Ac-225 の生成に関する研究(2)軽水炉法、核医学会、2020

*Tomofumi Yoneda[1], Yuto Sasaki[1] and Naoyuki Takaki[1]
[1]Tokyo City Univ.

NSRR のカプセルシール部等破損事故時における FP の移行挙動

Transport of fission products during a failure-of-capsule sealing accident in NSRR

*求　惟子[1]，中塚　亨[1]，天谷　政樹[1]，与能本　泰介[1]
[1] 日本原子力研究開発機構

原子炉安全性研究炉 NSRR を対象に、新検査制度における合理的な施設管理の方法の検討等を狙いとし、カプセルシール部等破損事故時における被ばく線量評価のために FP の移行挙動を RELAP5 で解析した。

Keywords : NSRR, research reactor, graded approach, radiation workers, transport of fission products, accident, RELAP5

1. 緒言

グレーデッドアプローチに基づく合理的な安全管理を行うためには、安全の目的を明確にし、その達成を目指した管理を行う必要がある。NSRR では、施設の特性と敷地外までの位置関係により公衆の安全が十分高い水準で確保されているため、敷地内の安全確保が安全管理の主たる目的となる。これらを踏まえ、本研究では、従来検討されていない放射線業務従事者の事故時の放射線影響を検討している。

前回の報告では、カプセルシール部等破損事故時に、照射カプセル内の FP が原子炉建家 1 階に瞬時放出されると仮定し、吸入摂取による内部被ばく及びガンマ線による外部被ばくの影響を示した[1]。本報では、FP ガスが照射カプセルから放出するまでの移行挙動を熱水力解析コード RELAP5 で解析した結果を示す。

2. 評価概要

パルス照射によって照射カプセル内の試験燃料が冷却水中に放出され微粒化すると、急激な伝熱により駆動された水塊がカプセル上部の蓋を水撃力で損傷し、その後 FP ガスが、蒸気とともに漏えいする可能性がある（図 1）。本解析では、この FP ガスの移行挙動を、照射カプセル、実験孔、実験孔排気系等の設備・機器をモデル化し評価した。また、解析では、カプセル内初期条件を保守的に設定するとともに排気系統の故障を仮定した。さらに、加熱される冷却水量及び漏えい条件をパラメータとした。

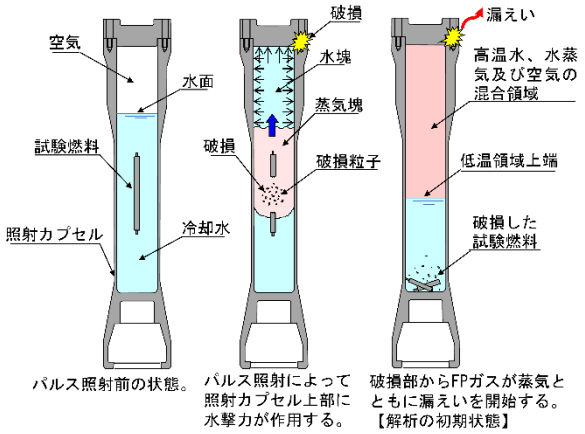


図 1　照射カプセル内の初期状態

3. 結果・考察

解析の結果、等価的な漏えい部口径を 10mm とする場合、照射カプセルの圧力は 0.41MPa から 10 秒程度で減圧し、この間に FP ガスの大部分が放出された。FP ガスは、約 70%が排気系統へ流出し、約 30%が実験孔オフセット装填管の経路を通り RI 一時貯蔵室まで流れるが、漏えい開始から約 30 分の間、原子炉建家 1 階に流入しなかった（図 2）。この結果は、事故後退避不能な短時間での従事者の被ばくは発生し難いことを示している。今後は、本解析の継続とともに、評価する事故の範囲を広げ、事故時の機器類の故障状態と従事者への放射線影響を検討し、機器類の安全上の重要度等を検討する。

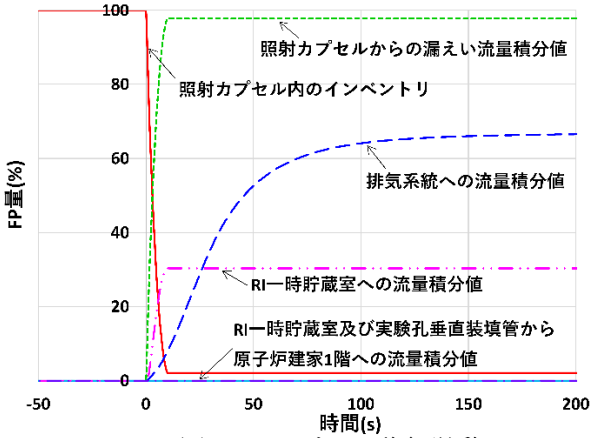


図 2　FP ガスの移行挙動

参考文献

[1] 求ら、2021 年秋の大会 1J03

* Yuiko Motome[1], Toru Nakatsuka[1], Masaki Amaya[1] and Taisuke Yonomoto[1]　[1]Japan Atomic Energy Agency

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

[1E01-07] Severe Accident 1

Chair: Kenichi Tezuka (IAE)

Wed. Mar 16, 2022 10:00 AM - 12:00 PM Room E

[1E01] Estimation of the In-Depth Debris Status of Fukushima Unit-2 and Unit-3 with Multi-PhysicsModeling

*Akifumi Yamaji[1], Ikken Sato[2], Yuji Ohishi[3], Masahiro Furuya[1], Xin Li[1], Takanari Fukuda[1] (1. Waseda Univ., 2. JAEA, 3. Osaka Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM

[1E02] Estimation of the In-Depth Debris Status of Fukushima Unit-2 and Unit-3 with Multi-Physics Modeling

*Ikken Sato[1], Akifumi Yamaji[2], Masahiro Furuya[2], Yuji Ohishi[3], Xin Li[2], Hiroshi Madokoro[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Waseda University, 3. Osaka University)

10:15 AM - 10:30 AM

[1E03] Estimation of the In-Depth Debris Status of FukushimaUnit-2 and Unit-3 with Multi-Physics Modeling

*Yuji Ohishi[1], Yifan Sun[1], Naoto Gouda[1], Hiroaki Muta[1], Akifumi Yamaji[2] (1. Osaka Univ., 2. Waseda Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM

[1E04] Estimation of the In-Depth Debris Status of FukushimaUnit-2 and Unit-3 with Multi-Physics Modeling

*Xin Li[1], Takanari Fukuda[1], Akifumi Yamaji[1], Ikken Sato[2], Masahiro Furuya[1], Yuji Ohishi[3] (1. Waseda Univ., 2. JAEA, 3. Osaka Univ.)

10:45 AM - 11:00 AM

[1E05] Estimation of the In-Depth Debris Status of FukushimaUnit-2 and Unit-3 with Multi-Physics Modeling

*Takanari Fukuda[1], Akifumi Yamaji[1], Xin Li[1] (1. Waseda Univ.)

11:00 AM - 11:15 AM

[1E06] Development of Numerical Simulation Method to Evaluate Heat Transfer of Fuel Debris in Air Cooling

*Susumu Yamashita[1], Shinichiro Uesawa[1], Hiroyuki Yoshida[1] (1. JAEA)

11:15 AM - 11:30 AM

[1E07] 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)

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

Multi-Physics モデリングによる福島 2・3 号機ペデスタル燃料デブリ深さ方向の性状同定
（11）2019-2021 年度のまとめと最新の理解

Estimation of the In-Depth Debris Status of Fukushima Unit-2 and Unit-3 with Multi-Physics Modeling

(11) Summary of FY2019-2021 and the Latest Understanding

*山路 哲史[1]，佐藤 一憲[2]，大石 佑治[3]，古谷 正裕[1]，Xin Li [1]，福田 貴斉[1]

[1]早稲田大学，[2]日本原子力研究開発機構，[3]大阪大学

MPS 法による溶融物挙動解析、模擬溶融物流下実験、浮遊法による高温融体物性評価と、実機プラントデータ・事故進展解析等の分析から、福島 2・3 号機ペデスタル燃料デブリ深さ方向の性状同定に取り組んでいる。2019-2021 年度のまとめと最新の理解を報告する。

キーワード：原子炉過酷事故、福島第一原子力発電所、粒子法，浮遊法、臨界性評価，事故進展解析

1. 緒言

福島廃炉のためには炉内状況把握の更新が必要である。2021 年度の初号機の燃料デブリ取り出し開始やそれ以降の各号機の継続した安全管理のためにも、福島 2・3 号機ペデスタル燃料デブリの深さ方向の分布・性状の把握が喫緊の課題である。本研究では、実機プラントデータ及び事故進展解析の分析、固液の移行及び界面の機構論的な追跡が可能な MPS 法、模擬デブリ流下実験、浮遊法による高温融体物性データ取得、臨界計算等を組み合わせた Multi-Physics モデリングにより、福島 2・3 号機ペデスタル燃料デブリ深さ方向の性状同定に取り組んでいる。本発表では 2019-2021 年度のまとめと最新の理解を報告する。

2. 事故進展の理解とデブリ性状の推定

JAEA にて 2 号機のプラントデータ、内部調査結果、ペデスタル中間架台の状況等から圧力容器（RPV）バウンダリ破損モードを推定した。また、2／3 号機の共通／相違点等から 3 号機では先行流出物の移行後に半凝固状態の酸化物主体のデブリが約 75 分間かけて RPV からペデスタルに移行したと推定した。阪大にて浮遊法等により Fe-B 共晶溶融物の物性や性状を評価し、JAEA によるシナリオ推定を裏付ける結果（Fe-B は共晶点直上で高い流動性）を得た。早大にて大規模スケールで長時間かけて半凝固状態のデブリ移行挙動を解析するために MPS 法を改良し、個別要素実験でその妥当性を確認した。JAEA 及び阪大で得られたシナリオ・物性を反映し、3 号機のデブリ移行期、冷却期、冷却不足期にわたる合計約 6 日間のデブリ挙動を解析した。その結果、ペデスタル中間架台構造物群は機械的に崩落している可能性は高いものの、熱的に大規模に溶融する状況ではなく、これらが移行デブリを支えることで、高さ 2～3 m のデブリ堆積状態を説明できることを示した。一方、VULCANO VF-U1 実験の MPS 法による解析から、実機でも実験と同様に局所的には金属成分がコンクリート壁に沿って分布している可能性があることを示した。これらの解析で得られたデブリ分布の不確かさがその中性子実効増倍率に及ぼす影響は 4%程度で全体的に深い未臨界状態にあると推定される。

3. 謝辞

本研究は、「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「Multi-Physics モデリングによる福島 2・3 号機ペデスタル燃料デブリ深さ方向の性状同定」の成果である。

---

*Akifumi Yamaji[1], Ikken Sato[2], Yuji Ohishi[3], Masahiro Furuya[1], Xin Li[1], Takanari Fukuda[1]

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

Multi-Physics モデリングによる福島 2・3 号機ペデスタル燃料デブリ深さ方向の性状同定
(12) 2 号機、3 号機におけるデブリのペデスタル移行履歴の検討

Estimation of the In-Depth Debris Status of Fukushima Unit-2 and Unit-3 with Multi-Physics Modeling

(12)Evaluation of debris-relocation history to the pedestal in Fukushima-Daiichi Units 2 and 3

*佐藤一憲[1]、山路哲史[2]、古谷正裕[2]、大石佑治[3]、リ・シン[2]、間所寛[1]

[1] 日本原子力研究開発機構，[2] 早稲田大学，[3] 大阪大学

事故時のプラントデータ分析、内部調査結果の分析、及び多様な解析評価に基づき、2 号機、3 号機における燃料デブリのペデスタルへの移行履歴を検討した。

キーワード：原子炉過酷事故，福島第一原発廃炉，デブリ深さ方向の性状同定，原子炉内部調査結果，MCCI

1. 緒言

ペデスタル燃料デブリの深さ方向の性状・分布を考える上では、各号機における原子炉圧力容器（RPV）からペデスタルへの流出デブリの性状とその流出履歴、及びペデスタルでの液相冷却材との混合など、流出デブリの冷却特性が重要になる。これまでに得られた知見を総合し、2，3 号機における流出デブリの性状とその概略流出履歴を推定した。

2. ペデスタル流出物の概略分類

2, 3 号機ペデスタル領域内部調査で得られた映像情報（堆積物などの形状と配置）に基づき、その粘性に着目して流出物を表 1 に示す 3 種類に概略分類した。即ち、① 2、3 号機共通のスティール製構造物の表面に薄く拡がりながら流出した低粘性の「先行流出物」のようなもの、② 2 号機で見られる「生コン」程度の粘性を有する「燃料デブリ」のようなものその 1、及び③ 3 号機で見られる高粘性の「燃料デブリ」のようなものその 2 が把握された。

表1 内部調査結果に基づく2, 3号機ペデスタル流出物の概略的分類

	「先行流出物」のようなもの	「燃料デブリ」のようなものその１	「燃料デブリ」のようなものその２
2号機	 低粘性：構造物表面に薄く拡がりながら流出した痕跡	 中粘性：横方向に拡がりながら流出	「燃料デブリ」のようなものその２は見られない
3号機	 同上（水没の影響で茶褐色の盛り上がり）	「デブリ」のようなものその１は不在？	  高粘性：構造物への付着、堆積物の凹凸
粘性	低	中（生コンのイメージ）	高
温度	スティール融点程度以下		スティール融点以上

オリジナル写真出典　https://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/2018/images1/d180426_08-j.pdf
https://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/2017/images2/d171130_08-j.pdf

3. プラントデータ分析、解析評価などを総合した流出履歴の推定

上記①については低融点の溶融金属が主成分である可能性があるが、本事業で新たに実施した物性実験（本シリーズ発表(13)）の知見も踏まえ、制御棒ブレードに含まれるＢ（ホウ素）や Fe が影響しているものと推定した。2 号機の②については、酸化物主体の燃料デブリが主に RPV 内に残留し、燃料の一部が Zr などの金属に溶け出して形成されているものと推定した。3 号機の③については、①や②のようなもの（2 号機の①や②とは性質がやや異なる可能性あり）が流出した後に RPV 内に残留していた酸化物主体の燃料デブリであると推定した。そして、2 号機では①と②が 2 時間前後で、3 号機では①～③が 7 時間前後でペデスタルへと流出したものと推定し、MPS 法による解析（本シリーズ発表（14））の条件を導出した。また、2，3 号機ともにデブリのペデスタル流出時にペデスタル床上には液相冷却材が存在しており、流出物はペデスタル到達時に強い冷却を受けていたものと推定した。

4. 結言

2, 3 号機における RPV からペデスタルへの流出物質の概略性状と流出履歴を推定し、本事業内での検討に提示した。本推定は今後の知見の蓄積と共に精緻化、修正してゆく必要があるが、現状での最確評価である。

謝辞　本研究は、「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「Multi-Physics モデリングによる福島 2・3 号機ペデスタル燃料デブリ深さ方向の性状同定」の成果である。

* Ikken Sato[1], Akifumi Yamaji[2], Masahiro Furuya[2], Yuji Ohishi[3], Xin Li[2], Hiroshi Madokoro[1]
[1] JAEA, [2] Waseda Univ., [3] Osaka Univ.

Multi-Physics モデリングによる福島 2・3 号機ペデスタル燃料デブリ深さ方向の性状同定
（13）先行流出物の特性評価

Estimation of the In-Depth Debris Status of Fukushima Unit-2 and Unit-3 with Multi-Physics Modeling

(11) Evaluation of the characteristics of preceding runoff material

*大石 佑治[1]，Yifan Sun[1]，合田尚友[1]，牟田浩明[1]，山路 哲史[2]

[1]大阪大学，[2]早稲田大学

本研究では先行流出物の物性の評価や先行流出物に U が含まれる可能性の検討を行っている。本発表では先行流出物として SUS-B_4C 共晶合金に着目し、溶融した SUS-B_4C 共晶合金と UO_2 が接触した際の U の挙動を報告する。

キーワード：SUS-B_4C 共晶溶融物、UO_2、相状態評価、東京電力福島第一原子力発電所

1. 緒言

ペデスタル堆積物に U が含まれている可能性を検討することは臨界管理の観点から極めて重要である。また、Gd は臨界に大きな影響を与えるため、Gd の挙動を評価することも重要である。本研究では対象として先行流出物に着目する。ステンレス（SUS）と B_4C は比較的低い温度で共晶反応により液相を生じるため、SUS-B_4C 共晶溶融物が先行流出物として生じた可能性がある。そこで本研究では SUS-B_4C 共晶溶融物が Gd 添加 UO_2 ペレットと接触した場合、U や Gd が金属相へ移行するかを評価することを目的とした。

2. 実験方法

SUS と B_4C の共晶組成（共晶点 1200 ℃）である$(SUS)_{0.98}(B_4C)_{0.02}$ の組成のインゴットを SUS304L と B_4C（高純度化学研究所）を原材料としてアーク溶解法により作製した。得られたインゴットと Gd が 4wt%含まれた UO_2 ペレットから得た小片を BN 製のるつぼに入れ、Ar フロー雰囲気下において 1300 ℃と 1500 ℃でそれぞれ 10 時間保持した。試料断面を走査型電子顕微鏡とエネルギー分散型 X 線分析（SEM/EDX）によって分析した。

3. 結果

図 1 に 1300 ℃で保持した試料の外観写真と断面の SEM/EDX 分析結果を示す。外観写真より、熱処理前と外観上の変化がない酸化物相と溶融後に凝固した金属相とが確認できる。断面の SEM 画像より、酸化物相と金属相の界面は明瞭である。また、U と Fe の元素マッピングから U が金属相へ移行している様子は確認されなかった。1500 ℃で保持した試料についても同様の結果となった。発表では Gd の挙動や溶融した金属相の物性についても報告する。

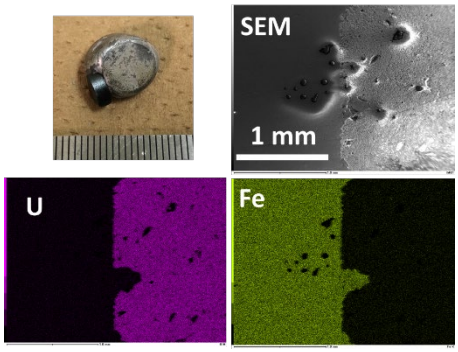


図 1　1300 ℃で保持した試料の SEM/EDX 分析結果。

4. 謝辞

本研究は、「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「Multi-Physics モデリングによる福島 2・3 号機ペデスタル燃料デブリ深さ方向の性状同定」の成果である。

---

*Yuji Ohishi[1], Yifan Sun[1], Naoto Gouda[1], Hiroaki Muta[1], Akifumi Yamaji[2]

[1]Osaka Univ., [2]Waseda Univ.

Estimation of the In-Depth Debris Status of Fukushima Unit-2 and Unit-3 with Multi-Physics Modeling
(14) MPS Analyses of Debris-pedestal Structure Interactions of Unit-3

*Xin Li[1], Takanari Fukuda[1], Akifumi Yamaji[1], Ikken Sato[2], Masahiro Furuya[1], Yuji Ohishi[3]
1. Waseda Univ., 2. JAEA, 3. Osaka Univ.

The debris-structure thermal status during the re-heating period (i.e., March 16th-19th, 2011) of Fukushima Daiichi (1F) Unit-3 pedestal is evaluated with Moving Particle Semi-implicit (MPS) method. For the assumed range of the environment conditions, melting of the structure / re-melting of the debris is unlikely after the relocation of the debris to the pedestal.

Keywords: severe accident, decommissioning of Fukushima Daiichi (1F) reactors, numerical simulation, MPS method

1. Introduction

For decommissioning of Fukushima Daiichi (1F) nuclear power plants, knowledge of the in-depth debris status within the pedestal regions of the damaged reactors must be gained. For 1F Unit-3, the 2-3 m sedimentation in the pedestal indicates the possibility that debris interacted with the pedestal structures at low superheat and mobility. The meshless, Lagrangian Moving Particle Semi-implicit (MPS) method developed for simulation of multi-component liquid/solid interactions with phase changes has been applied to simulate such scenarios. The previous study [1] has shown that only limited melting of structures occurred over 75-minute relocation phase (ca. 5:20 to 6:35 on March 14th, 2011) if the environment temperature in the pedestal did not exceed 1000 K. This study will examine the debris-structure thermal status during the re-heating period (i.e., March 16th-19th, 2011) in which cooling could be limited with different representative debris distributions obtained in the previous study.

2. MPS method and developed models

Fig. 1 summarizes the improved MPS method with new models and techniques for improved numerical stability and calculation efficiency.

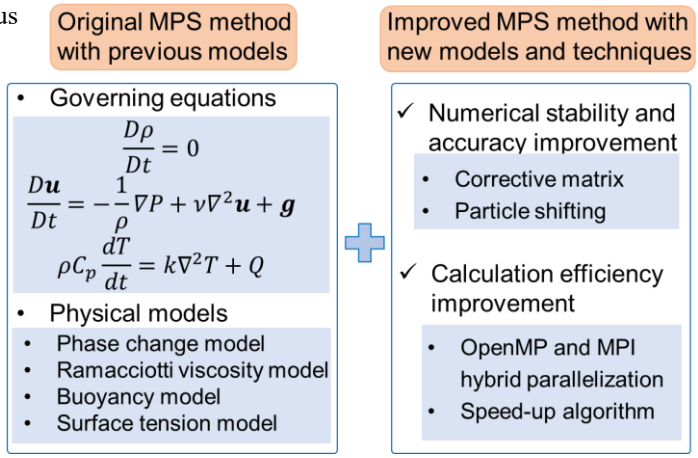


Fig. 1 MPS method and improved models

3. Simulation of debris re-heating phase in the 1F Unit-3 pedestal region

The representative debris distributions in a 1/10 scaled geometry obtained in the previous study were used for the current study. Radiative heat transfer and convective vapor cooling boundaries are applied on the free surfaces of debris and structures. Sensitivity analysis cases with different environment/background temperatures show that 1) thermal equilibrium can be reached for each case in 6-7 hours without significant melting of pedestal structures and 2) assuming emissivity of 0.5 for debris and structure, if the pedestal background temperature is around 1300 K or less, structure melting is not expected even if the debris/structure to vapor heat transfer coefficient is low (below 10 W/m^2/K or less).

Acknowledgment

This study is the result of the “Estimation of the In-Depth Debris Status of Fukushima Unit-2 and Unit-3 with Multi-Physics Modeling” under the Nuclear Energy Science & Technology and Human Resource Development Project.

References

[1] Li, X., et al., 2021. Estimation of debris relocation and structure interaction in the pedestal of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Unit-3 with Moving Particle Semi-implicit (MPS) method. *Annals of Nuclear Energy*, p.108923.

Multi-Physics モデリングによる福島 2・3 号機ペデスタル燃料デブリ深さ方向の性状同定
(15) VULCANO VF-U1 実験の MPS 法による解析から考えられるデブリの局所性状

Estimation of the In-Depth Debris Status of FukushimaUnit-2 and Unit-3 with Multi-Physics Modeling

(15) Local Debris Status Indicated by the MPS Analyses of VULCANO VF-U1 Experiment

*福田 貴斉[1], 山路 哲史[1], Li Xin[1]

[1] 早稲田大

改良 MPS 法解析により、VULCANO VF-U1 実験では先行凝固した酸化物成分と側壁コンクリートとの間に金属成分が閉じ込められた後に凝固した可能性を示した。福島第一原子力発電所 3 号機ペデスタル側壁周辺の一部に同様に金属凝固物が分布している可能性がある。

キーワード：溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI), 東京電力福島第一原子力発電所廃炉, 燃料デブリ, MPS 法, VULVANO VF-U1 実験

1. 背景

福島第一原子力発電所(1F)3 号機では大規模な溶融炉心-コンクリート相互作用(MCCI)は生じなかったと推定される。一方、1F 事故を模擬した VULCANO VF-U1 実験[1]後の金属成分と酸化物成分の分布機構を理解できれば、実機の格納容器ペデスタル床の局所的なデブリ性状推定に資することができる。そこで本研究では、固液相変化を伴う界面追跡が容易な MPS 法を改良し、同実験の溶融物分布機構を解明する。

2. 手法

実験中に生じた模擬デブリの溶融・凝固時の複雑な金属-酸化物成分間の界面を正確に追跡するため、従来のポテンシャル界面張力モデル[2][3]における非物理的な粒子凝集の課題を解決する新モデルを開発し、妥当性を確認した後に解析に活用した。また、コンクリート熱分解に伴う気泡の上昇が、**図 1** に示す実験の体系及び時間スケール（～2000 秒）の溶融物の流動に与える影響を安定的に考慮するため、気泡周辺の流動への影響が無視できる範囲で気相の密度を仮想的に増加させた簡易モデルを考案し、解析に利用した。

3. 結果

試験部の加熱開始から冷却期を経た 2000 秒後の解析結果の様子を**図 1** に示す。まず、酸化物成分は凝固温度が高いためコンクリート壁付近で先行して凝固した。その後、凝固温度が比較的に低い金属成分は先行凝固酸化物層とコンクリート壁との間で、ガスバブルや溶融コンクリートの局所的な上昇流に牽引されながら凝固した。このような金属成分の局所的な分布の機構は実験と実機の空間スケール差の影響を受けないため、1F3 号機ペデスタルで事故時に局所的に高温になった箇所があった場合、実験と同様に金属成分がコンクリート壁に沿うように分布している可能性がある。

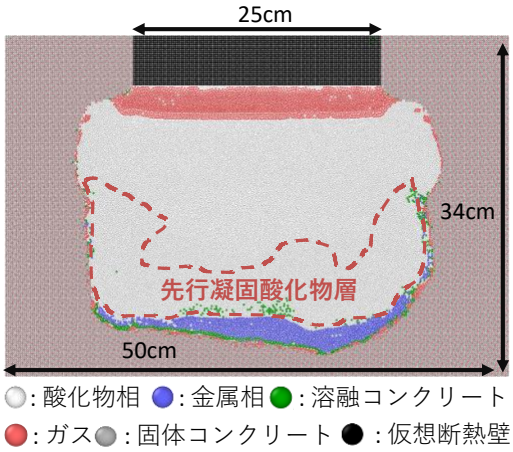


図 1 VULCANO VF-U1 実験の解析結果

謝辞：本研究の一部は英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業及び JSPS 科研費 JP21J12226 の助成を受けた。

参考文献

[1] V. Bouyer, et, al., ERMSAR2019, Czech Republic, 2019 [2] M. Kondo, et, al., 5th Joint ASME/JSME Fluids Engineering Conference, San Diego, 2007 [3] Y. Zhu, et, al., Annals of Nuclear Energy, vol. 148, p. 107753, 2020.

---

*Takanari Fukuda[1], Akifumi Yamaji[1] and Xin Li[1]

[1]Waseda Univ

空冷時における燃料デブリ熱挙動推定技術の開発
（1）全体概要と JUPITER へのポーラスモデルの組込

Development of Numerical Simulation Method to Evaluate Heat Transfer of Fuel Debris in Air Cooling
(1) Project Overview and the Porous Model Implementation to JUPITER

*山下 晋[1]，上澤 伸一郎[1]，吉田 啓之[1]
[1]JAEA

圧力容器内外に存在する燃料デブリの空冷時並びに間欠注水時における原子炉格納容器内の詳細な熱挙動の予測を目的として、多相多成分詳細熱流動解析コード JUPITER に燃料デブリを表現するモデルとしてポーラスモデルの組込を実施した。

キーワード：ポーラスモデル，自然対流，燃料デブリ，空冷，1F

1. 緒言

福島第一原子力発電所の格納容器内の燃料デブリの熱挙動を推定するため、空冷時の燃料デブリ熱挙動の解析手法の開発を進めている。本報では、解析手法の開発に係わる全体概要を述べると共に、多相多成分詳細熱流動解析コード JUPITER[1]に対し、燃料デブリをポーラス体として扱うためのポーラスモデルの導入を実施した。

2. プロジェクト全体概要

福島第一原子力発電所の PCV 内の燃料デブリの熱挙動をより精緻に推定する技術の開発を行うため、格納容器内の状況把握が最も進んでおり、推定結果の検証が実施しやすい福島第一原子力発電所 2 号機を対象に、PCV 内の状態を摸擬した発熱挙動と冷却状態を解析評価する手法を開発する。解析手法としては、長時間大規模空間スケール解析が可能な二流体モデルに基づく ACE-3D 及びその解析結果の補完を目的とした詳細解析手法 JUPITER から構成される。また、模擬燃料デブリを用いた流動試験結果と解析結果を比較することにより解析コードの妥当性検証を行う。

3. JUIPITER へのポーラスモデルの導入

圧力容器内外に存在する燃料デブリの形態は、一様ではなく内部に空隙を有するポーラス体と仮定することが妥当である。そこで、ポーラス体と仮定する燃料デブリ内部及び周囲の詳細な熱流動挙動を解析することを目的として、多相多成分詳細熱流動解析コード JUPITER に、ポーラスモデルとして用いられている Darcy-Brinkman 式[2]を導入した。Darcy-Brinkman 式は Navier-Stokes 方程式にポーラス体の気孔率とポーラス体を流動抵抗として表すための外力項を加えるのみで流体とポーラス体を表現できる。従って、ポーラス体相と流体相を別々に解く必要がなく、JUPITER で用いられている一流体モデルとも親和性が良く導入しやすいのが特徴である。熱伝導方程式に関しては、局所体積平均理論[3]に基づく 1 及び 2 エネルギーモデルを導入した。これらにより、流体相及びポーラス体相が混在する熱流動挙動が評価可能になった。

参考文献 [1] S. Yamashita, et al., Nucl. Eng. and Design, vol. 322, pp. 301-312 (2017). [2] M.L. Bars, et al., J. Fluid Mech., vol. 550, pp. 149-173 (2006). [3] P. Cheng, Advances in Heat Transfer 14, Academic Press, New York (1978).

謝辞 本研究は、経済産業省「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発）」の研究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。

---

*Susumu Yamashita[1], Shinichiro Uesawa[1] and Hiroyuki Yoshida[1]
[1]JAEA

空冷時における燃料デブリ熱挙動推定技術の開発
（2）自然対流熱伝達におけるポーラスモデルの妥当性検証

Development of Numerical Simulation Method to Evaluate Heat Transfer of Fuel Debris in Air Cooling
(2) Validation of Porous Model for Natural Convective Heat Transfer in JUPITER

*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

開発を進めている解析手法のポーラスモデルの妥当性検証のため、空冷自然対流熱伝達試験[1]を実施した。多孔体（ポーラス体）を設置した場合としない場合で比較試験を行い、解析手法との比較を実施した。
キーワード：ポーラスモデル，自然対流，燃料デブリ，空冷，1F

1. 緒言

福島第一原子力発電所の格納容器内の燃料デブリの熱挙動を推定するため、空冷時の燃料デブリ熱挙動の解析手法の開発を進めている。本報では、ポーラスモデルを導入した多相多成分詳細熱流動解析コード JUPITER の妥当性検証のため、空冷自然対流熱伝達試験[1]を行い、解析結果との比較を実施した。

2. 空冷自然対流熱伝達試験装置と多孔体（ポーラス体）の概要

Fig. 1 左図は空冷自然対流熱伝達試験装置の模式図である。加熱面上に設置した円柱型多孔体は、球径 10 mm の SUS 球体群で構成されている。円柱形状を保持するため、多孔体外周部を金網で囲っている。気孔率は 0.35 であり、データは全温度計測点が準定常になったことを確認した後に取得した。

3. 多孔体の設置ありなしの比較と解析手法の妥当性検証

Fig. 1 右図は装置中心軸上の温度分布の試験結果と解析結果である。試験結果について多孔体の設置ありなしで比較すると、多孔体内部である高さ 100 mm 以下では多孔体がある場合のほうが温度が高かった。これは、加熱面の熱が熱伝導により多孔体に伝わり、多孔体内部の空気を加熱しているためである。

試験と数値解析の結果を比較すると、多孔体なしについては概ね一致した結果が得られた。多孔体ありについては、試験と同様に、多孔体内部の温度が高くなる傾向を再現できたが、定量的に差異が見られたことから、導入した熱伝導モデルの検討が必要と考えられる。今後は、より再現性の高い解析手法を目指して、多孔体に対する様々な熱伝導モデルを適用し、検証を進める。

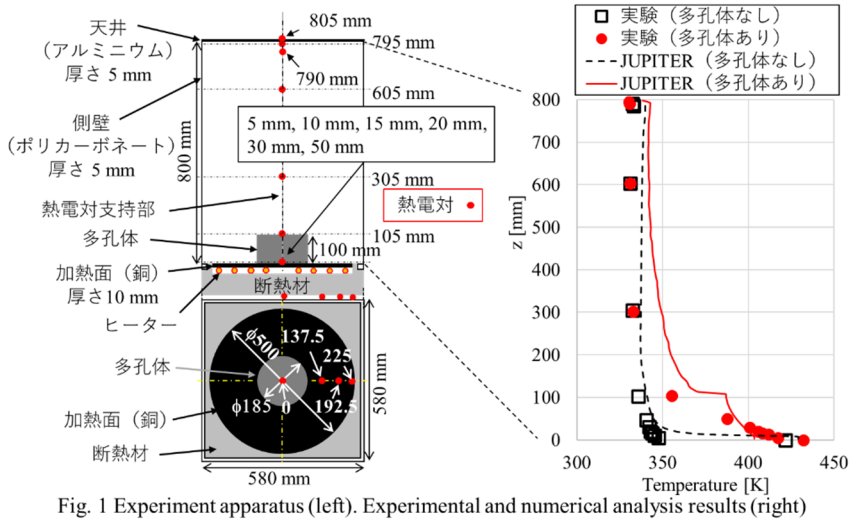


Fig. 1 Experiment apparatus (left). Experimental and numerical analysis results (right)

参考文献　[1] Uesawa, et al., Mech. Eng. J., 5(4), 18-00115, 2018.

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

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

[1E08-12] Severe Accident 2

Chair: Riichiro Okawa (CRIEPI)

Wed. Mar 16, 2022 2:45 PM - 4:15 PM Room E

[1E08] Development of analysis method based on SAMPSON for ATF with Cr coated Zr alloy cladding

*Kenichi Tezuka[1], Chiaki Kino[1], Yoshiyuki Nemoto[2], Susumu Yamashita[2], Afiqa Mohamad[2] (1. IAE, 2. JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM

[1E09] Study on FPs removal effect on the containment vessel penetrations during a severe accident

*Koichi Nakamura[1], Taizo Kanai[1], Atsushi Ui[1], Satoshi Nishimura[1], Yoshihisa Nishi[1], Wei Liu[2], Koji Morita[2] (1. CRIEPI, 2. Kyushu Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM

[1E10] Study on FPs removal effect on the containment vessel penetrations during a severe accident

*Mizuki Koga[1], Shogo Uwada[1], Wei Liu[1], Koji Morita[1], Koichi Nakamura[2], Taizo Kanai[2] (1. Kyushu Univ., 2. CRIEPI)

3:15 PM - 3:30 PM

[1E11] Study on characteristics of high temperature molten debris breakup and agglomeration behaviors

*Wataru Kikuchi[1], Akitoshi Hotta[1], Alexander Konovalenko[2], Walter Villanueva[2], Sevostian Bechta[2] (1. Nuclear Regulation Authority, 2. KTH)

3:30 PM - 3:45 PM

[1E12] Development and comparison of MPH-LES particle method for simulating solidification behavior of molten metal falling into shallow water

*Ryo Yokoyama[1], Masahiro Kondo[2], Shunichi Suzuki[1], Koji Okamoto[1] (1. Univ. Tokyo, 2. AIST)

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Cr コーティング Zr 合金製被覆管を用いた ATF の SAMPSON による解析手法の開発

Development of analysis method based on SAMPSON for ATF with Cr coated Zr alloy cladding

*手塚 健一[1]，木野 千晶[1]，山下 晋[2]，Afiqa Mohamad[2]，根本 義之[2]

[1]エネ総研，[2]JAEA

Cr-コーティング被覆管に用いた ATF を評価するための解析手法を開発した。CORA（カールスルーエ研究センター(FZK)にて実施された燃料棒溶融実験）解析を行い、水素発生量を 30%抑制することを確認した。

キーワード：事故耐性燃料，シビアアクシデント，水素発生，SAMPSON，CORA，共晶反応

1. 緒言

原子力発電所の過酷事故発生時に水素発生・炉心溶融の進展を抑制することを目的とした事故耐性燃料の開発が進んでおり、PWR 用に Cr コーティングした Zr 被覆管(Cr コーティング被覆管)が検討されている。本研究では、Cr コーティング被覆管を用いた ATF の事故時挙動を評価するための解析手法を開発する。解析ツールとして、国産の SA 解析コードであり、ソースコードに容易にアクセス可能な SAMPSON を用いる。

2. 検証解析

2-1. Cr コーティング被覆管モデル

Cr コーティング被覆管が健全な状態においては、Cr の酸化反応に対する反応速度定数として式(1)を使用した[1]。一方、燃料棒温度が 700℃を超えた時、バースト破損の影響で一部 Cr コーティングがはがれ落ち、Zr が酸化する現象を考慮し、700℃以上では Zr の反応速度定数およびはがれ落ちた割合 a を用いて、反応速度定数を式(2)で定義した。本解析では a を 0.1 として設定した。

(1) $k_{Cr} = 23.3EXP(-20962/T)$ (2) $k_{CrZr} = (1-a)k_{Cr} + ak_{Zr}$

(3) $k_{Zr} = 33.6EXP(-20060/T)$

また、1300℃を超えると Cr-Zr の共晶反応により、Cr コーティングが溶け落ちる可能性を考慮し、1300℃以上においては Zr の反応速度定数である式(3)を用いることとした。

2-2. CORA 解析条件

本研究では CORA-18 を検証問題とした。発熱長 1m の燃料集合体を用い、試験は 5700 秒間、下側入口からアルゴン(16g/s)が流入し、880W で加熱（タングステン）する。なお、試験開始後 3000 秒から 4150 秒においては水蒸気とアルゴンが流入、加熱量は 12kW から 39kW まで線形で増加する。

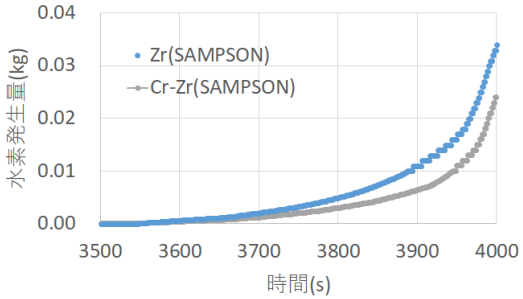


Fig.1 水素発生量の比較

3. 解析結果および今後の課題

本解析では CORA 試験体系において、通常の Zr 被覆管を用いた燃料棒と、疑似的に Cr コーティング被覆管を用いた ATF に置き換えた解析の 2 ケースを実施した。図 1 は試験開始後 3500 秒から 4000 秒における水素発生量を示している。本解析で得られた 4000 秒時点での水素発生量は、Zr 被覆管を用いたケースでは 0.034kg 水素が発生したのに対し、Cr コーティング被覆管を用いたケースでは 0.024kg であり、約 30%程度の水素発生抑制効果を確認することができた。今後は実際のプラント解析などに適用し、実機条件下での水素発生抑制効果を検証する。

参考文献

[1] D.Caplan, et al., Corrosion Science, Vol.3(3), pp.161-175, (1963).

---

*Kenichi Tezuka[1], Chiaki Kino[1] Susumu Yamashita[2], Afiqa Mohamad[2] and Yoshiyuki Nemoto[2]

[1]IAE, [2]JAEA.

シビアアクシデント時の格納容器貫通部における核分裂生成物の除去効果に関する研究
(1) 実機条件を反映した格納容器貫通部 FP 除去試験手法の構築

Study on FPs removal effect on the containment vessel penetrations during a severe accident
(1) Development of an experimental method for FPs removal effect on the containment vessel penetrations reflecting actual plant conditions

*中村 康一 [1]，金井 大造 [1]，宇井 淳 [1]，西村 聡 [1]，西 義久 [1]，劉 維 [2]，守田 幸路 [2]
[1]電力中央研究所，[2]九州大学

原子力発電所においてシビアアクシデント（SA）が発生した場合，核分裂生成物（FP）が格納容器（CV）破損部位から原子炉建屋を経由して環境へと放出される可能性がある。本報告では，現実的な FP 放出挙動評価手法の構築に向け，実機条件を反映して実施した CV 貫通部 FP 除去効果試験の予備試験結果を報告する。
キーワード：シビアアクシデント，核分裂生成物挙動，格納容器貫通部，エアロゾル

1. 緒言

SA 時には CV 破損箇所における FP 沈着効果（以下貫通部 FP 除去効果とする）が発生する。過去には NUPEC が BWR の CV 貫通部を模擬した試験体を用いた SA 条件の試験を実施し電気貫通部などの除染係数(DF)を取得した[1]。本研究では NUPEC 条件を含むさらに広い条件での貫通部 FP 除去効果試験を実施する計画である。本報告では，PWR の機器ハッチの漏えい条件下の試験方法と予備試験について報告する。

2. 試験方法

機器ハッチはタング＆グルーブ型のシール構造を持つ。FP 漏えい時にガスはフランジ面隙間を径方向に通過し，フランジ面やシールへ FP が沈着する。この挙動を模擬するため，フランジの径方向長さ及びシール部の試験部寸法を実機相当とした（図 1）。キャリアガスは空気又は水蒸気とし隙間高さを調整可能とした。FP 模擬物質としてシリカ又はヨウ化セシウムを使用した。入出口の FP をフィルタ捕集し DF を得る。

3. 予備試験

試験方法の妥当性確認のために予備試験を実施した。シール部隙間高さを 1mm，ガス流量を 1～5 l/min に設定した。同条件で複数回試験を実施し DF の再現性を確認した。また流路の側壁面付近などへの沈着は見られず，装置固有の横向き流れや粒子の滞留等は生じておらず，機器ハッチの径方向漏えい時の沈着挙動が再現できていることを確認した。

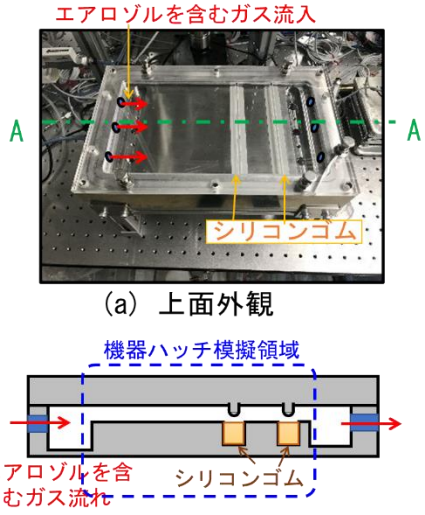


図 1 貫通部 FP 除去試験装置（タング＆グルーブ型シール）

4. 結言

PWR の機器ハッチにおける貫通部 FP 除去効果を確認するため装置製作及び予備試験を実施した。試験結果の再現性及び装置固有の流動や粒子の滞留等は生じていないことを確認し，実機の FP 沈着挙動を模擬可能であることを確認した。今後は CV 設計漏えい条件及び CV 機能喪失条件を対象に試験データを取得する。

参考文献

[1] 原子力発電技術機構，重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告，2003 年 3 月

* Koichi Nakamura[1], Taizo Kanai[1], Atsushi Ui[1], Satoshi Nishimura[1], Yoshihisa Nishi[1], Wei Liu[2], Koji Morita[2]
[1]CRIEPI, [2]Kyushu Univ.

シビアアクシデント時の格納容器貫通部における核分裂生成物の除去効果に関する研究
（2）矩形貫通部におけるエアロゾル移行挙動に関する実験的研究

Study on FPs removal effect on the containment vessel penetrations during a severe accident
(2) Experimental study on aerosol migration behavior in rectangular penetrations

*古賀 瑞樹[1]，宇和田 尚悟[1]，劉 維[1]，守田 幸路[1]，中村 康一[2]，金井 大造[2]
[1]九大，[2]電中研

原子力発電所において重大事故が発生した場合、核分裂生成物（FP）が格納容器破損部位から原子炉建屋を経由して環境へと放出される可能性がある[1]。本研究では、現実的な FP 放出挙動評価手法を構築するための基礎試験として実施中の矩形管狭隘流路における FP 沈着効果の試験結果について報告する。

キーワード：重大事故、格納容器破損、FP 放出、エアロゾル移行、除染係数

1. 緒言

レベル 2 PRA 評価技術を高度化するため、FP 放出挙動評価手法の構築に関する基礎研究を始めた。本研究では、格納容器貫通部等を模擬した狭隘流路での FP 沈着効果に関する基礎データを取得し、輸送メカニズムに基づいたエアロゾル移行評価手法の構築を目指す。本発表では、矩形管における FP 沈着効果に関する基礎試験の結果について報告する。

2. 実験装置、実験方法と結果

図 1 に実験ラインを示す。アトマイザで発生した模擬 FP のエアロゾル粒子は、窒素ガスと混合され乾燥エアロゾルとなり、真空ポンプの吸引により試験体（矩形管）に流入する。試験体を通過したエアロゾル粒子は、サンプリングフィルタにより回収され、窒素ガスは大気に排出される。除染係数（DF）は、実験ライン中の試験体の有無によって変化するサンプリングフィルタで回収されたエアロゾル粒子の質量に加えて、エアロゾルスペクトロメーター（PALAS 社製 Welas digital 2000）から得られた粒度分布の累積重量値の変化からも求めた。本試験では、サイズの異なる 4 種類の矩形試験体を用いて粒子サイズ及び窒素ガス流量が DF に与える効果を評価した。図 2 に、粒径 1.0 μm のシリカ粒子を用いて窒素ガス流量 3.0 L/min の条件で得られた流路サイズ効果試験結果の一例を示す。何れの測定方法においても、流路サイズが小さくなるにつれて DF が大きくなる傾向を示す結果が得られた。本試験は、FP 沈着効果のメカニズム解明のための基礎研究であり、得られた DF 値は事故評価へ直接適用できるものではなく、今後、実機条件を考慮した検討が必要となる。

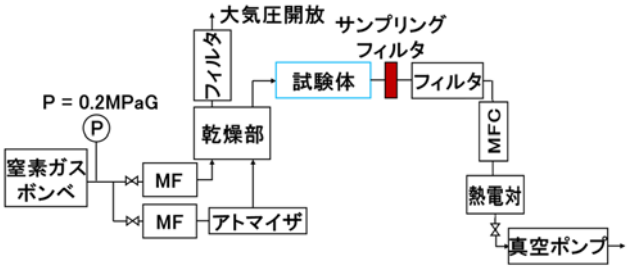


図 1 実験ライン

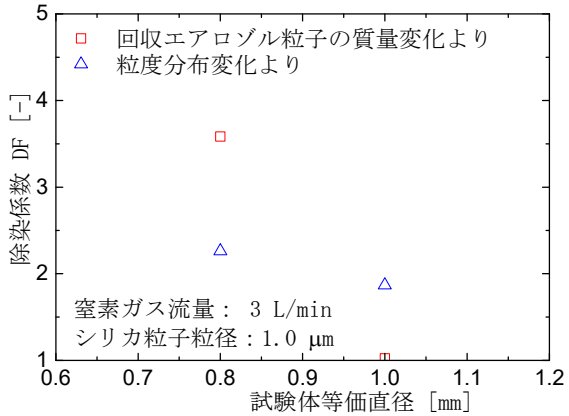


図 2 流路サイズ効果試験結果一例

参考文献

[1] 原子力発電技術機構，重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告，2003 年 3 月

*Mizuki Koga[1], Shogo Uwada[1], Wei Liu[1], Koji Morita[1], Koichi Nakamura[2], Taizo Kanai[2]
Kyushu Univ.[1], CRIEPI[2]

高温溶融デブリの分裂及び集積挙動に関する分析

Study on characteristics of high temperature molten debris breakup and agglomeration behaviors

*菊池 航[1] 堀田 亮年[1] Alexander Konovalenko[2] Walter Villanueva[2] Sevostian Bechta[2]
[1]原子力規制庁長官官房技術基盤グループ，[2]KTH,

高温酸化溶融物を水中に放出し、ジェット分裂及び集積等の挙動を計測する DEFOR-A 実験をスウェーデン王立工科大学(KTH)にて実施した。本報告では、実験において計測されたジェット分裂挙動、及び実験に含まれる不確かさについて考察する。

キーワード：デブリベッド、ジェット分裂、粒子状デブリ、ジェット衝突、DEFOR-A

1. 緒言

デブリベッドの形成及び冷却には溶融物のジェット分裂及び集積挙動の把握が重要である。そこで、著者等は、KTH に設置された DEFOR-A 装置を用い、高温溶融物の水中落下時のジェット分裂及び発生する液滴の沈降挙動を観察し、集積デブリ等のデブリベッド形成挙動に関するデータを取得した。現在、データ分析を進め、解析において考慮すべき実験の不確かさについて検討している。今回は、その中から代表してジェット分裂の分析結果について報告する。

2. 実験概要

坩堝にて過熱度の異なる Bi_2O_3-WO_3 共晶組成混合物を生成し、長さ約 0.02 m の放出ノズルを通し、水深約 1.5 m の透明の Plexiglass 製水槽中に落下させた。ジェットブレイクアップ挙動の可視化データ、軸方向の 3 か所に設置したキャッチャ及び床面での集積デブリ等に関するデータを取得した。ここで、注目する実験のファンネルでの溶融物過熱度は 105、156 及び 199 K の 3 条件である。

3. 画像分析によるブレイクアップ長評価

最も溶融物過熱度が高い 199 K における高速度カメラによって得られたジェット挙動を図 1 に示す。画像に基づき図 2 に示すように得られたジェット先端位置の履歴を求め、岩澤等の手法[1]に基づきブレイクアップ長を求めた。溶融物過熱度が 105 及び 156 K の実験結果も同様の手法でブレイクアップ長を求め、図 3 に Epstein [2]が提案した相関式の下限値と上限値及び Saito [3]が提案した相関式と比較した結果を示す。DEFOR-A のブレイクアップ長は Epstein の提案した相関式の範囲内であった。また、実験値は、Saito の提案した相関式に比べて小さい値を示したが、相関式と同様にブレイクアップ長は Froude 数への依存性があることが示された。過熱度が高い溶融物に対しても、ジェット流入後の Epstein 及び Saito の相関式で示された長さ近傍においてブレイクアップが発生していることが確認された。また、図 1(c)から、過熱度が高い条件ではジェットの水への流入後のある時間において、ジェット周囲で激しい沸騰による上昇流が発生し、それに伴いジェットが減速し、変形する様子が観察された。このことから、ジェット近傍の沸騰による水との相互作用がその後のジェット分裂挙動の不確かさに影響することが示された。

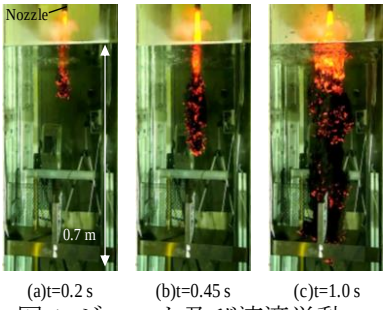


図 1 ジェット及び液滴挙動

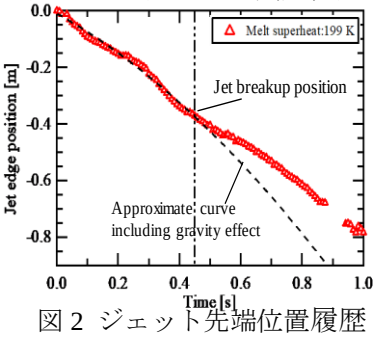


図 2 ジェット先端位置履歴

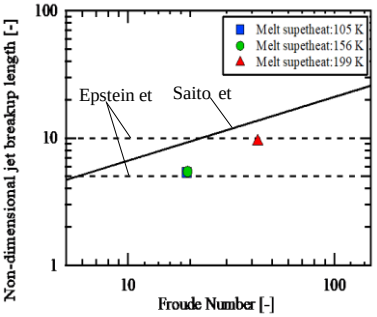


図 3 ブレイクアップ長評価

4. 結論

高温溶融物のブレイクアップ長を可視化結果から評価し、既存知見の適用可能性を検討した。今後は更なる不確かさの評価を進める。

参考文献

[1]岩澤ら,日本機械学会， Vol.81, No.823, 2015
[2] M. Epstein et al., Trans. IChemE, 79 ,453,2001.
[3] M. Saito, Proc. Nat. Heat Trans. Conf., 3, 173, 1988.

*Wataru Kikuchi[1], Akitoshi Hotta[1], Alexander Konovalenko[2], Walter Villanueva[2], Sevostian Bechta[2], [1]Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R), [2]Royal Institute of Technology (KTH)

浅水中へ侵入する溶融金属の凝固挙動解析のための MPH-LES 法の開発及び比較

Development and comparison of MPH-LES particle method for simulating solidification behavior of molten metal falling into shallow water

*横山　諒[1]，近藤　雅裕[2]，鈴木　俊一[1]，岡本　孝司[1]

[1]東大，[2]産総研

抄録　福島第一原子力発電所（1F）で発生した PCV 上の燃料デブリ分布を推定するためには，溶融物の水中での凝固挙動を評価する必要がある．本研究では， MPH 粒子法に乱流解析法の一種である LES を組み合わせた MPH-LES 法を導入した．また，浅い水中へ侵入する溶融物拡散実験との比較を行なった．

キーワード：シビアアクシデント，燃料デブリ，粒子法，乱流，凝固

1. 緒言

MPH 法[1]は液体と固体を統一的に扱うことが可能な粒子法であり，溶融金属の凝固に関する解析が行われた[2]. 本研究では, 溶融金属が水中で急激に凝固する挙動を再現するために, 乱流モデルを MPH 法へ導入し，相および流れの状態に応じて，エネルギー保存式をモデリングした． 計算結果と実験結果を比較した．

2. 計算手法及び結果

2-1. 計算手法

既往研究と同様[3,4]，LES 乱流モデルを MPH 法へ導入した．計算体系を Fig.1 に示す．融点 70℃の低融点合金（U-alloy）を炉内に配置し，水中へ落下させる．本研究では極低水位から高水位まで，異なる水位の条件で行った．乱流モデルの有無による計算結果の比較および実験結果との比較を行った． さらに，高粘性溶融物の条件でも比較を行い，幅広い Pr 数を有する物質で本手法が適用できることを検討した．

2-2. 計算結果

比較的高水位での乱流の有無による計算結果を Fig.2 にまとめた．乱流モデルを導入することにより，実験で見られた山のように堆積する挙動を再現することができた．水―溶融金属間での乱流熱流束が大きく働いたことが考えられる．凝固物内部の相分布を Fig.3 に示す．異種物質界面とは異なり，凝固物内部は液相を維持し，溶融プールを形成していることがわかった．また，プール内部の液相が，隙間から流出する傾向も定性的に一致した．

3. 結論

MPH-LES 法を開発し，水中へ侵入する溶融金属の凝固挙動を評価することができた．

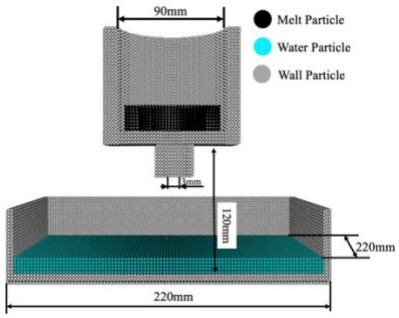


Fig. 1　計算体系

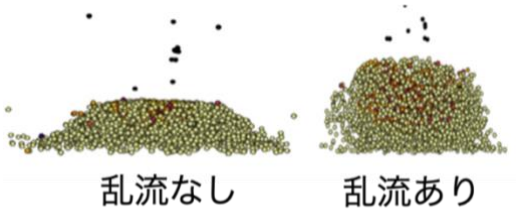


Fig. 2 乱流の有無による計算結果

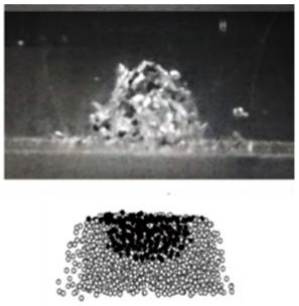


Fig. 3 実験と計算の比較

本研究の実施にあたりご助言を賜りました三菱重工の皆様に感謝を申しあげます.

参考文献

[1] Kondo M (2021) *Comput. Part. Mech.* **8**: 69–86 [2] Yokoyama R et al. (2020) *Front. Energy*

[3] Gotoh H et al. (2001) *Comput. Fluid Dyn. J* **9**: 339–347 [4] Shao S et al. (2006) *Coast. Eng.* **53**:723–735

*Ryo Yokoyama[1], Masahiro Kondo[2] , Shunichi Suzuki[1] and Koji Okamoto[1]

[1] Univ. Tokyo, [2]AIST

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

[1E13-16] Scrubbing

Chair: Toshiya Takaki (INSS)

Wed. Mar 16, 2022 4:15 PM - 5:30 PM Room E

[1E13] Evaluation of gas-liquid interfacial area concentration in pool scrubbing

*Sasuke Kadoma[1], Kota Fujiwara[1], Kohei Yoshida[1], Akiko Kaneko[1] (1. Univ. of Tsukuba)

4:15 PM - 4:30 PM

[1E14] The effect of bubble diameter on aerosol mass transfer coefficient during pool scrubbing

*Kota Fujiwara[1], Kohei Yoshida[1], Sasuke Kadoma[1], Akiko Kaneko[1] (1. Univ. of Tsukuba)

4:30 PM - 4:45 PM

[1E15] Development of Numerical Simulation Method of Gas-liquid Two-phase Flow and Aerosol Particle Behavior in Venturi Scrubber

Shinichiro Uesawa[1], Naoki Horiguchi[1], Mitsuhiko Shibata[1], *Hiroyuki Yoshida[1] (1. JAEA)

4:45 PM - 5:00 PM

[1E16] A study on removal mechanisms of cesium aerosol from noble gas bubble in sodium pool

*Ryusuke Koie[1], Munemichi Kawaguchi[1], Shinya Miyahara[1], Masayoshi Uno[1], Hiroshi Seino[2] (1. Research Institute of Nuclear Engineering , University of Fukui, 2. Japan Atomic Energy Agency)

5:00 PM - 5:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

プールスクラビングにおける気液界面積濃度の評価

Evaluation of gas-liquid interfacial area concentration in pool scrubbing

*門間 彩介[1]，藤原 広太[1]，吉田 滉平[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における気泡流動によるエアロゾル除染係数（DF）への影響の解明を目的として，ワイヤメッシュセンサ（WMS）を用いて気液界面再構築による気液界面積濃度の二次元分布を計測する手法を開発し評価を行った。また得られた知見に基づき気液界面積濃度が DF に及ぼす影響を調べた。

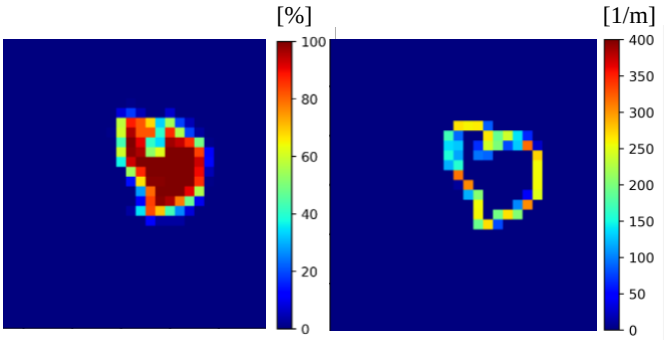
キーワード：プールスクラビング，除染係数，エアロゾル，ワイヤメッシュセンサ，気液二相流

1. 緒言

原子炉過酷事故対策の一つであるプールスクラビングに対して，プール水中における気泡流動の詳細計測は困難であるため既存の解析コードにおける物理モデルの妥当性評価は十分になされていない。特に気泡流挙動およびエアロゾル物質輸送の評価およびモデル化において重要な指標である気液界面積濃度をプールスクラビングに対して詳細に計測し評価した例は少ない。そこで，本研究では WMS を用いて気液界面積濃度の二次元分布を計測する手法を開発し気液界面積濃度と DF の関係について調べた。

2. 実験手法

本研究では，幅 0.5 m，高さ 3 m の試験水槽に直径 10 mm の L 字ノズルから気相流量 30, 60, 90 L/min にて空気を供給し気泡噴流を発生させる。ノズルから 0.1, 0.5, 0.9 m の位置で WMS によりボイド率を計測した。得られたボイド率データに対し Marching squares algorithms[1]を適用することで気液界面の検出および気液界面積濃度の算出を行った。



(a) ボイド率データ　(b) 気液界面積濃度

Fig. 1　気液界面積濃度算出結果

3. 結果・考察

本手法をもとに算出を行った気液界面積濃度を Fig. 1 に示す。左図に示すのが WMS によって計測したボイド率，右図に示すのが気液界面積濃度である。Fig. 1 ではボイド率データでの界面付近において界面積濃度が増加しており界面が検出されていることが定性的に確認された。また Fig. 2 に気相流量 60 L/min，ノズルからの距離 0.1, 0.5, 0.9 m での気液界面積濃度二次元分布の結果を示す。ノズルからの距離の増加とともに気相速度の低下，気泡の分裂および拡散により界面積濃度は周囲へ拡散する傾向が得られた。また気相流量，ノズルからの距離に対する，ボイド率，気相速度，気液界面積濃度，ザウター平均径の変化を定量的に評価し，DF との関連性を調べた。

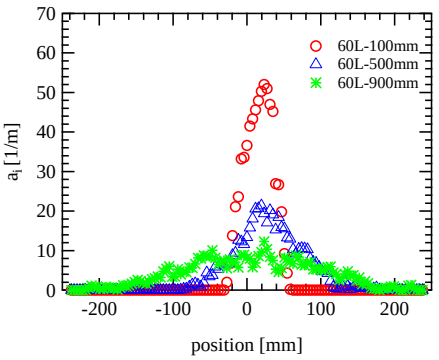


Fig. 2　気液界面積濃度の二次元分布

謝辞　本研究は令和 3 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。

参考文献

[1] Maple, Carsten. "Geometric design and space planning using the marching squares and marching cube algorithms." *2003 international conference on geometric modeling and graphics, 2003. Proceedings*. IEEE, 2003.

---

*Sasuke Kadoma[1], Kota Fujiwara[1], Kohei Yoshida[1] and Akiko Kaneko[1]

[1]Univ. of Tsukuba

プールスクラビング時の単一気泡径におけるエアロゾル物質輸送係数の評価

The effect of bubble diameter on aerosol mass transfer coefficient during pool scrubbing

*藤原 広太[1]，吉田 滉平[1]，門間 彩介[1]，金子暁子[1]

[1]筑波大

本研究では、プールスクラビングにおけるエアロゾルの除染現象の素過程として、単一気泡における物質輸送現象に着目して研究を実施した。本報では、前報で開発した固気液三相流解析コードを用い、気泡径がエアロゾル物質輸送係数に与える影響について評価した結果を示す。

キーワード：プールスクラビング、エアロゾル、除染

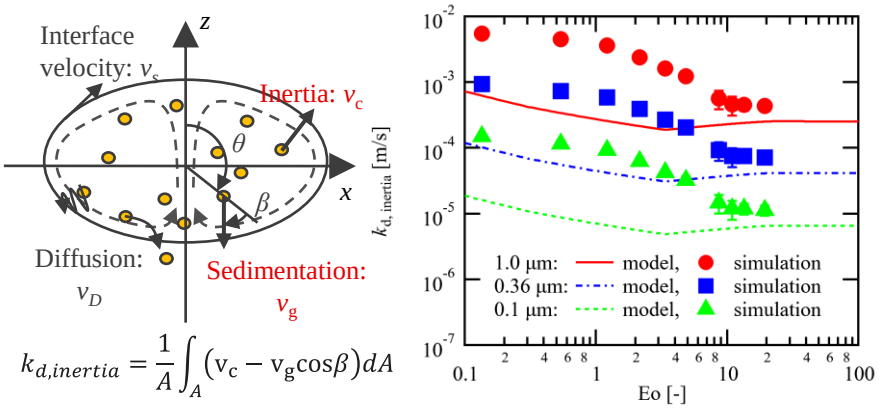
1. 緒言

原子炉のシビアアクシデント対策においては、プールスクラビングによるエアロゾル除去量を予測・評価することが求められている。しかしながら、既存研究では、プールスクラビング時に想定される固気液三相流における物質輸送現象のメカニズムを取り扱った例は非常に少ない。そこで、本研究ではプールスクラビングで生じる気泡流を構成する個々の気泡に着目し、単一気泡におけるエアロゾル輸送現象を評価した。本報では、前報で開発した固気液三相流コードを用いて、気泡径が物質輸送係数に及ぼす影響を評価する。

2. 解析結果

本解析では気泡運動が気泡内部の微粒子運動に及ぼす影響を評価するため、気泡のエトベス数 (Eo)については Sphere から Wobbling 領域にかけての $0.1 < Eo \leq 20$、エアロゾルのストークス数 (Stk)については実機条件で想定される $1.0 \times 10^{-7} < Stk < 1.0 \times 10^{-3}$ の領域において解析を実施した。解析結果のうち、エアロゾル径 1.0 μm、0.36 μm、0.1 μm の条件を代表値として、気泡径が物質輸送係数の慣性項に及ぼす影響について解析した結果を Fig. 1 に示す。シミュレーション結果と MELCOR 解析結果はともに高いエアロゾル粒径依存性を示した。一方で、シミュレーション結果においてのみ、小気泡が大気泡より高い物質移動係数をもつ傾向が得られた。全ての Eo 数領域で MELCOR が、シミュレーション結果を過小評価する傾向が得られた。

解析結果をもとに、気泡の内外で見られる流跡線、界面速度分布および圧力分布についてそれぞれ評価した。気泡径ごとの解析結果の比較からは、小気泡については表面張力により気泡内外で生じる流速の差が、大気泡については、気泡後流への渦放出にともなう界面変形が、それぞれ内部流動に大きな影響を与えていることを示した。また、気泡界面における局所物質移動係数を算出し、気泡内部におけるエアロゾルの輸送性能が、気泡変形に伴う内部流動の遷移に大きく影響を受けていることを示した。



(a) MELCOR model (b) Comparison of simulation and analysis

Fig. 1 Effect of bubble diameter on mass transfer coefficient

謝辞

本研究は，令和 3 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。

*Kota Fujiwara[1], Kohei Yoshida[1], Sasuke Kadoma[1] and Akiko Kaneko[1].

[1]Univ. of Tsukuba.

ベンチュリスクラバにおける気液二相流挙動と エアロゾル粒子挙動の予測手法の開発

Development of Numerical Simulation Method of Gas-liquid Two-phase Flow and Aerosol Particle Behavior in Venturi Scrubber

上澤 伸一郎[1]，堀口 直樹[1]，柴田 光彦[1]，*吉田 啓之[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

フィルタ付ベントシステムの１つであるベンチュリスクラバ内の気液二相流挙動とエアロゾル粒子挙動の予測手法を開発し、独自に実施した可視化試験[1]との比較を行い、開発した手法の妥当性検証を実施した。

キーワード：数値解析，TPFIT，可視化計測，ベンチュリスクラバ，フィルタ付ベント

1. 緒言

ベンチュリスクラバ（以下、VS）の性能は、実際に想定される条件のもとで、実機の同等の装置を用いて実施した定常試験により総合的に評価されているが、内部の気液二相流挙動が複雑[1, 2]な故に、二相流挙動と粒子捕集挙動について十分に把握されていない。原子力機構では、それらの挙動を明らかにするため機構論的に予測できる解析手法を開発した。

2. 解析手法の概要

気液界面に捕捉されるエアロゾル粒子の挙動を計算する必要があることから、気液界面を直接取り扱うとともに、周囲流体場の変化に伴うエアロゾル粒子の運動を計算する必要がある。そこで原子力機構で開発した、気液界面の移動や変形の取扱いが可能な解析コード TPFIT に、粒子運動をラグランジュ的に評価する手法を組み込み、気液界面の移動や変形などの気液二相流挙動変化に伴う粒子挙動の変化を解析可能とした[1]。

3. 解析手法の妥当性検証

解析手法の妥当性検証のため、独自に実施した VS 可視化試験結果[2]との比較を行った。Fig. 1 上図は解析で得られた VS 内の液相と粒子挙動の一例である。試験と同様に、VS 内に液膜と液滴の形成を確認できた。VS 内の黒点は液相に捕集されていない粒子、赤点は捕集された粒子を示しており、一部の粒子が内部で液相に捕集されていることがわかる。Fig. 1 下図は流れ方向の圧力分布を示す。上流側で実験との差異がみられたものの、下流では定量的に一致することを確認した。今後は粒子捕集効率についても実験との比較を実施する予定である。

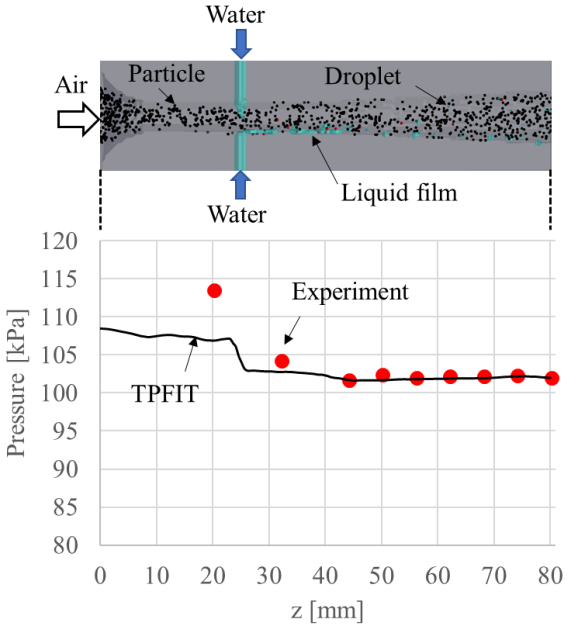


Fig. 1 Liquid and particle behavior (top) and pressure distribution (bottom) in venturi scrubber.

参考文献

[1] Yoshida and Uesawa, Proc. ICONE 2020, ICONE28-POWER2020-16393, 2020.

[2] 上澤ら，日本機械学会論文集, 84(859), 17-00392, 2018.

謝辞 本研究成果は、日本原子力研究開発機構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ある。

Shinichiro Uesawa[1], Naoki Horiguchi[1], Mitsuhiko Shibata[1] and *Hiroyuki Yoshida[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

Na プール中の希ガス気泡内 Cs エアロゾルの除去機構に関する研究
(3) 水中バブリングにおける除染係数の測定

A Study on Removal Mechanisms of Cesium Aerosol from Noble Gas Bubble in Sodium Pool

(3) Measurement for Decontamination Factors of Bubbling in Water Simulation Test

*鯉江 竜輔[1]，河口 宗道[1]，宮原 信哉[1]，宇埜 正美[1]，清野 裕[2]

[1]福井大学，[2]原子力機構

Na 冷却高速炉の燃料破損時に冷却材 Na 中に放出される希ガス気泡に随伴するセシウム化合物（CsI、Cs_2O 等）の除去効果について、除染係数（Decontamination Factor: DF）の実験を計画している。本報では、エアロゾル（Fe_3O_4 粉末）を含むガスの除染係数に関して水による模擬試験を行った。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，ソースターム，エアロゾル，除染係数

1. 緒言

Na 冷却高速炉の燃料破損時に冷却材 Na 中に放出される希ガス気泡に随伴するセシウム化合物のエアロゾルの除去機構に関する研究の一環として、模擬エアロゾル（Fe_3O_4）を用いた水試験を行った。実験では、模擬エアロゾルの粒径に対する除染係数（DF）を測定した。

2. 実験

2-1. 実験装置・条件　水中を上昇する気泡中のエアロゾルの除染係数を測定した。図 1 は実験装置の概要を示す。水深は 10cm、20cm、30cm とし、エアロゾル粉末を含む集気びんに 1 分間連続的に窒素ガスを供給し、水中にエアロゾルを含む気泡を発生させて除染係数（DF）を測定した。パーティクルカウンターDT-9883M により、粒径 0.3μm、0.5μm、1.0μm、2.5μm、5.0μm、10μm の粒子数を計測し、次式から DFを算出した。

$$DF = \frac{\text{気相へ放出・回収された} Fe_3O_4}{\text{投入した} Fe_3O_4}$$

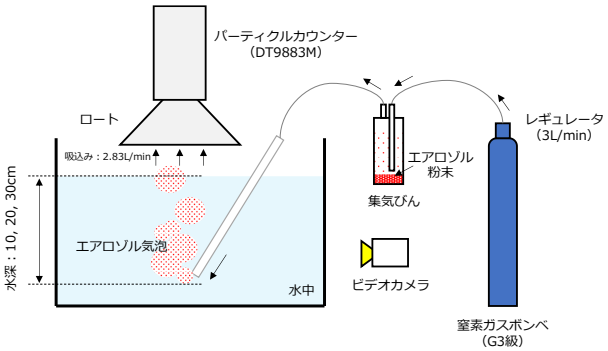


図 1　実験装置の概要

2-2. 実験結果　図 2 は水深ごとのエアロゾル粒径に対するDFを示す。図 2 から水深が深いほど、またエアロゾルの粒径が大きいほどDFが高いことが分かる。これは、気泡が水中を上昇する際に、エアロゾルの一部がトラップされるため、水中を上昇する時間が長いことが原因である。また粒径が大きいほど、エアロゾルの沈降・沈着効果が顕著になるため、DFが高くなった可能性がある。これらの結果は AESOP コードの解析結果[1]と定性的に一致した。

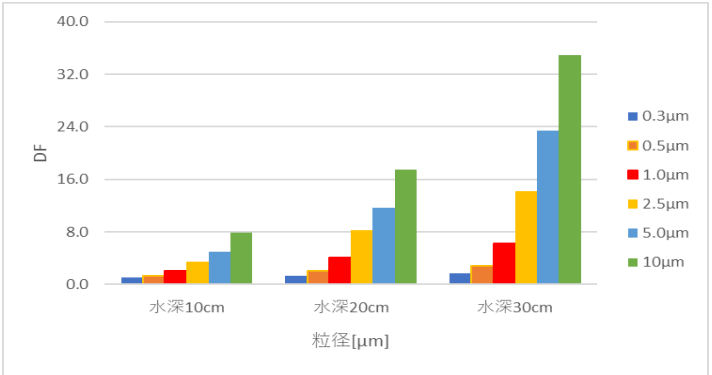


図 2　水深ごとの *DF*

3. 結論

水による模擬試験を実施し、粒径・水深が増加すると除染係数も高くなることを確認した。これらの結果は、AESOP コードの感度解析の結果と定性的に一致した。

参考文献

[1] S. Miyahara, et al., proc. ICONE2021-63286, Aug. 4-6, 2021.

*Ryusuke Koie[1], Munemichi Kawaguchi[1], Shinya Miyahara[1], Masayoshi Uno[1] and Hiroshi Seino[2]

[1]Fukui Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency

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

[1F01-06] Advanced Design Technology of Reactor Equipment

Chair: fumihiko ishibashi (Toshiba ESS)

Wed. Mar 16, 2022 10:15 AM - 12:00 PM Room F

[1F01] Development of design support tools (automatic and optimized design of the expansion tank)

*Shinobu Yokoi[1], Takashi Okafuji[2], Yuichi Onoda[3], Masaaki Tanaka[3] (1. Mitsubishi FBR Systems,Inc, 2. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 3. Japan Atomic Energy Agency)

10:15 AM - 10:30 AM

[1F02] Development of Automatic Design System for Piping, Air Conditioning Duct and Cable Tray using AI

*Shiro Takahashi[1], Keita Okuyama[1], Junta Yamada[2], Tomoyasu Inoue[2], Eisuke Wakabayashi[2], Michiaki Kurosaki[2], Shonosuke Yukita[3] (1. Hitachi, 2. HGNE, 3. Hitachi Industry &Control Solutions)

10:30 AM - 10:45 AM

[1F03] Effect of Bond Characteristics between Steel Plate and Concrete on Mechanical Behavior of Partition Type Steel Plate Concrete Structures

*Kenta Hibino[1], Norihiko Hashimoto[2], Keita Fujiwara[1], Naotaka Takamatsu[1] (1. NRA, 2. CTC)

10:45 AM - 11:00 AM

[1F04] Effect on Buckling Capacity of PWR-CV under Different Input Seismic Waves

*Shinjiro Hidaka[1], Kisaburo Azuma[1], Gaku Shoji[2] (1. NRA, 2. Univ. of Tsukuba)

11:00 AM - 11:15 AM

[1F05] Seismic Evaluation of Control Rod for JRR-3

*Masanobu Kikuchi[1], Sho Kawamura[1], Masaaki Araki[1] (1. JAEA)

11:15 AM - 11:30 AM

[1F06] Development of Relative Displacement Absorber of the Transmission Line for ITER Neutral Beam Injector

*Naoya Sogo[1], Akihisa Miyazoe[1], Miu Yunoki[1], Takayuki Suzuki[1], Mieko Kashiwagi[2], Hiroyuki Tobari[2], Atsushi Kojima[2], Masahiro Ichikawa[2], Eiji Ooshita[2], Naoki Shibata[2] (1. Hitachi, 2. QST)

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

設計支援ツールの開発（膨張タンクの自動・最適化設計）

Development of Design support tools (automatic and optimized design of the expansion tank)

*横井 忍[1]，岡藤 孝史[2]，小野田 雄一[3]，田中 正暁[3]

[1]三菱 FBR システムズ株式会社，[2]三菱重工業株式会社、[3]日本原子力研究開発機構

冷却材の温度変化による膨張・収縮を吸収するため崩壊熱除去系に設置される膨張タンクを対象として、設計プロセスの自動化及び最適化を実現する「設計支援ツール」の適用性を確認した結果を報告する。

キーワード：自動設計、最適化設計、遺伝アルゴリズム

1. 緒言　高速炉概念検討の効率化に資するため、設計プロセスの自動・最適化を目的として「設計支援ツール」の開発を進めている。本報告では、冷却材の温度変化によるナトリウムの膨張・収縮を吸収するために設置される膨張タンク（崩壊熱除去系）を対象として、設計プロセスの自動化及び最適化への適用性について確認した結果を報告する。

2. 設計支援ツールの開発（膨張タンクの自動・最適化設計）

2-1. 膨張タンクの自動設計　「設計支援ツール」は、図 1 に示すように、設計手順の自動化に対応するため、必要な設計項目を設計モジュールとして整備し、必要な設計モジュールを選択することで自動設計を可能とするツールである。設計条件の入力から設計図面の作図までの作業において、各専門部署の人間が関与して実施するマニュアル作業では 1 か月程度の時間を要する作業が、設計支援ツールを用いることで、繰返し作業時間等が大幅に簡略化されることにより、数分で作業を完了することが確認できた。また、自動化により、人為的なミスを排除することが可能となり、品質保証の観点からも有効であることを確認した。

2-2. 膨張タンクの最適化設計　設計最適化機能の一つとして、膨張タンクの支持脚を対象に遺伝アルゴリズムを用いた最適化設計を実施し、設計要求とコストを変数とするパレート解を作成した（図 2 参照）。このパレート解は横軸、縦軸を変えることで複数の示し方が可能である。これらのパレート解の算出機能を各設計モジュールに組み込むことで、複数の評価指標（コスト、製作性、信頼性、安全性等）に対して最適形状を早期に設定できる見通しを得た。

3. 結論　「設計支援ツール」の整備の一環として、膨張タンクを対象に、設計プロセスの自動化、遺伝アルゴリズムを用いた設計最適化とともに有効である見通しを得られた。今後、他の機器設計に展開する。

なお、本報告は、経済産業省からの受託事業である「令和 2 年度高速炉に係る共通基盤のための技術開発」の一環として実施した成果である。

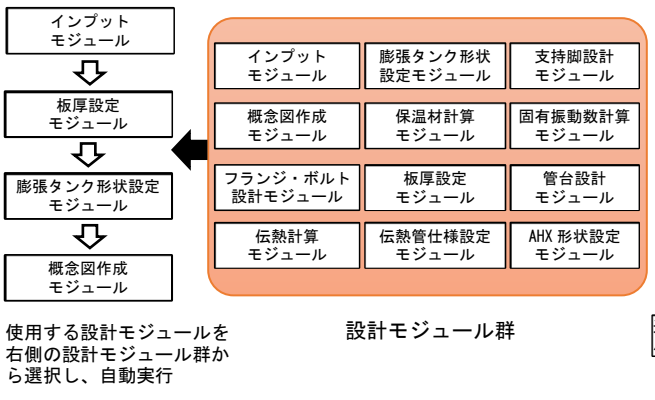


図 1　自動設計の構想図

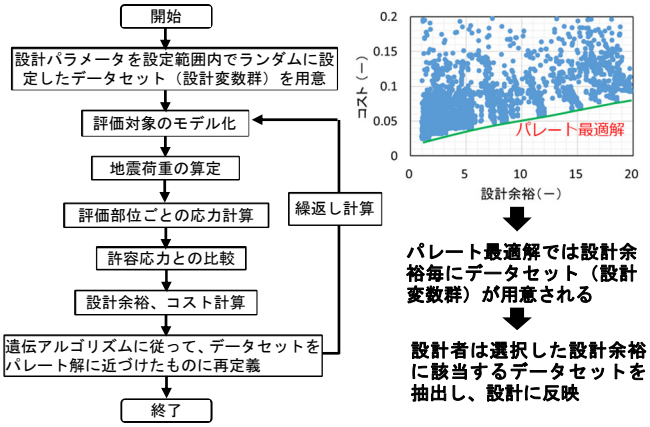


図 2　設計最適化プロセスの実装

*Shinobu Yokoi[1], Takashi Okafuji[2], Yuichi Onoda[3] and Masaaki Tanaka[3]

[1]Mitsubishi FBR Systems, Inc., [2]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd , [3]Japan Atomic Energy Agency.

人工知能を用いた配管、空調ダクト、ケーブルトレイの自動設計システムの開発 （4）限定した領域に配管をルート設計する手法

Development of Automatic Design System for Piping, Air Conditioning Duct and Cable Tray using AI
(4) Piping Routing Methods in Limited Area

*高橋 志郎[1]，奥山 圭太[1]，山田 諄太[2]，井上 智靖[2]，若林 英祐[2]，黒﨑 通明[2]，行田 将之佑[3]
[1]日立，[2]日立 GE，[3]日立産業制御ソリューションズ

日立は、原子力発電所建設の抜本的コスト低減、工程短縮、信頼性向上を目的に、配管、空調ダクト、ケーブルトレイを自動設計するシステムを開発しており、本発表では、限定した領域に配管をルート設計する手法と適用結果例を示す。

キーワード：自動設計，配管，人工知能，デジタル設計

1. 緒言

日立では、遺伝的アルゴリズムを有する探索プログラムに、AI 機能を追加したハイブリット方式で、配管、空調ダクト、ケーブルトレイを、高速で自動設計するシステムを開発している。原子力発電所では、各系統の配管でルートできる領域を区分するとともに、配管の設置を禁止する領域を考慮して、ルートを設計する必要がある。前回の発表では、AI を用いて想定どおりのルートを設計する手法を発表した。本発表では、探索プログラムで想定通りのルートを設計する手法を示す。

2. 配管自動設計の実用化

設計者の想定したルートを図 1 の手順で自動設計できるシステムを開発した。AI で設計者の入力作業の負荷を低減することは重要であるが、学習データ不足等を考慮すると、ルートの領域を区分できる、ルール設定機能も必要である。

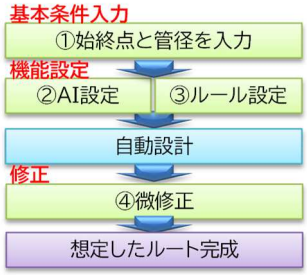


図 1　設計者の作業内容

3. 配管自動設計へのルール設定機能の適用結果

3-1. 経由ルートの設定

始終点だけでなく、経由させたい場所を指示してルートを設計できる手法を開発した。複数点、連続線、空間領域で、場所を指定することが可能である。図 2 に経由ルートを点指定（通過指示点）した場合の自動設計結果を示す。経由ルートを指定することにより、配管に設置する弁の集中配置や、ラック上の配管整列、安全設備近傍等のルート回避、等が可能となる。

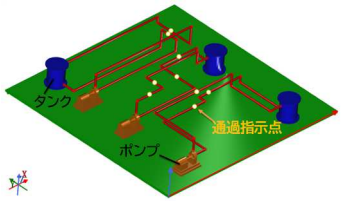


図 2　経由ルートの設定例

3-2. 設置領域の範囲限定

限定した範囲だけに配管をルート設計する手法を開発した。図 3 に示すように、建屋、機器等の構造物を考慮するだけでなく、限定した領域（部屋）内に、配管を設置できる。これにより、ルーティング対象配管の属性に応じて放射線管理区分（線量率区分）、安全区分を厳守して、適正に配管を自動設計する事が可能である。

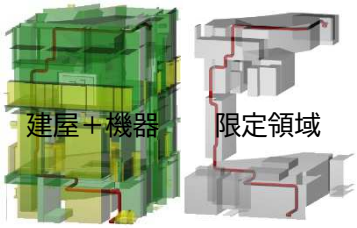


図 3　範囲限定の設定例

3-3. 設置禁止領域の設定

配管の設置禁止領域を考慮して自動設計できる手法を開発した。図 4 に示すように、設置禁止領域に配管を設置しないように、迂回してルートが設計されている。この機能により、機器の検査・メンテナンス用のスペース、通路、電気品室、安全設備近傍等を回避したルート設計が可能となる。

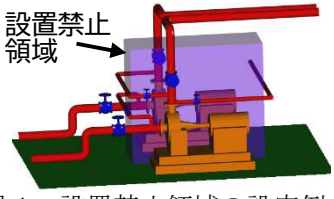


図 4　設置禁止領域の設定例

4. 結論

配管のルートできる領域区分を考慮して設計できる手法を開発しており、本システムで原子力発電所の配管を適切に自動設計できる見込みを得た。

*Shiro Takahashi[1], Keita Okuyama[1], Michiaki Kurosaki[2], Eisuke Wakabayashi[2], Tomoyasu Inoue[2], Junta Yamada[2] and Shonosuke Yukita[3]
[1]Hitachi, [2]Hitachi-GE, [3]Hi-ICS

鋼板とコンクリートの付着特性が隔壁方式の鋼板コンクリート構造物の力学的挙動に与える影響

Effect of Bond Characteristics between Steel Plate and Concrete on Mechanical Behavior of Partition Type Steel Plate Concrete Structures

*日比野 憲太[1]，橋本 紀彦[2]，藤原 啓太[1]，高松 直丘[1]
[1]原子力規制庁，[2]伊藤忠テクノソリューションズ株式会社

本研究は、鋼板とコンクリートの付着特性の違いが、隔壁方式の鋼板コンクリート構造物の力学的挙動に与える影響の把握を解析的に試みたものである。本研究の結果から、鋼板とコンクリートの付着特性、すなわち、これらの構造体としての一体性が、その曲げ及びせん断抵抗に大きな影響を及ぼすことが分かった。

キーワード：鋼板コンクリート構造，隔壁方式，付着特性，有限要素法解析

1. 緒言

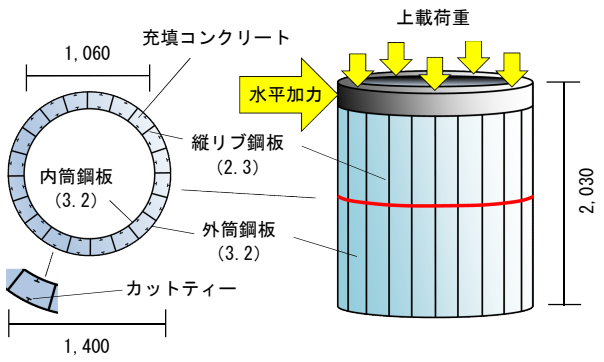
既設の原子力施設の地震リスクを評価するには、過去に経験した地震の影響にも着目し、その設備の基準地震動を超える領域までの耐震性を明らかにする必要がある。本研究は、原子炉本体基礎（RPV ペデスタル）の復元力特性、特に複数回の繰り返し地震の影響を考慮した履歴特性を把握するための基礎的研究として、その構造形式の一つである隔壁方式の鋼板コンクリート構造物に着目し、それを構成する鋼板（内外鋼板及び縦リブ鋼板）とコンクリートの付着特性の違いが、その力学的挙動に与える影響の把握を解析的に試みたものである。

2. 検討対象及び解析方法

図-1 に示す隔壁方式の鋼板コンクリート構造製の基礎構造物を検討対象とした。鋼板とコンクリートの付着特性として、それらを完全付着とする剛結ケース（C1）、それらは非付着でそれらの接触と剥離を考慮する付着無しケース（C2）、及びそれらの間のカットティーの効果を節点結合で簡易にモデル化したケース（C3）の 3 条件とした。また、比較のため、コンクリートを考慮しない鋼構造部のみのケース（C4）も設定した。

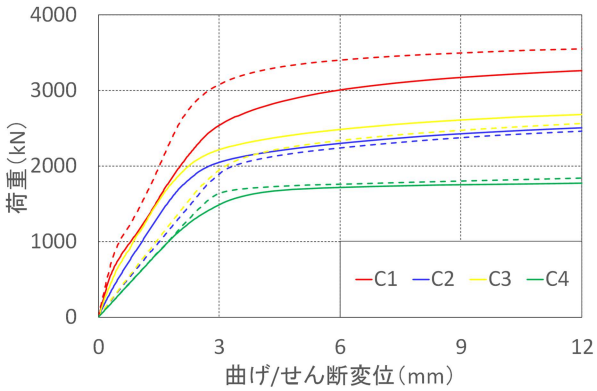
3. 解析結果及び考察

水平変位を曲げ及びせん断変位に分離して評価した。図-2 に示す荷重－曲げ変位関係から、C2 は C1 に比べて構造体としての剛性は小さいものの、C4 に比べると C1 に近い結果となった。また、C3 は内外筒がせん断降伏するまでは、C1 に近い結果となった。一方、荷重－せん断変位関係から、C2 は C1 に比べて構造体としての剛性は小さく、C4 に近い結果となった。また、顕著なカットティーの効果は確認できず、C3 は C2 と近い結果となった。以上より、鋼板とコンクリートの付着特性、すなわち、これらの構造体としての一体性が、その曲げ及びせん断抵抗に大きな影響を及ぼすことが分かった。



断面図　　俯瞰図

図-1 検討対象のイメージ（単位：mm）



実線：荷重－曲げ変位関係、破線：荷重－せん断変位関係

図-2 荷重 - 曲げ/せん断変位関係

*Kenta Hibino[1], Norihiko Hashimoto[2], Keita Fujiwara[1] and Naotaka Takamatsu[1]
[1]Nuclear Regulation Authority, [2]ITOCHU Techno-Solutions Corporation

入力地震波の相違による PWR 鋼製原子炉格納容器の座屈耐力への影響

Effect on Buckling Capacity of PWR-CV under Different Input Seismic Waves

*日髙 慎士郎[1]，東 喜三郎[1]，庄司 学[2]
[1]原子力規制庁 長官官房技術基盤グループ，[2]筑波大学 システム情報系

本研究は、PWR 鋼製原子炉格納容器（PWR-CV）の共振領域での応答の大きさ等に着目した入力波を作成し、これらの入力地震波の相違による PWR-CV の座屈耐力への影響を明らかにしたものである。

キーワード：入力地震波，座屈耐力，原子炉格納容器，耐震信頼性実証試験，静的弾塑性座屈解析

1. 緒言

PWR-CV の座屈評価においては、建設時より大きい基準地震動 Ss による地震荷重が適用されることに伴い、JEAG4601 に記載される座屈評価式を用いた評価（JEAG4601 による座屈評価）だけでなく FEM モデルでの静的弾塑性座屈解析による座屈評価が導入されている。FEM による座屈評価の一例として、耐震信頼性実証試験の知見に基づく研究[1]では、非線形性及び初期不整に関する「座屈評価に対する保守的な条件」の解析条件を検討し、JEAG4601 による座屈評価が静的弾塑性座屈解析で評価される座屈耐力より約 20%の保守性を有していることが確認されている。ただし，この研究では改良標準化の高地震地帯用設計用基準地震動 S2 に基づく PWR-CV の基礎応答波（Base case）を入力に用いており、基礎応答波と異なる入力地震波に対する座屈耐力への影響は検討していない。PWR-CV の共振領域での応答の大きさ等に着目し入力地震波の相違による PWR-CV の座屈耐力への影響を検討する必要がある。

2. FEM による座屈評価の解析条件

2-1. 入力地震波の設定について

本検討では、図 1 の水平方向の主要共振域(0.148s～0.222s)で Base case を包含する応答スペクトルを想定した上で、それに適合するように基礎応答波の包絡波（Envelope case）を用いた。

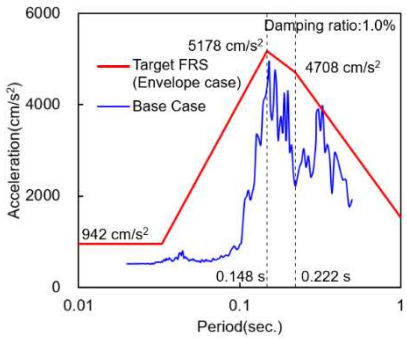


図 1 入力に関する応答スペクトル

2-2. FEM 解析モデルへの地震荷重の設定

FEM モデルへの地震荷重は、多質点系はりモデルに基づき包絡波に対する時刻歴地震応答解析を実施し、PWR-CV 基部における時刻毎の JEAG による座屈評価で最も厳しい時刻の荷重分布を選定した。

2-3. 解析条件の設定

形状の不整及び材料物性の解析条件について、座屈が生じやすくなるよう保守的に設定した。[1]

3. 入力地震波の相違による座屈耐力への影響

図 1 のように共振領域での応答の大きさが広帯域となっている包絡波に基づく荷重分布によっても、図 2 に示す座屈挙動や最大荷重時の Mises 応力分布に違いは見られなかった。本研究で用いる FEM 座屈評価は、2-2 の方法に基づき多質点系はりモデルより得られる応答を FEM モデルへ入力する地震荷重とし、その地震荷重を線形に漸増負荷する静的弾塑性座屈解析による評価手法である。多質点系はりモデルの応答は、一次曲げモードが卓越しており、異なる入力地震波でも荷重分布が類似する。従って、異なる入力地震波による有意な影響が生じない。

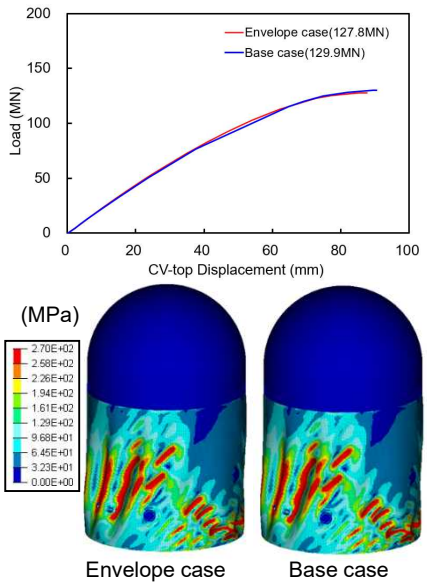


図 2 荷重変位曲線及び
Mises 応力コンター図

4. 結言

入力地震波の相違による PWR-CV の座屈耐力への有意な影響はない。

参考文献

[1] S/NRA/R 安全研究成果報告，地震・津波及びその他の外部事象等に係る施設・設備のフラジリティ評価に関する研究

*Shinjiro Hidaka[1], Kisaburo Azuma[1] and Gaku Shoji[2]
[1]Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)., [2]University of Tsukuba.

JRR-3 の制御棒系における耐震性評価について

Seismic Evaluation of Control Rod for JRR-3

*菊地　将宣[1]，川村　奨[1]，荒木　正明[1]

[1]日本原子力研究開発機構

2018 年 11 月に原子炉設置変更許可、2021 年 1 月に設計及び工事の計画の認可を取得し、運転再開を果たした JRR-3 における新規制基準対応のうち、JRR-3 に設置されている制御棒系の耐震性について発表する。

キーワード：JRR-3，新規制基準，耐震性

1. 緒言

JRR-3 では、2013 年 12 月に施行された試験研究炉の新規制基準を受け、新たに策定された基準地震動をもとに本原子炉施設に設置されている設備機器について耐震性評価を実施し、新規制基準への適合性を示すことができたが、上記評価のうち制御棒系における耐震性について 2 つの課題点が見つかったため、それに対する解決策を述べる。

2. 制御棒系の耐震性評価について

2-1. 制御棒駆動機構及び制御棒駆動機構案内管の耐震性評価

耐震設計について、設計及び工事の計画の認可を取得した制御棒駆動機構及び制御棒駆動機構案内管は、時刻歴応答解析を用いて耐震性評価を実施した。その結果は、一部の評価部位について判定基準は満たすものの耐震裕度が厳しい結果であった（判定基準値 346MPa に対し、評価値 345MPa）。そのため、既往の評価手法である時刻歴応答解析よりもより詳細な評価手法である疲労評価を採用し、制御棒駆動機構及び制御棒駆動機構案内管が基準地震動に対し十分な耐震裕度を有することを確認した。

2-2. 制御棒の地震時における挿入性評価

新たに策定された基準地震動を用いて、本原子炉施設に設置されている制御棒と制御棒をガイドする案内管とのクリアランスについて地震時の挿入性評価を実施し、設計及び工事の計画の認可を取得した。その結果は、制御棒案内管の地震応答解析の手法として基準地震動の地震波の全時刻にわたる応答の最大値を評価するスペクトルモーダル解析を使用していたため、過度に保守的な評価となってしまい裕度が厳しい結果（評価基準値 1.3 ㎜以下に対し、評価値 1.1830 ㎜）となった。そのため、スペクトルモーダル解析よりもより詳細な時刻歴応答解析を採用し、制御棒の地震時における挿入性が既認可の評価に比べ十分な余裕を有することを確認した。

3. まとめ

制御棒駆動機構及び制御棒駆動機構案内管の耐震性評価における耐震裕度が厳しい結果となった評価部位について、疲労評価を行い十分な耐震裕度を有することが確認できた。また、制御棒案内管内部にある制御棒の地震時における挿入性について、スペクトルモーダル解析を使用した既認可の評価よりもより詳細な時刻歴応答解析を使用することで十分な余裕を有していることが確認できた。

---

* Masanobu Kikuchi[1] Sho Kawamura [1] and Masaaki Araki [1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

ITER 中性粒子入射加熱装置向け伝送ラインの相対変位吸収構造の開発

Development of Relative Displacement Absorber of the Transmission Line for ITER Neutral Beam Injector

*十河 直也[1], 宮副 照久[1], 柚木 美羽[1], 鈴木 隆之[1], 柏木 美恵子[2], 戸張 博之[2], 小島 有志[2], 市川 雅浩[2], 大下 英次[2], 柴田 直樹[2]

[1]日立, [2]QST

国際熱核融合実験炉（ITER）向け中性粒子入射加熱装置に送電するための伝送ラインは地中から立ち上がり、免震化された ITER 建屋を貫通する。そのため、地震時に屋外地盤と免震建屋間で生じる相対変位を吸収する必要がある。本報告では、この相対変位吸収構造案とその耐震評価結果を示す。

キーワード：ITER, 免震, 相対変位吸収構造, ベローズ, 免震支承

1. 緒言

プラズマを加熱する中性粒子入射装置へ直流電力を送電する伝送ラインは、口径約 2m の圧力配管とその内面から絶縁がいしで支持される最大 1MV の電位を持つ複数の導体・ケーブルから成る。配管内の短絡を防ぐために 6 気圧の絶縁ガスを封入し、配管自体も絶縁がいしで支持することで電気絶縁する。この伝送ラインは地中から 16m の高さまで立ち上がり、免震化された ITER 建屋を貫通するため、地震時に屋外地盤と ITER 建屋の間に生じる相対変位（水平方向に最大 200mm、鉛直方向に最大 20mm ）を吸収する構造が求められる。本報告ではベローズと免震支承を用いた相対変位吸収構造案と耐震性の評価結果を示す。

2. 相対変位吸収構造のコンセプト

今回検討した相対変位吸収構造（図 1）は伝送ライン、ベローズと免震支承で構成され、屋外地盤に固定された伝送ラインと ITER 建屋を接続する。本構造は、ベローズと免震支承の両方を用いている点で従来の原子力分野の配管系と異なり、ベローズで相対変位を吸収して免震支承で架台から伝送ラインに伝達する地震力を低減する。また、建屋免震化により相対変位が大きいため、建屋の変形方向ごとに異なるベローズで相対変位を吸収する。ITER 建屋が水平方向に変形する場合は、免震支承に支持された伝送ラインが ITER 建屋に追従して水平変位吸収用ベローズがせん断方向に変形することで相対変形を吸収し、ITER 建屋が鉛直方向に変形する場合は鉛直変位吸収用ベローズがせん断方向に変形することで相対変位を吸収する。

3. 相対変位吸収構造の耐震性評価

提案した相対変位吸収構造の耐震性を評価するために、伝送ラインや架台は梁要素、ベローズや免震支承はバネ要素を用いて相対変位吸収構造の有限要素モデルを構築した。そして、各周波数に対して屋外地盤と免震建屋に入力された応答スペクトルを包絡した応答スペクトルを用いた応答スペクトル解析と地震時相対変位を強制変位として作用させる静的解析で得られた地震荷重を用いて耐震評価を行った。評価結果の一例を表 1 に示す。各部位の応力や相対変位が設計目安値以下であり、相対変位吸収構造のコンセプト成立の見通しを得た。今後は構造の詳細設計を進める計画である。

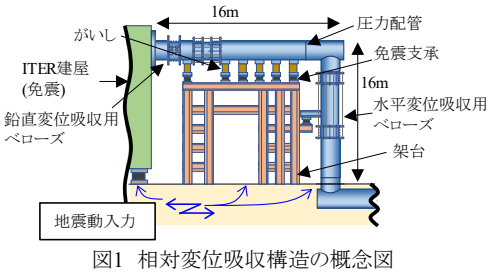


図1 相対変位吸収構造の概念図

表1 相対変位吸収構造の評価部位の応答レベル

評価部位	評価項目	設計目安値に対する応答比率
圧力配管	応力	0.6
架台	応力	0.8
がいし	応力	0.3
水平変位吸収用ベローズ	相対変位	0.9
鉛直変位吸収用ベローズ	相対変位	0.4

*Naoya Sogo[1], Akihisa Miyazoe[1], Miu Yunoki[1], Takayuki Suzuki[1], Mieko Kashiwagi[2], Hiroyuki Tobari[2], Atsushi Kojima[2], Masahiro Ichikawa[2], Eiji Ooshita[2], Naoki Shibata[2]

[1]Hitachi, [2]QST

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies | 401-2 Operational Management, Inspection and Maintenance of Reactor

[1F07-11] Advanced Technology for Inspection and Maintenance of Nuclear Reactors

Chair: Tetsuya Uchimoto (Tohoku Univ.)
Wed. Mar 16, 2022 2:45 PM - 4:10 PM Room F

[1F07] Weakly Supervised Time Series Analysis for Fault Diagnosis in Nuclear Power Plants

*Feiyan Dong[1], Shi Chen[1], Kazuyuki Demachi[1] (1. UTokyo)
2:45 PM - 3:00 PM

[1F08] Study on the diagnosis method of clogged pipes using AE sensor

*Ryota Ogawa[1], Hiroaki Fujiyoshi[1], Yoshihiro Isobe[1] (1. NFI)
3:00 PM - 3:15 PM

[1F09] Development of Technology for Evaluating the Condition of Concrete Cracks Using AI Technology and Digital hammering Inspection

*Takashi Matsunaga[1], Ryota Ogawa[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Yoshihiro Isobe[1], Shinobu Yoshimura[2], Tomonori Yamada[2] (1. NFI, 2. UTokyo)
3:15 PM - 3:30 PM

[1F10] Study on Check Valve Diagnosis using AI (2)

*Yoshihiro Isobe[1], Ryota Ogawa[1], Takashi Matsunaga[1], Motomu Ishii[1], Hiroaki Fujiyoshi[1], Mitsuyuki Sagisaka[1] (1. NFI)
3:30 PM - 3:45 PM

[1F11] Development of nondestructive inspection for embedded hardware 4

*Mitsuyuki Sagisaka[1], Hiroaki Fujiyoshi[1], Ryota Ogawa[1], Yoshihiro Isobe[1], Ryou Nakajima[2], Shouji Sekiguchi[2], Susumu Miura[2], Masahide Takeda[2] (1. Nuclear Fuel Industries,ltd., 2. Japan Nuclear Fuel Limited.)
3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Weakly Supervised Time Series Analysis for Fault Diagnosis in Nuclear Power Plants

*Feiyan Dong[1], Shi Chen[1] and Kazuyuki Demachi[1]
[1] The Univ. of Tokyo.

Abstract

Fault diagnosis in rotating machinery systems is essential to management and maintenance of Nuclear Power Plants (NPPs). To this end, we propose a weakly supervised time series analysis framework for fault diagnosis in NPPs. The performance of the proposed model was experimentally evaluated on the benchmark dataset and the experimental results demonstrate its effectiveness on fault diagnosis tasks.

Keywords: Nuclear power plants, Nuclear safety, Fault diagnosis, Weakly supervised learning, Time series analysis.

1. Introduction

Faults in rotating machinery systems result in abnormal conditions of the belonged machine which may affect the normal operation of NPPs. Nowadays, deep learning has been introduced to diagnose faults. However, faults are difficult to define, sparsely occurring, and along with variable noise labels, which affect the performance of traditional supervised and unsupervised learning. Moreover, when processing time series data, the prevailing problems such as losing temporal features and gradient vanishing in general deep learning models also increase the difficulty of fault diagnosis. To alleviate these issues, we propose a weakly supervised time series analysis framework for fault diagnosis of NPPs.

2. Method

The proposed time series analysis framework is consisting of weakly supervised learning[1] and attention-based model [2]. The time series data are annotated as coarse level labels (bags) and fed into the attention-based model for weakly supervised learning to output the fault scores and consequently accomplish fault diagnosis, which is significantly different from the exact labels (instances) in supervised learning,

3. Experiment and results

Our proposed model was experimentally evaluated on the a benchmark dataset (CWRU bearing datasets[3]) consisting of 5 categories of faults. The experiments have been made to characterize and classify 5 different fault types with classification accuracy at 99.57%, showing the feasibility to diagnose faults.

4. Conclusion

To deal with the prevailing problems in fault diagnosis in NPPs, a weakly supervised time series analysis framework is proposed. The performance of proposed model is experimentally verified on the CWRU benchmark datasets.

References

[1] Sultani W, Chen C, Shah M. Real-world anomaly detection in surveillance videos[C]//Proceedings of the IEEE conference on computer vision and pattern recognition. 2018: 6479- 6488.

[2] Vaswani A, Shazeer N, Parmar N, et al. Attention is all you need[C]//Advances in neural information processing systems. 2017: 5998-6008.

[3] CWRU Dataset: https://engineering.case.edu/bearingdatacenter/apparatus-and-procedures

AE センサを用いた配管詰まり診断方法の検討

Study on the diagnosis method of clogged pipes using AE sensor

*小川 良太[1]，藤吉 宏彰[1]，礒部 仁博[1]
[1]原子燃料工業株式会社

原子力発電所等で多数利用されている配管において、内部流体によっては、堆積物による配管詰まりが発生することがある。配管詰まりが発生する前に堆積物の有無や量に対する診断方法について開発済みの AE センサを用いた部材診断手法を適用した結果、配管詰まり位置および程度を評価できる可能性が得られた。
キーワード：配管，詰まり，音響センサ

1. 緒言　原子力発電所等のプラントでは、多数の配管が供用されておりその配管内は様々な流体が流れている。このような配管の一部では、流れる流体による堆積物(スライム、汚泥、異物等)による管路阻害および配管閉そくが発生することが有る。閉そくが発生した配管を補修するためには、閉そく位置の特定と除去が必要となり、閉そく位置の特定は配管内の目視や配管外部からの RT(放射線透過試験)により実施されている。しかし、目視検査では系統停止後に配管を分解する必要があり、RT では放射線を用いるため容易に適用できないといった問題がある。そこで、筆者らはこれまでにボルト診断、逆止弁診断等のために開発した AE（音響）センサを用いた部材診断手法（デジタル打音検査およびデジタル振動計測）により、配管を分解することなく簡易的に閉そく位置および程度を評価可能か、模擬配管を用いた試験により検討した。

2. 模擬配管を用いた試験　ステンレス製フランジ付き配管(ϕ40mm、長さ 2m)を 2 本接続した全長 4m の気中に露出した配管と、配管より約 1m 高い位置に設置したタンクとタンク出口のボール弁により、水頭圧で水が流れる模擬配管を製作した。試験は、詰まりの無い状態(健全)とフランジ部を開放して配管内に樹脂パテを取り付けた人工的な詰まり模擬状態を対象に、内部流体の状態変化（流体無し、満水(流れ無し)、流れ有の数段階）毎に AE 診断を行った。なお、樹脂パテは 2 種類の重量による閉そく率の変化の影響を確認した。さらに、AE 診断の検出範囲の確認のために、AE センサ位置を変更した試験も行った。

以下では AE センサを用いたデジタル打音検査結果例を示す。健全または 50g の樹脂パテ詰まり模擬での内部流体状態変化における周波数分布比較を図 1 に示す。なお、AE センサは詰まり位置近傍に設置し AE センサ近傍を打撃した。図 1 では、下側に健全および流体無の結果、上側に流量が大きい状態の結果を示す。健全では 4000Hz 付近に強度の高いピークが確認できるが、詰まりが有る状態では、そのピーク強度が大きく低下していることが確認できる。また、配管内部の水の有無により、そのピーク位置は約 500Hz 変化することが確認できる（赤枠）。これは、内部の水や詰め物により重量が変化したことによる影響と考えられる。一方で、流量変化によるピーク周波数、ピーク強度の有意な変化は確認できなかった。

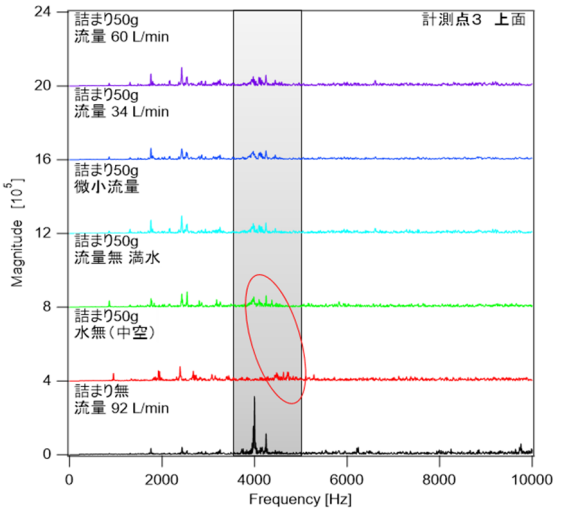


図 1　AE センサを用いたデジタル打音検査結果

3. 結論　簡易ループを用いた人工的な詰まり模擬状態および健全状態における配管外部からの AE（音響）センサを用いたデジタル打音検査を実施した結果、詰まり位置については、フランジ／U ボルトを挟まない 150mm 程度の範囲で詰まりの検出が可能であることが確認できた。また、詰め物の重量が増加するに従い、評価に用いるピークのピーク強度が低下する傾向が得られた。以上のことより、AE 診断により配管詰まり位置および程度を評価できる可能性が得られた。

---

*Ryota Ogawa[1], Hiroaki Fujiyoshi[1], Yoshihiro Isobe[1]
[1]Nuclear Fuel Industries, Ltd.

AI 技術とデジタル打音検査によるコンクリートひび割れの状態評価技術開発

Development of Technology for Evaluating the Condition of Concrete Cracks Using AI Technology and Digital hammering Inspection

*松永 嵩[1]，小川 良太[1]，匂坂 充行[1]，礒部 仁博[1]，吉村 忍[2]，山田 知典[2]
[1]原子燃料工業株式会社，[2]東京大学

デジタル打音検査と AI 技術により、コンクリートに生じるひび割れの状態（長さ、深さ、角度）を定量的に評価することを目的として、ひび割れ形状とデジタル打音検査結果のデータベースを、CNN（畳み込みニューラルネットワーク）で学習させ、デジタル打音検査結果からひび割れ状態を評価する逆解析モデルを構築した。構築した逆解析モデルは、ひび割れ長さ及び深さについては 15%程度、ひび割れ角度については 30%程度の誤差で予測可能であった。

キーワード：コンクリート、AE センサ、デジタル打音検査、ひびわれ

1. 緒言

原子力施設において、コンクリート構造物のひびわれは構造安全性、使用性、遮蔽性といった重要機能の劣化要因と位置付けられている[1]。ひび割れ部の点検は目視点検を基本とし、一部、打音による方法としてコンクリート表面をハンマで打撃し、その音質などで剥離の有無を確認するものがある。

筆者らはコンクリート構造物の様々な変状に対し、デジタル打音検査を適用することを目標に、コンクリート表面で得られる固有周波数マップとコンクリートの変状について、FEM 解析と AI 技術によりデータベース化している[2]。

本稿では、このデータベースを活用し、デジタル打音検査結果を入力することで、コンクリート構造物の変状を評価する AI（劣化評価 AI）を構築し、ひび割れ深さ評価への適用性を検討した。

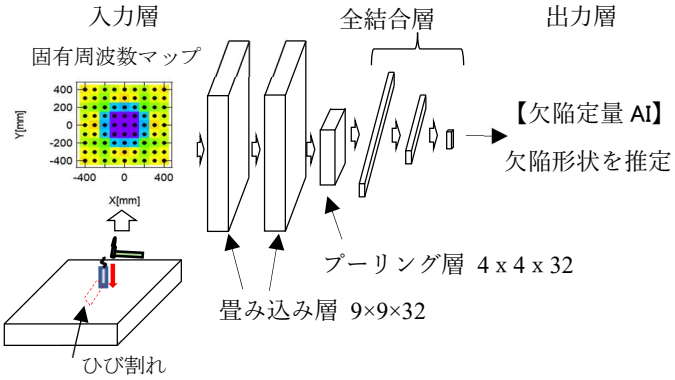


図 1 劣化評価 AI モデル（CNN）

2. ひび割れ評価 AI の例

図 1 に劣化評価 AI のモデルを示す。コンクリート表面で得られる固有周波数マップを入力し、畳込み層で周波数マップの特徴を抽出し、ひび割れ形状を出力する「欠陥評価 AI」を構築した。また、3000mm×3000mm×400mm のコンクリート板に対し、中央部にひび割れ（長さ 200 ㎜～1000 mm、深さ 50 mm～200 mm、ひび割れとコンクリートとのなす角度 15°～90°）が生じた場合に得られる固有周波数マップのデータベースを用い、6 分割交差検証法で機械学習させた。また、学習データは評価範囲中央に欠陥が配置されたデータであるが、現場適用性の観点から、計測範囲に対するひび割れの位置等に依存せず適用可能なモデルとするため、学習時ごとに入力するコンター図に対して、上下左右反転及び計測位置 100 mm 以内の平行移動及び 0～90° の回転をランダムで実施しながら学習させた。

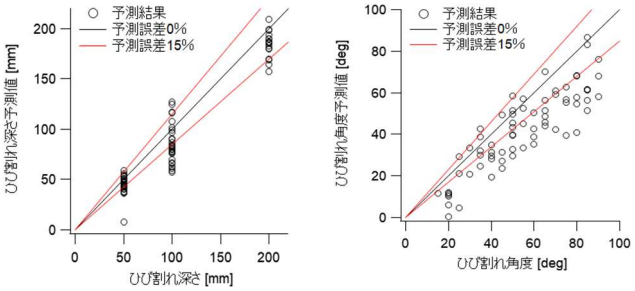


図 2 検証結果

左:ひび割れ深さ 右:ひび割れ角度

図 2 は、未学習データにおける AI が推定した結果と、データベースの値を対比させた結果である。構築した逆解析モデルは、ひび割れ長さ及び深さについては 15%程度、ひび割れ角度については 30%程度の誤差で予測可能であった。

謝辞

本研究は、国土交通省令和元年度～２年度建設技術研究開発助成制度により実施した「デジタル打音検査と AI・シミュレーションの統合的活用によるコンクリート内部構造診断の実現」の成果の一部である。

参考文献

[1] 日本建築学会：原子力施設における建築物の維持管理指針・同解説
[2] 松永　嵩, 礒部　仁博, 吉村　忍, 山田　知典：デジタル打音検査によるコンクリート内部構造診断技術の開発，コンクリート工学年次論文集，Vol.43，No.1，　pp.1205 -1210, 2021

*Takashi Matsunaga[1], Ryota Ogawa[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Yoshihiro Isobe[1], Shinobu Yoshimura[2] and Tomonori Yamada[2]
[1]Nuclear Fuel Industries, Ltd., [2]The University of Tokyo

逆止弁の AI 診断に関する検討 (2)

Study on Check Valve Diagnosis using AI (2)

*礒部 仁博，小川 良太，松永 嵩，石井 元武，藤吉 宏彰，匂坂 充行
原子燃料工業株式会社

AE センサを用いたポータブル音響計測システムにより、逆止弁のリークに関する AI 診断の可能性を検討している。前報では実験ループにおいて健全から「リーク量」を最小 12mL/min、最大 540mL/min まで段階的に増加させた場合の検知について計測信号を CNN（畳込みニューラルネットワーク）により学習・検証した。本報では予防保全の一環として、「リーク前」の段階的劣化模擬の検知について検討した。
キーワード：逆止弁，リーク，人工知能，予防保全，音響センサ

1. 緒言

逆止弁点検の時間短縮、被ばく低減に加え、弁の状態監視による運転中の機能確認を目標に、AE センサを用いたポータブル音響計測システムによる逆止弁診断技術の開発を進めて来た[1,2]。具体的には AE センサを逆止弁に設置し、計測された音響の生波形（振幅値、スパイクノイズ）、その周波数分布から健全性を確認する。一方で、逆止弁の状態と AE センサで計測される音響信号との非線形関係を DB 化して、AI により学習することで、状態監視技術を高度化することは有益であると考えられる。

2. 逆止弁の「リーク前」の AI 診断

逆止弁実験ループにより、接続口径 25A のリフト式逆止弁（キッツ製 UN-25A）の「リーク前」の段階的劣化模擬試験を、弁座に約 0.1μm 厚さの金箔を貼り付けることにより実施した。金箔により試験開始時には極微量のリークが生じるが、その後、リーク量が徐々に低下する（実際の劣化とは逆）。段階的劣化時に AE センサにより 20 秒間の振動を 10 回繰返し計測した。図 1 に示す 3 段階の劣化の振動波形を 1 秒単位に 20 分割して、全 600 データをランダムに 6 分割した交差検証法で、表 1 に示す CNN の構成により AI 診断の汎化性能を評価した。結果を図 2 に示すが今回の試験条件の範囲ではほぼ 100%の精度で分類可能と示唆された。

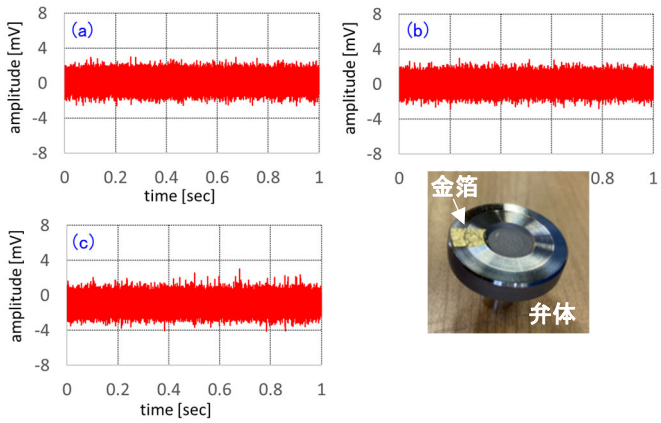


図 1　AE センサを用いた逆止弁振動計測の例
(a) 5mm 幅の金箔を弁座に貼り付けた直後
(b) 試験開始後 2 時間（試験開始から液滴 1 *）
(c) 試験開始後 52 時間（41 時間後から液滴 0）
＊：1 滴で約 0.04mL

表 1　CNN の構成

層	フィルタ情報（個数、サイズ、ストライド）	出力形状
入力層	-	250000,1
畳込み層1	20, 20, 5	50000,20
畳込み層2	20, 20, 10	5000,20
プーリング層1	-, 5, 10	500,20
全結合層1	-	10000
全結合層2	-	50
全結合層3	-	3

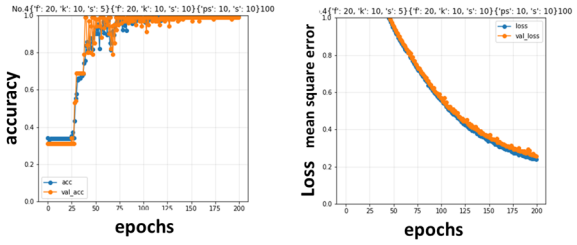


図 2　6 分割交差検証法の結果の例

3. 結論

逆止弁実験ループにより AE センサを用いて計測された振動波形から、「リーク前」の段階的劣化模擬の検知に関する AI 診断の可能性が示唆された。今後は外部ノイズ等の測定環境の影響を評価した上で、AI 設計の工夫によりリークまでの期間の診断を目指している。

参考文献

[1] 三浦進，工藤盛雄，服部功三，小川良太，匂坂充行，礒部仁博，“逆止弁診断に関する取組み　2”，日本原子力学会 2019 年秋の大会，3O08，富山大学五福キャンパス，2019 年 9 月 11-13 日．
[2] 小川良太，松永嵩，礒部仁博，“逆止弁の AI 診断に関する検討”，日本原子力学会 2021 年春の年会，1E03，オンライン（Zoom），2021 年 3 月 17-19 日．

*Yoshihiro Isobe, Ryota Ogawa, Takashi Matsunaga, Motomu Ishii, Hiroaki Fujiyoshi and Mitsuyuki Sagisaka
Nuclear Fuel Industries ltd.

埋込金物の非破壊検査技術開発 4

Development of nondestructive inspection for embedded hardware 4

*匂坂 充行[1]，藤吉 宏彰[1]，小川 良太[1]，礒部 仁博[1]，中島 涼[2]，関口 昭司[2]，三浦 進[2]，武田 政秀[2]
[1]原子燃料工業株式会社，[2]日本原燃株式会社

埋込金物の健全性を診断する非破壊検査技術として、AE(Acoustic Emission)センサを用いたデジタル打音検査（以降、AE 打音検査）技術の開発を継続している。本報では、埋込金物以外の振動により生じる外乱を現場で信号解析により判別する手法の開発、高所に設置された埋込金物を足場を用いず検査可能とする治具の開発について報告する。

キーワード：埋込金物、非破壊検査、AE センサ、打音、スペクトル解析

1. 緒言

日本原燃株式会社再処理施設内において、埋込金物の不適切な施工に起因した浮上り事象が確認されており [1]、再発防止には埋込金物健全性を効率よく非破壊的に評価できる技術が必要となる。筆者らは埋込金物をハンマー打撃により振動させ、その振動の共振周波数および持続時間により埋込金物の固定状態を評価する AE 打音検査技術を開発し現場に適用している。本報ではその高度化として取り組んでいる、(1)測定時に埋込金物以外に起因する振動（外乱）による共振ピークを判別できる手法、(2)高所に設置された埋込金物を足場を用いず検査可能とする治具、の各開発について報告する。

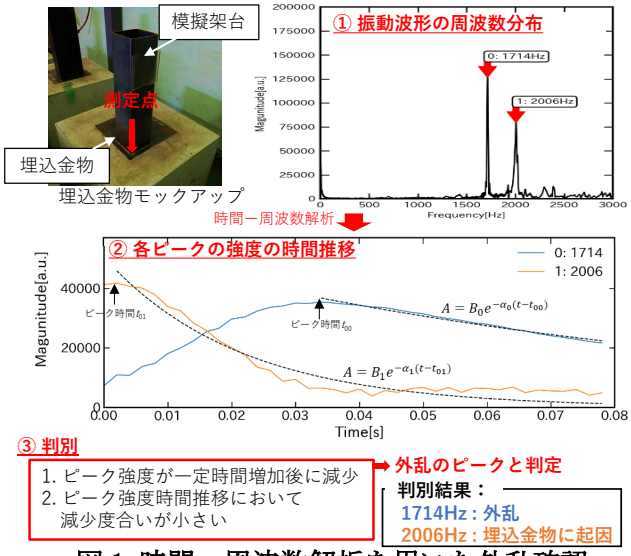


図 1 時間－周波数解析を用いた外乱確認

2-1. 時間－周波数解析を用いた外乱確認手法の開発

埋込金物に起因する振動、埋込金物以外に起因する振動（外乱）の時間推移の違いに着目し、それらを現場で即時判別する手法を開発した。本手法のイメージを図 1 に示す。この手法では振動波形の周波数分布（図 1 の①）における各々の共振ピーク強度の時間推移を時間—周波数解析により求め（図 1 の②）、その減衰の違いを特徴量を用いて数値化し判別する（図 1 の③）。この手法により、これまで外乱確認のためのデータ採取や解析が必要であった外乱除去の 40%程度が現場で即時可能となり、検査の効率化につながる。

2-2. 高所測定用治具の開発

高さ 6m 程度までに設置された埋込金物にアクセス可能とする高所測定用治具を開発した。高所測定用治具の外観および測定イメージを図 2 に示す。先端部には高所測定時にも安定的にセンサ設置が可能となるよう治具固定用の電磁石が取り付けられており、電磁ハンマーにより埋込金物を打撃する。本治具により、高所の埋込金物検査で足場設営が不要となり検査時間の短縮、工数削減が望める。

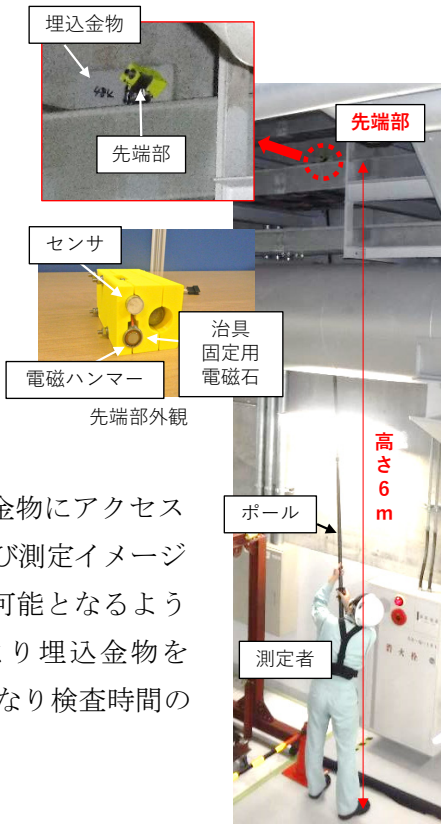


図 2 高所測定用治具

参考文献
[1] 日本原燃株式会社，被規制者等との面談概要・資料，2015.12.

*Mitsuyuki Sagisaka[1], Hiroaki Fujiyoshi[1], Ryota Ogawa[1], Yoshihiro Isobe[1], Ryo Nakajima[2], Shouji Sekiguchi[2] ,Susumu Miura[2] and Masahide Takeda[2]
[1]Nuclear Fuel Industries, Ltd., [2]Japan Nuclear Fuel Limited.

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies | 401-2 Operational Management, Inspection and Maintenance of Reactor

[1F12-15] Advanced Management Technology of Reactor Operation Management

Chair: Takayuki Miyagawa (JAPC)
Wed. Mar 16, 2022 4:10 PM - 5:20 PM Room F

[1F12] Development of evaluation method of LOCA break diameter using Gaussian process regression

*Akira Nakamura[1], Takayoshi Kusunoki[1] (1. INSS)

4:10 PM - 4:25 PM

[1F13] Sodium discharge test of dummy fuel assembly

*Munemichi Kawaguchi[1], Yasushi Hirakawa[1], Yusuke Sugita[1], Yutaka Yamaguchi[1] (1. JAEA)

4:25 PM - 4:40 PM

[1F14] Review of Method for Estimating Most Probable Power Distribution in BWRs by Least Squares Method Using In-core Measurements

*Hideo Ezure[1] (1. Nippon Advanced Information Service)

4:40 PM - 4:55 PM

[1F15] Development of nuclear plant operation technology for next-generation power networks

*Yukinori Katagiri[1], Yohei Murakami[1], Kihimiro Yokoi[1] (1. Hitachi,Ltd. Research &Development Group)

4:55 PM - 5:10 PM

©Atomic Energy Society of Japan

ガウス過程回帰を用いた LOCA 口径推定手法の開発

Development of evaluation method of LOCA break diameter using Gaussian process regression

*中村　晶[1]，楠木　貴世志[1]
[1]原子力安全システム研究所

PWR の原子炉冷却材喪失事故 LOCA 時において漏洩口径を自動的に判別する手法を開発するため、機械学習手法の一つであるガウス過程回帰 GPR を用いた。原子炉冷却材圧力の変化から特徴量を抽出し、数値シミュレーションに入力した漏洩口径を学習させた。

キーワード：機械学習，PWR，冷却材喪失事故，数値シミュレーション

1. 緒言　PWR の原子力災害時を対象に原子力安全システム研究所では事象進展予測システムの開発を行ってきた。特に原子炉冷却材喪失事故 LOCA 時における漏洩状況を適切に模擬して計算することは、その後の事象進展の予測と事象収束へのプロセスを示す上で重要である[1][2]。筆者らは原子炉冷却材圧力の変化から自動的に漏洩口径を推定する手法を開発してきた[3]。本報告では予測精度の向上のため、ガウス過程回帰 GPR を用いて、MAAP4 により計算された圧力から抽出した特徴量を機械学習させた。

2. 計算条件　高・低圧注水系が全交流電源喪失により起動しない条件で、代表的な 4 ループプラントの漏洩口径 D を変えた LOCA 時のプラント応答を MAAP4 で計算した。漏洩位置はホット、クロスオーバー、コールドの各レグに設定した。安全パラメータ表示システム SPDS は 1 分毎にプラント応答データを伝送するため、データのばらつきとして LOCA 開始時刻を 30, 60sec と遅らせた計算を行った。これらの計算結果を 1 分毎にサンプリングした冷却材圧力の変化から、特徴量として圧力変化率の最小値 $dPmin$ および LOCA 開始からの時間 τ_{dPmin} を MATLAB により抽出した。これらの特徴量と MAAP4 に設定した漏洩口径を MATLAB の GPR で学習した。

3. 結果　図 1 に D と $dPmin$ の関係を示す。漏洩位置およびサンプリングのタイミングによりばらつきがある。図 2 に D と GPR の学習結果からの推定値 D*を示す。4 ループプラントでは相対誤差が±7.8%程度（標準偏差 3.9%）で予測できた。

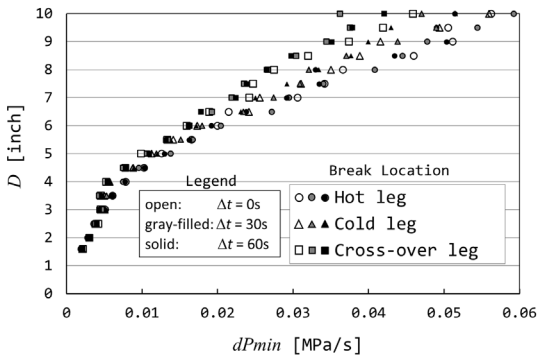


図 1　漏洩口径 D と圧力変化率 $dPmin$

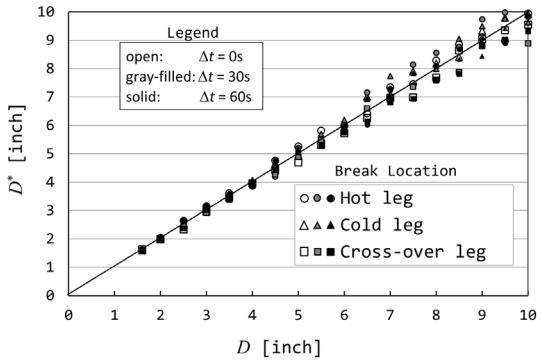


図 2　漏洩口径 D と学習結果からの推定値 D*

参考文献

[1] 建部ら，日本原子力学会和文論文誌，Vol.11, No.4, pp.304-315 (2012)，[2] 吉田ら，INSS JOURNAL Vol. 21 RV-1, pp.223-237 (2014)，[3] 中村ら，INSS JOURNAL Vol. 28 NT-8, pp.141-150 (2020).

*Akira Nakamura[1] and Takayoshi Kusunoki[1]
[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

模擬燃料集合体におけるナトリウムの排出試験

Sodium Discharge Test of Dummy Fuel Assembly

*河口 宗道[1]，平川 康[1]，杉田 裕亮[1]，山口 裕[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

高速増殖原型炉「もんじゅ」の模擬燃料集合体をナトリウム環境の炉外燃料貯蔵槽から引き抜いた後に付着するナトリウム量を推定するために、小規模なナトリウムの排出試験を行った。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，模擬燃料集合体，残留ナトリウム量，排出特性

1. 緒言

もんじゅの炉心に装荷されている模擬燃料集合体は、構造の合理化のためにワイヤスペーサを設置しておらず、炉心燃料集合体と比較して内部が緻密な構造となっているため、液体ナトリウム中から取り出す際に、ナトリウムの残留が懸念される[1]。そこで、模擬燃料集合体に残留するナトリウム量を事前に評価するために、小規模な試験体を用いて、ナトリウムの排出性を試験により確認した。

2. ナトリウムの排出試験

試験は、①単体試験として溶融ナトリウム中に模擬ピン（150mmH、7.8mmϕ）を 1 本あるいは 7 本を束ねた試験体を浸漬し、所定時間経過後に一定速度で引き上げ、付着ナトリウム量を求めた。引上げ時の温度は 200℃とした。②集合体試験は溶融ナトリウム中に試験体（169 ピン：300mmH、7.8mmϕ）を浸漬して一定速度で引上げ（図 1）、エタノールにより洗浄した。ICP 発光分析により洗浄液中に含まれるナトリウム量を定量化した。

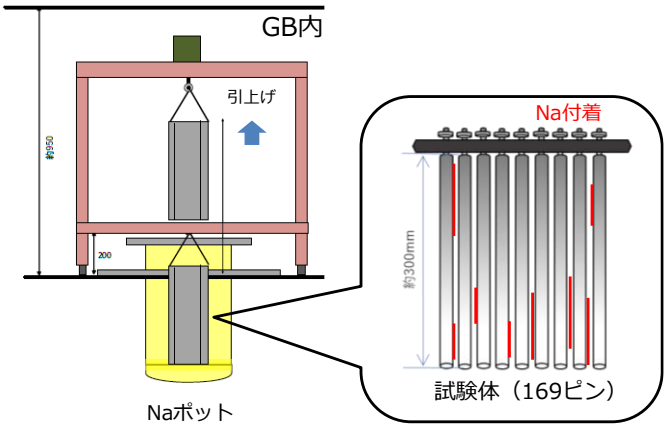


図 1. 試験方法（集合体試験）

3. 試験結果

①単体試験では、ナトリウム温度（200、350℃）によって濡れ性[2]が変わるため、濡れ性の高い 350℃で多くのナトリウムが残留する結果となった。また 7 本を束ねた試験体は、模擬ピン間の隙間に部分的にナトリウムの残留が確認された。さらに実機の模擬燃料集合体への外挿性を向上するために実施した②集合体試験では、最大 30.65g のナトリウムが残留した。もんじゅ炉心燃料集合体の残留ナトリウム量の実績を考慮して、実機の模擬燃料集合体に残留するナトリウム量を算出した。

4. 結論

模擬燃料集合体はワイヤスペーサがないため緻密な構造となっているが、ピン間のギャップから大部分のナトリウムは排出され、実機の模擬燃料集合体に残留するナトリウム量は関連設備の許容範囲内であることが示唆された。

参考文献

[1] 「もんじゅ」廃止措置第２段階に向けた検討状況, https://www.nsr.go.jp/data/000337972.pdf

[2] 吉田英一, JAEA-Review, 2013-026.

---

*Munemichi Kawaguchi[1], Yasushi Hirakawa[1], Yusuke Sugita[1] and Yutaka Yamaguchi[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

測定値を用いた最小二乗法による BWR の出力分布の最確値推定法の見直(3)

Review of Method for Estimating Most Probable Power Distribution in BWRs by Least Squares Method Using In-core Measurements (3)

*江連 秀夫　　株式会社ナイス

キーワード：三次元拡散方程式，測定値，最小二乗法，最確出力分布，アドバンスノーダル法 (ANM)

1. まえがき

前回は、「測定値を用いた最小二乗法による BWR の出力分布の最確値推定法」の計算プログラム作成に既存のプログラムを活用することと、三次元二群拡散方程式を Advanced nodal method (ANM)で解く方法、これと Nodal method との関連性について検討を行った。今回は ANM を三次元二群拡散方程式の解法に用いる場合の適用条件、妥当性、ノードの特性方程式のマトリックス要素、解の特性、数値解等について評価を行う。

2. ANM の妥当性の検討等

三次元二群拡散方程式を advanced nodal method (ANM)で解く方法は、一次元平板炉心の解析解から 2 領域境域面の中性子流が、それぞれの領域の物性特性を重みとしたノード平均中性子束の差で表す手法である。その式を以下に示す。

$$\bar{J} = -(P_2T_2\Delta_2^{-1} + P_1T_1\Delta_1^{-1})^{-1}(P_2C_2^{-1}\overline{\phi_2} - P_1C_1^{-1}\overline{\phi_1}) \quad \cdots(1)$$

$$P_1T_1\Delta_1^{-1} = \begin{pmatrix} 1 & 1 \\ p_1 & q_1 \end{pmatrix}\begin{pmatrix} \tan\lambda_1\ell & 0 \\ 0 & \tan h\mu_1\ell \end{pmatrix}\begin{pmatrix} \lambda_1 D_{11} & \mu_1 D_{11} \\ p_1\lambda_1 D_{12} & q_1\mu_1 D_{12} \end{pmatrix}^{-1} \quad \cdots(2)、$$

$$P_1C_1^{-1} = \begin{pmatrix} 1 & 1 \\ p_1 & q_1 \end{pmatrix}\begin{pmatrix} \frac{\sin 2\lambda_1\ell}{2\lambda_1\ell} & \frac{\sin h2\mu_1\ell}{2\mu_1\ell} \\ p_1\frac{\sin 2\lambda_1\ell}{2\lambda_1\ell} & q_1\frac{\sin h2\mu_1\ell}{2\mu_1\ell} \end{pmatrix}^{-1} \quad \cdots(3)$$

(2)式及び(3)式のλ_1及びμ_1はノードの特性方程式の解である。これらの関数は表 1 に示すように増倍係数に依存する。(1)式が成立するには、燃料集合体の半値巾内で$(P_2T_2\Delta_2^{-1} + P_1T_1\Delta_1^{-1})^{-1}$、$(P_2C_2^{-1})$及びこれらの積が演算過程で不連続点、無限大、不定値等を発生しないことである。そのために、これらのマトリックス要素について BWR 及び PWR の核データを用いて、計算条件を増倍係数、$P_1C_1^{-1}\overline{\Phi_1}$と$P_2C_2^{-1}\overline{\Phi_2}$の等一不等によって分類して実例計算を行った。その例を図 1 及び図 2 に示す。計算結果の体様を次に示す。

表 1　増倍係数と特性方程式の解の関係

Multplication	$1 < k_\infty/\lambda^*$	$k_\infty/\lambda^* = 1$	$1 - k_\infty/\lambda^* < 1$
Sign of B^2 for μ	−	−	−
Sign of B^2 for λ	+	0	−
Eigenfunctions for μ	$\sinh\mu x, \cosh\mu x$	$\sinh\mu x, \cosh\mu x$	$\sinh\mu x, \cosh\mu x$
Eigenfunctions for λ	$\sin\lambda x, \cos\lambda x$	$x/\ell, 1$	$\sinh\lambda x, \cosh\lambda x$
$P_1T_1\Delta_1^{-1}$	Eq.(2)	$\tan\lambda_1\ell/\lambda_1 \rightarrow {}^{**}\ell$ in Eq.(2)	$\tan\lambda_1\ell \rightarrow \tanh\lambda_1\ell$ in Eq.(2)
$C_1^{-1}S_1$	Eq.(3)	$\sin 2\lambda_1\ell/2\lambda_1\ell \rightarrow 1$ in Eq.(3)	$\sin\lambda_1\ell \rightarrow \sinh\lambda_1\ell$ in Eq.(3)
Coupling coefficients p and q	$p = \frac{\Sigma_{12}}{\Sigma_2 + D_2\lambda^2}$ $q = \frac{\Sigma_{12}}{\Sigma_2 - D_2\mu^2}$	$p = \frac{\Sigma_{12}}{\Sigma_2}$ $q = \frac{\Sigma_{12}}{\Sigma_2 - D_2\mu^2}$	$p = \frac{\Sigma_{12}}{\Sigma_2 - D_2\lambda^2}$ $q = \frac{\Sigma_{12}}{\Sigma_2 - D_2\mu^2}$

λ^*: Eigenvalue of nuclear reactor, μ and λ : Solutions of the characteristic equation for a node, $\rightarrow^{**}$: Expresion replaced $\tan\lambda_1\ell$ with $\tanh\lambda_1\ell$ in Eq. (2), ℓ : Half nodal width

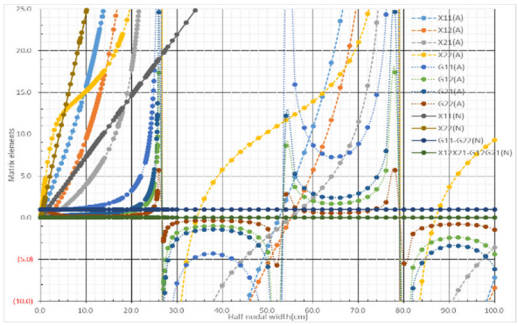


図 1　Matrix elements of $P_1T_1\Delta_1^{-1}$ and $P_1C_1^{-1}$ in ANM and NM

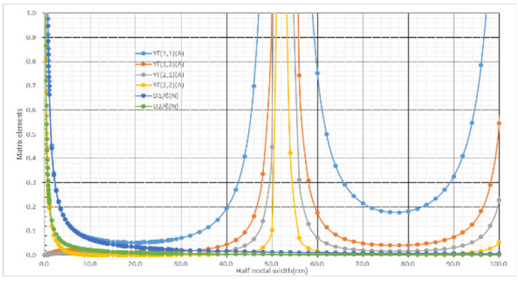


図 2　Matrix elements of $(P_1T_1\Delta_1^{-1} + P_2T_2\Delta_2^{-1})^{-1}P_1C_1^{-1}$ in ANM

① 2 つのノードの核特性が異なり、$1 < k_\infty/\lambda$の時、二重ペリオドになり不連続点は 2 つのペリオドの間にある。
② ①で 2 つのノードの核特性が同じとき、単一ペリオドになり不連続点は 2 番目のペリオドにある。
③ 2 つのノードの$k_\infty/\lambda < 1$の時、ペリオド、不連続点は共にない。
④ 濃縮度が増加するとペリオドが小さくなる。

3. あとがき

ボイド、制御棒、燃焼度等の反応度の ANM へ影響について説明を追加する予定である。

参考文献 1) Ezure H.: "Estimation of most probable power distribution in BWRs by least squares method using in-core measurement" , J. Nucl. Sci. Technol., 25, 731-740 (1988), 2) H. Ezure, "Method for Solving Three-dimensional Two-group Diffusion Equation", Proc. 2005 Fall Mtg. of the Atom. Ener. Soc. of Japan, E-52 [in Japanese], 3) dittoes, "Comparison of Traverse Leakage Method with Separation of Variables", 2012 Spring, C29, [in Japanese], 4) 江連秀夫, "測定値を用いた最小二乗法による BWR の出力分布の最確値推定法の見直(1)"、原子力学会　2020 秋の大会、2K18, 5) 江連秀夫, "測定値を用いた最小二乗法による BWR の出力分布の最確値推定法の見直(2)"、原子力学会　2021 秋の大会、2E20.

*Hideo Ezure　　Nippon Advanced Information Service Company, Inc. (NAIS)

次世代電力ネットワークに向けた原子力プラント運用技術の開発

Development of Nuclear Plant Operation Technology for Next-generation Power Networks

*片桐 幸徳[1]，村上 洋平[1]，横井 公洋[1]

[1]日立製作所

脱炭素社会と電力安定供給を実現する「再生可能エネルギーと原子力が共存する次世代電力ネットワーク」の構築に向け、再生可能エネルギー発電の出力変動を原子力発電が吸収・緩和するためのプラント負荷追従・運用方式を提案し、日間の電力市場価格に基づくプラント負荷制御の有効性および経済性を評価した。

キーワード：原子力，負荷追従運転，プラント制御システム，給復水系統

1. 緒言

自然災害の激甚化、再生可能エネルギー(再エネ)発電の増加にともない、電力系統のレジリエンス低下が課題となっている。原子力には慣性力と一定の負荷追従機能があることから、これらを定量化し活用できれば、レジリエンスの向上に加え再エネ発電量を増強できる可能性がある。

2. 原子炉熱出力配分によるプラント負荷追従・運用方式

本研究では、原子力発電の負荷追従方式として、沸騰水型原子炉の熱出力を一定とし、タービン発電機で得られた電力を卸電力市場あるいは需給調整市場に売電するともに、負荷追従で余剰となった蒸気を熱供給、バイプロダクト製造に活用する構想を提案する。プラント制御システムは、電力価格に基づきタービンガバナおよびタービンバイパス弁を負荷制御する。日間の卸電力価格[1]および需給調整価格[2]を比較し（図 1)、電力供給過多により卸電力価格が需給調整価格を下回った場合には売電先を需給調整市場へと切り替えるとともに、余剰の蒸気を用い（例えば高温水蒸気電解[3]により）水素を製造する（図 2)。

3. 結論

売電および水素売却によるプラント損益を試算した（図 3)。卸電力価格の下落によりプラント損益は下落前 168%から下落後 100%まで低下するが売電先の切替により損益は 117%まで回復した。一方、高温水蒸気電解にて水素を併産した場合には2030年水素コスト目標30円/Nm^{3}のケースで損益は115%と見積もられた。

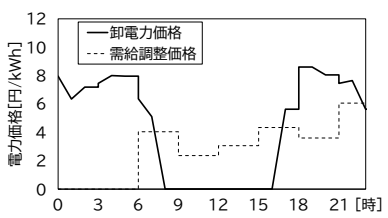


図 1 日間電力市場価格推移の一例

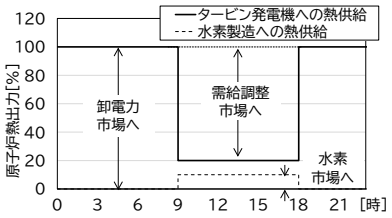


図 2 熱出力切り替え結果

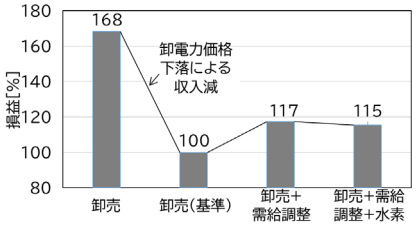


図 3 プラント損益試算結果

参考文献

[1] http://www.jepx.org/market/ (取引情報：スポット市場・時間前市場)：日本電力卸電力取引所

[2] https://www.tdgc.jp/jukyuchoseishijo/information/results.php (取引実績|取引情報|送配電網協議会)：送配電網協議会

[3] Frick, K. et al., Evaluation of Hydrogen Production Feasibility for a Light Water Reactor in the Midwest : INL(2019)

---

*Yukinori Katagiri[1], Yohei Murakami[1] and Kimihiro Yokoi[1]

[1]Hitachi, Ltd.

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

[1G01-04] Fast Reactor Safety

Chair: Kenta Murakami (UTokyo)

Wed. Mar 16, 2022 9:30 AM - 10:45 AM Room G

[1G01] Investigation of irradiation model in fast reactor safety analysis code SAS4A through CABRI experimental analyses

*Shinya Ishida[1], Yasushi Okano[1] (1. JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM

[1G02] Thermodynamic stability of volatile radionuclides in cladding failure accident of sodium– cooled fast reactor

*Ikuo Yamamoto[1], Munemichi Kawaguchi[1], Shinya Miyahara[1], Masayoshi Uno[1] (1. University of Fukui)

9:45 AM - 10:00 AM

[1G03] Studies on relocation behavior of molten core materials in the core disruptive accident of sodium-cooled fast reactors

*Hatsuki Matsushita[1], Ren Kobayashi[1], Takaaki Sakai[1], Shinya Kato[2], Ken-ichi Matsuba[2], Kenji Kamiyama[2] (1. Tokai Univ., 2. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM

[1G04] Super-Prompt Critical Transient Induced by Sloshing Motion of Molten Fuel Pool

*Satoshi Fujita[1], Tomoko Ishizu[1], Koji Morita[2] (1. NRA, 2. Kyushu Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM

©Atomic Energy Society of Japan

CABRI 試験解析を通じた高速炉安全解析コード SAS4A の照射挙動モデルの検討

Investigation of irradiation model in fast reactor safety analysis code SAS4A through CABRI experimental analyses

*石田 真也[1]，岡野 靖[1]
[1]JAEA

高速炉の炉心損傷事故における起因過程評価のための安全解析コード SAS4A の高度化や信頼性の向上を図るため、ANL と JAEA の SAS4A の解析結果の比較に必要な環境を整備し、CABRI 試験解析を通じて両者の解析コードの比較を行い、SAS4A の照射挙動に係るモデルの検討を行った。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，シビアアクシデント，炉心損傷事故，起因過程，SAS4A コード

1. 緒言　日米民生用原子力研究開発ワーキンググループ（CNWG）のもとでアルゴンヌ国立研究所（ANL）と原子力機構（JAEA）が協力し、高速炉の炉心損傷事故における起因過程評価のための安全解析コード SAS4A のモデルの開発及び検証を実施してきた。これまで SAS4A は ANL では金属燃料に関するモデル改良を進めるとともに、2 次系や蒸気系を含む冷却系の模擬に力点を置いた計算コードである SASSYS-1 コードとの統合を行っている。一方、JAEA では独国や仏国とも協力して CABRI 試験等の炉内／炉外試験を通じて得られたデータや知見等を基に大型高速炉への適用を目標に酸化物燃料版のモデル改良及び検証を行っている。このように ANL と JAEA はそれぞれ独自に SAS4A の開発を進めていたが、両機関のこれまでの開発に係る成果を集約し、SAS4A の高度化や信頼性の向上を図るため、CABRI 試験解析を通じて両者の解析コードの比較を行い、SAS4A の照射挙動に係るモデルの検討を行った。

2. CABRI 試験解析による照射挙動モデルの検討　原子炉内での燃料要素の照射挙動としては、燃料の再組織化に伴う燃料密度の変化、核分裂生成物（FP）ガスの生成と移動、燃料及び被覆管の幾何形状変化と熱的条件の推移が主な現象として挙げられる。SAS4A の照射挙動モデルではこれらの現象をモデル化しており、照射解析では照射履歴に応じた照射挙動を解析し、燃料ピンの温度分布や幾何形状、燃料ペレット中の FP ガスの保持分布等といった過渡解析の初期条件を計算する。照射挙動モデルの検討では、これまで SAS4A の検証等に多く用いられてきた CABRI プログラムの過渡試験に用いられている RIG1 ピンの照射解析を行った。RIG1 ピンは Phénix 炉で燃焼度が約 1at%となるまで照射された中実の燃料要素であり、RIG1 ピンを用いた過渡試験の初期条件を確認するために、過渡試験に用いる燃料要素と同等の特性を有する燃料要素に対して各種照射後試験を実施し、変形挙動や FP ガス挙動といった燃料要素の照射挙動について確認している。この RIG1 ピンについて JAEA 版と ANL 版の SAS4A を用いた照射解析を実施し、両者の結果を比較することで 2 つの SAS4A の違いを確認した。解析結果の比較に際しては、両解析コードに共通の解析結果の描画ツールを作成するとともに、解析モデルの違いを明確にするため、物性値等の各機関で独自に設定していた解析条件を共通化した。このような条件の下で解析を行った結果、変形挙動に差異があることが分かったが、FP ガスの保持分布等の照射挙動に関する解析結果に関しては両解析コードともに概ね実験データを模擬していることが確認できた。

3. 結言　ANL と JAEA の SAS4A の照射挙動モデルの比較に必要な環境を整備するとともに、両解析コードを用いて RIG1 ピンの照射解析を行うことで両解析コードの差異について整理した。加えて、実験データとの比較により両解析コードともに概ね実験データを模擬していることを確認した。

---

*Shinya Ishida[1] and Yasushi Okano[1]
[1]JAEA

ナトリウム冷却高速炉の被覆管破損事故における揮発性放射性核種の熱力学的安定性

Thermodynamic stability of volatile radionuclides in cladding failure accident of sodium–cooled fast reactor

*山本　郁夫[1]，河口　宗道[1]，宮原　信哉[1]，宇埜　正美[1]
[1]福井大学

ナトリウム冷却高速炉の被覆管破損事故における Cs, I, Te の揮発性放射性核種の熱力学計算を行い，炉内ソースタームの評価に必要な化学形態並びに化学反応を検討した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，ソースターム，揮発性放射性核種，熱力学計算

1. 緒言　ナトリウム冷却高速炉(高速炉)の安全性向上を図る上では様々なリスクに対する評価が重要である。2011 年，東京電力福島第一原子力発電所事故を受けて，高速炉のソースターム評価においても，従来の仮想事故評価で考慮している希ガス，I，Pu に加え，Cs 化合物等の揮発性放射性核種の検討が必要と考えられる。そこで，本研究では，高速炉の冷却材が極めて還元性の高い Na であることを踏まえて，燃料・核分裂生成物・被覆管・冷却材間で起こりうる化学反応に関し，特に揮発性核種の Cs，I，Te に着目してこれらの化学形態を熱力学計算により検討した。

2. 被覆管破損事故における事象進展の解析

2-1. 計算対象　被覆管破損前の被覆管内の燃料－核分裂生成物の反応挙動(Case 1)，燃料－核分裂生成物－被覆管の反応挙動(Case 2)，被覆管破損後の燃料－核分裂生成物－被覆管の反応挙動(Case 3)，燃料－核分裂生成物－被覆管－Na の反応挙動(Case 4)の熱力学計算を行った。

2-2. 計算方法　本研究の熱力学計算には Thermo－Calc SSUB6 を使用した。Case 1 と 2 は被覆管内の現象を模擬するため，被覆管内の自由容積を与え，ヘルムホルツ自由エネルギーによる熱力学計算を行った。Case 3 と 4 は被覆管破損後の原子炉内での現象を想定しているため，十分な容積があり圧力が有意に上昇しないと仮定して，大気圧条件でのギブズ自由エネルギーによる熱力学計算を行った。

3. 結果　図 1 に Na の沸点 1155K での Case1～4 の初期条件の Cs モル量に対する Cs 化合物の存在量を示す。Case 1 と 2 は被覆管内であるため，Cs 化合物の 85%が固液相であるが，Case 3 は被覆管破損により圧力が減少し，Case 4 では冷却材 Na と反応して Cs 化合物中の 58%及び 100%が気相となった。高速炉は，軽水炉と異なり，冷却材が Na のため原子炉内の酸素濃度が少なく，揮発性の Cs 化合物は Cs, Cs_2, CsI, Cs_2I_2, Cs_2Te, CsNa の化学形態が安定であることが分かった。また揮発性の I, Te 化合物は NaI, Na_2I_2, Na_2Te, Te, AgTe の化学形態が重要であった。

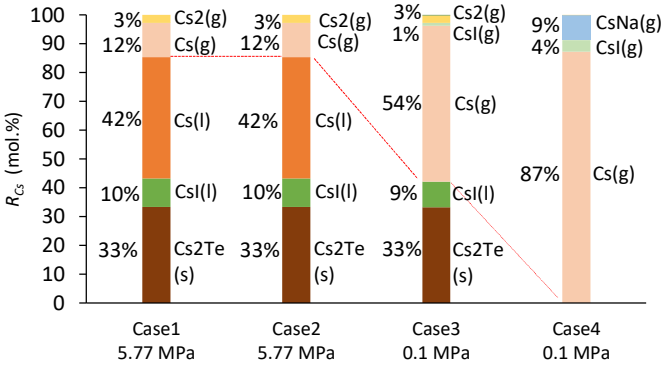


図 1　1155K での Case 1～4 の Cs 化合物の存在割合

4. 結論　高速炉は，軽水炉と異なり，冷却材が Na であるため原子炉内に酸素濃度は少なく，原子炉内の酸素量は燃料中の U や Pu の酸化数によって決定される。そのため，揮発性の Cs，I，Te 化合物は非酸化物の Cs, Cs_2, CsI, Cs_2I_2, Cs_2Te, CsNa, NaI, Na_2I_2, Na_2Te, Te, AgTe の化学形態を考慮する必要がある。

*Ikuo YAMAMOTO[1], Munemichi KAWAGUCHI[1], Shinya MIYAHARA[1] and Masayoshi UNO[1]
[1]University of Fukui

ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故時における溶融炉心物質の再配置挙動に関する研究 (10) 容積制限されたナトリウムプールでの微細化・冷却挙動解析

Studies on relocation behavior of molten core materials in the core disruptive accident of sodium-cooled fast reactors
(10) Analysis on fragmentation and cooling behavior in a limited volume sodium pool

*松下 肇希[1], 小林 蓮[1], 堺 公明[1], 加藤 慎也[2], 松場 賢一[2], 神山 健司[2]
[1]東海大学, [2]JAEA

ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故時にナトリウムプール中の水平構造物に衝突する炉心溶融物質の微細化・冷却挙動を解明することを目的として、ナトリウム試験を対象に解析を実施した。試験との比較の結果、容積が制限された条件においても模擬融体は平板衝突後に微粒化し、冷却が促進され、固化することが確認された。

キーワード：高速炉, 炉心崩壊事故, 溶融炉心物質再配置, SIMMER-III

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故時において原子炉下部構造物等の冷却材ナトリウム中に設置される水平構造物に衝突する炉心溶融物質の冷却挙動は、損傷炉心物質の原子炉容器内保持を達成するために解明すべき重要な現象である。特に、炉心入口プレナムによってナトリウムの容積が制限される場合、冷却能力が低下することが懸念されることから、冷却挙動の慎重な確認が必要と考えられる。本研究は、高速炉安全解析コードSIMMER-IIIの容積の制限された解析体系モデルの妥当性を検証することを目的とし、燃料模擬融体として溶融アルミナ(以下、融体)を使用して容器内での融体冷却に着目したナトリウム試験[1]を対象に解析を実施した。

2. 解析方法

解析体系は図1に示すように試験体を2次元のR-Zの円筒座標系でモデル化した。ナトリウム試験では、フローホールは6つの円形孔により構成されていたが、本解析ではR-Z体系で取り扱うため、流路断面積を保存するように円環で構成した。 初期温度2200℃の融体8.7kgを垂直円管の排出ダクトより円筒容器中（ナトリウム：400℃）に流下させた。その際の各所の圧力、温度等の挙動について実験結果と解析結果を比較した。

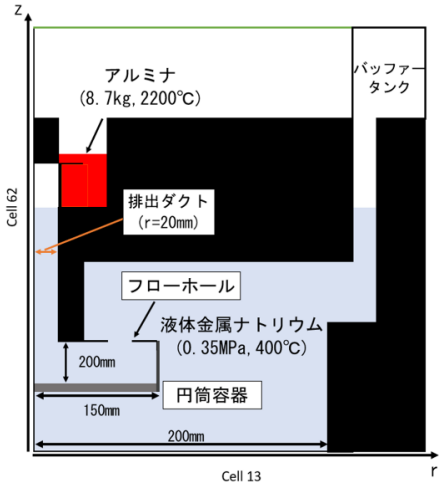


図1　解析体系

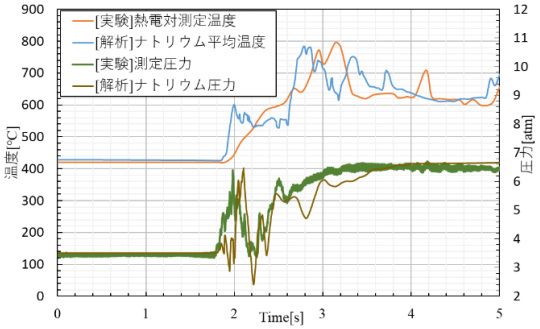


図2　解析と実験の比較結果

3. 解析結果

図2に円筒容器上部の温度と圧力の比較結果を示す。円筒容器外の温度挙動は揺らぎながら概ね実験結果と一致する傾向が得られた。同様に、圧力では実験結果と概ね一致したピーク挙動が得られた。また、2秒時点での円筒容器内の融体の固化挙動を図3に示す。排出ダクトから流下した融体は、水平構造物に衝突した後、微粒化して水平構造物上を外周方向に向かって移動しながら冷却され、固化することが確認された。

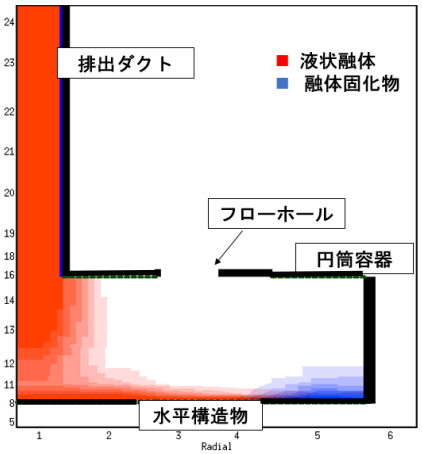


図3　円筒容器内の融体固化挙動

4. 結言

容積が制限された条件での溶融アルミナを使用したナトリウム試験を対象として SIMMER-IIIを用いて解析を実施し、圧力挙動や温度挙動が一致した。また、融体は水平構造物に衝突した後、分散・微粒化し、ナトリウムによって冷却が促進され、容器内で固化したことが分析された。以上のことから、解析モデルの妥当性が検証された。

参考文献

[1] Matsuba, K. et al., ICONE28, No. 64500 (2021).
[2] Kai IGARASHI, et al., DOI: 10.1299/mej.21-00172 (2021).

*Hatsuki Matsushita[1], Ren Kobayashi[1], Takaaki Sakai[1], Shinya Kato[2], Ken-ichi Matsuba[2], and Kenji Kamiyama[2].
[1]Tokai Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency.

溶融燃料プールのスロッシング運動に伴う即発臨界挙動

Super-Prompt Critical Transient Induced by Sloshing Motion of Molten Fuel Pool

*藤田 哲史[1]，石津 朋子[1]，守田 幸路[2]
[1]原子力規制庁，[2]九州大学

高速炉の炉心損傷事故時において、溶融燃料プールの揺動(スロッシング)が発生する場合には、即発臨界に至る可能性がある。本研究では、このスロッシング運動に伴う出力挙動に対し、炉心固有の負の反応度フィードバックによる抑制効果について検討した。

キーワード：炉心損傷事故，即発臨界，溶融燃料プール，スロッシング運動，ナトリウム冷却高速炉

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故では、全炉心規模の溶融燃料プールが揺動(スロッシング)して燃料の凝集が生じた場合、即発臨界に至る可能性が指摘されている[1]。その際の発生エネルギーは、燃料凝集による正反応度と原子炉出力バーストによる負反応度フィードバックのバランスで決まる。これまでの 2 次元 RZ 体系での核熱流動カップリング解析による数値計算結果[2]では、負の反応度フィードバックとして溶融燃料の熱膨張が重要であり、その出力抑制効果はドップラー効果の数百倍になるとの見通しが得られていたが、解析解による理論的裏付けは今後の課題となっていた。

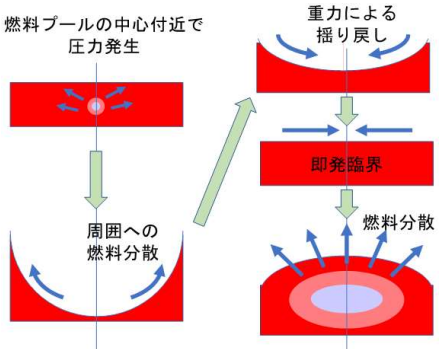


図 1：溶融燃料プールのスロッシングによる即発臨界挙動の概要

2. 溶融燃料プールのスロッシングによる即発臨界挙動の概要

図 1 に溶融燃料プールスロッシングによる即発臨界挙動の概要を示す。円柱状の燃料プールの中に混在しているスティールやナトリウムが発熱密度の高いプールの中心付近で沸騰すると、圧力が発生して燃料が外側にすり鉢状に分散する。重力によるスロッシングの揺り戻しで燃料が再び中央に集まると、即発臨界に至って原子炉出力バーストが発生する。この原子炉出力バーストによって、まず燃料が熱膨張し、引き続き燃料が沸騰してその圧力に駆動されて燃料は分散して飛び散り、反応度及び原子炉出力は急速に低下する。

3. 溶融燃料プールの熱膨張による反応度係数の解析解の導出

上記のように初期に円柱形状にある溶融燃料プールがスロッシングの揺り戻しで即発臨界に至るケースを考えると、即発臨界時の燃料プールは初期状態とほぼ同じ形状に戻るため、円柱様の形状だと考えて差し支えない。そこで、即発臨界時の燃料プールを円柱炉心にて近似し、溶融燃料の熱膨張による反応度係数の解析解を 1 群拡散方程式から導出した。燃料プールが自由空間のある鉛直方向上向きに熱膨張すると仮定すると、反応度係数$d\rho/dT$は

$$\frac{d\rho}{dT} = -2\alpha\left(1-\frac{1}{k_\infty}\right)\frac{1}{1+(\pi/\nu_0)^2(R/H)^2}$$

と求められる。ここで、α は溶融燃料の熱膨張率、k_∞は溶融燃料プールの無限増倍率、ν_0は 0 次 Bessel 関数の零点、RとHはそれぞれ初期燃料プールの半径と高さである。この反応度係数に前述の数値解析[2]の体系のパラメータを代入したところ、別途静的な核計算で得られた同体系のドップラー反応度係数の 100 倍のオーダとなった。これは、出力抑制効果として熱膨張効果がドップラー効果の数百倍であることを意味している。

4. 結言

溶融燃料プールスロッシング時の即発臨界挙動における負のフィードバックとして、溶融燃料の熱膨張反応度係数の解析解を導出した。その結果、ドップラー効果よりも大きな抑制効果があることが理論的に裏付けられた。今後は、実機体系への適用に向け、反射体等の影響を考慮に入れて更に検討を進める予定である。

参考文献

[1] W. Maschek et al., Nucl. Eng. Des. 326 (2018) 392-402.　[2] 守田他 3 名，本会 2018 年春, 1K16.

*FUJITA Satoshi[1], ISHIZU Tomoko[1] and MORITA Koji[2]
[1]Nuclear Regulation Authority, [2]Kyushu Univ.

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

[1G05-08] Plant Safety

Chair: Kenichi Matsuba (JAEA)

Wed. Mar 16, 2022 10:45 AM - 12:00 PM Room G

[1G05] Safety requirements for new NPPs in Japan and its feasibility (No.1: Background and Research Plan)

*Hiroshi Yamagata[1] (1. Nagaoka University of Technology)

10:45 AM - 11:00 AM

[1G06] Evaluation of Containment Structure Integrity to Fuel-Coolant Interaction

*Yoshiki Ihara[1], Nobuyuki Aono[1], Kenta Nishimon[1], Isamu Jinno[1], Ryo Fukuda[2], Hiroshi Goda[2], Hisashi Takahashi[3] (1. YONDEN, 2. MHI, 3. MHI NSE)

11:00 AM - 11:15 AM

[1G07] Development of a Filter Venting System to Prevent Exposure to Radioactive Noble Gases

*Takahisa Matsuzaki[1], Naoyuki Ishida[2], Naohisa Watahiki[2], Kazuo Tominaga[1], Kazuaki Kito[1] (1. HGNE, 2. Hitachi)

11:15 AM - 11:30 AM

[1G08] The accident evaluation of JRR-3

*Shintaro Iguchi[1], Hironori Horiguchi[1], Masaaki Araki[1] (1. JAEA)

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

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

Safety requirements for new NPPs in Japan and its feasibility
No.1: Background and Research Plan

*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、周辺住民視点の安全の定義、それを達成するためのリスクを用いない方法論の研究開発を段階的に進め、今後、成果等をシリーズとして発表する。これにより、新設原子力発電所の社会的受容性が高まることが期待できる。

キーワード：新設，原子力発電所，安全要件，リスク，周辺住民，被ばく，避難

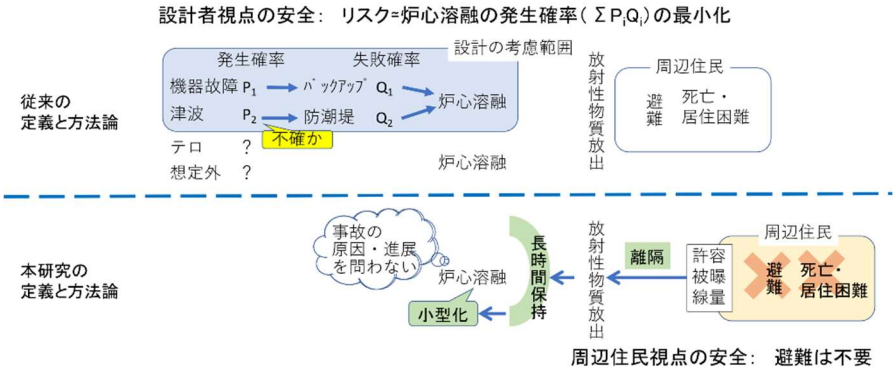
1. 緒言

国際・国内的に「安全とは、許容不可能なリスクがないこと」と定義されている。しかし、リスクの正確な評価は不可能であり、社会が許容可能なリスクを決めているとは言い難いことから、設計者によるリスクに基づく安全の定義とそれを達成する方法論に加え、これまでとは全く逆方向、すなわち周辺住民視点の安全の定義、それを達成するためのリスクを用いない方法論が必要である。

2. 本研究の概要

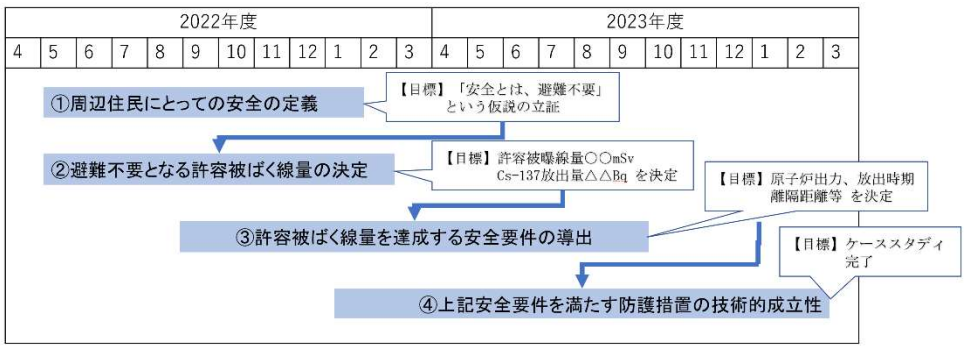
本研究では、原子力発電所の周辺住民にとって「安全とは、避難が不要」という仮説を立て立証したのち、避難が不要となる許容被ばく線量を決め、これを達成する安全要件を導出する。さらに、安全要件を満たす防護措置が存在するか検討する。

図．従来の安全の定義・達成のための方法論と本研究との比較



3. 研究計画

本研究では、大きく４つの研究要素に区分する。各研究要素の目標を明確に定め、その結果を次の研究要素にインプットすることにより、全体の目標を確実に達成できるようにする。



今後、各研究要素の進捗状況、成果等をシリーズとして発表していく。

*Hiroshi YAMAGATA[1]
[1]Nagaoka University of Technology

炉外 FCI に対する原子炉格納容器構造健全性評価

Evaluation of Containment Structure Integrity to Fuel-Coolant Interaction

*井原 芳樹[1], 青野 伸幸[1], 西紋 健太[1], 神野 勇[1], 福田 龍[2], 合田 博志[2], 高橋 永[3]
[1]四国電力, [2]三菱重工, [3]MHI NS エンジニアリング

重大事故時に原子炉容器破損が発生した場合、冠水した原子炉下部キャビティに溶融炉心が落下することによって溶融燃料—冷却材相互作用(Fuel-Coolant Interaction:FCI)が発生するが、水蒸気爆発にまで至る可能性が極めて小さいことは確認済みである。これに対してさらなる安全性の向上の観点から、伊方 3 号機において水蒸気爆発の発生を仮定し、複数の保守的な条件を設定した場合でも、原子炉下部キャビティの構造や原子炉容器等への影響は限定的であり、原子炉格納容器の構造健全性に問題がないことを確認した。

キーワード:溶融燃料—冷却材相互作用(FCI), 水蒸気爆発, 原子炉格納容器構造健全性

1. 水蒸気爆発により発生する負荷の解析

原子炉容器底部の計装案内管貫通部の破損を想定し、溶融炉心が流出した際に仮に水蒸気爆発が発生した場合の負荷を、伊方 3 号機を対象として JASMINE により解析した。水蒸気爆発影響を保守的に評価するため、事象進展が速くキャビティ水没水位が深くなる事象を対象とした。図1に解析体系を示す。

トリガー圧をパラメーターに感度を評価し、最も爆発力が大きくなるケースを採用した結果では、最大負荷は約 5MPa となった。キャビティ側壁に対する負荷応答を図 2 に示す。なお、伊方 3 号機では原子炉容器底部が水没しなかったことから、水蒸気爆発による原子炉容器への負荷は無視できるほど小さい。このため原子炉容器の浮き上がりによる主配管等への影響の検討は対象外とした。

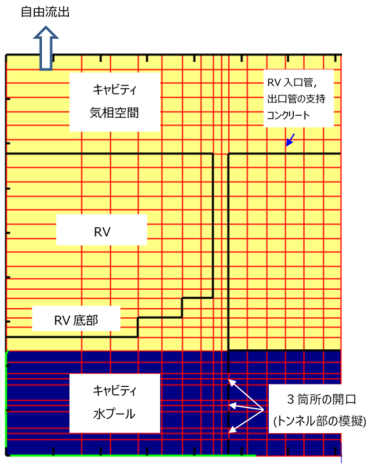


図 1 JASMINE 解析体系

2. 水蒸気爆発負荷に対する構造健全性評価

JASMINE によるキャビティ壁面への負荷応答をインプットとして、LS-DYNA による鉄筋コンクリート構造物の衝撃応答解析を行った。結果のうち、鉄筋に生じる相当塑性歪の分布を図 3 に示す。主要部材である鉄筋の一部がわずかに塑性変形するが、ほぼ弾性範囲内に収まることが確認された。また、最大歪は限界歪を下回り、コンクリート部は一部の表面に亀裂が生じる程度で、原子炉容器及び原子炉冷却系統の支持機能が維持できることを確認した。

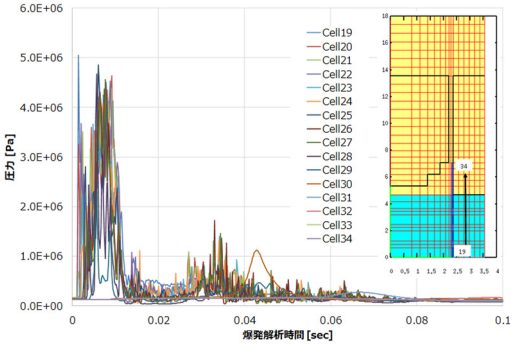


図 2 キャビティ壁面負荷応答

3. 結論

伊方 3 号機において、仮に溶融炉心が原子炉下部キャビティ水中に落下した際に水蒸気爆発が発生した場合でも、原子炉容器及びその周りの機器及び構造物の健全性が維持されることが確認された。このことから、原子炉容器及び主配管等への影響は限定的であり、過大な変位が生じないことから、原子炉格納容器の配管貫通部等での放射性物質の閉じ込め機能も維持される。なお、今回の評価は、水蒸気爆発を仮定して極めて保守的な条件にて爆発負荷解析を実施した。今後は評価条件に対する取扱いについて適切に見直しを行い、安全裕度の評価として定量的により適切なものとしていく予定である。

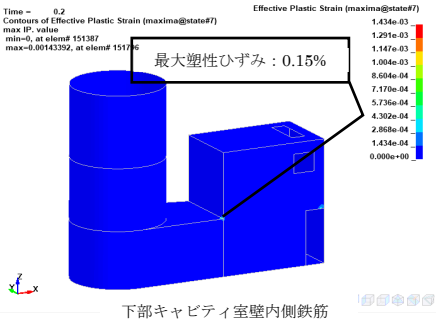


図 3 鉄筋に生じる歪分布

*Yoshiki Ihara[1], Nobuyuki Aono[1], Kenta Nishimon[1], Isamu Jinno[1], Ryo Fukuda[2], Hiroshi Goda[2], and Hisashi Takahashi[3]
[1] Sikoku Electric Power Co., Inc., [2] Mitsubishi Heavy Industries, LTD, [3] MHI NS Engineering Co., Ltd.

放射性希ガスによる被ばくを防止するフィルタベントシステムの開発
（4）高耐久性が期待できるシリカ膜による放射性希ガスの除去

Development of a Filter Venting System to Reduce Exposure Dose from Radioactive Noble Gases

(4) Removal of radioactive noble gases by silica membrane with high durability

*松崎 隆久[1]，石田 直行[2]，綿引 直久[2]，富永 和生[1]，木藤 和明[1]

[1]日立 GE ニュークリア・エナジー（株），[2]（株）日立製作所

フィルタの候補材として高い耐久性が期待できるシリカ膜を選定し、試験にて水蒸気と窒素（模擬希ガス）で 700 倍以上の透過量の差が得られ、希ガスを分離できる可能性を確認した。水蒸気混在時にヘリウム（事故時に放出が必要な水素を模擬）の透過量が低下したが、膜の疎水化により透過量の低下を緩和できた。

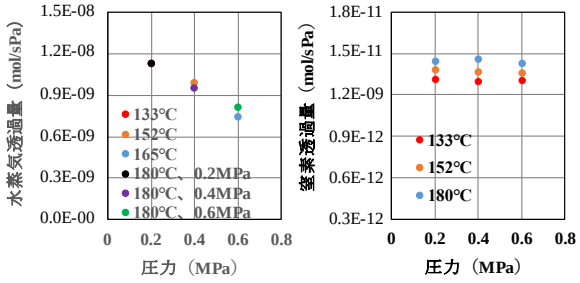
キーワード：安全システム，希ガス，フィルタベント，事故，過酷事故

1. 緒言

事故時に放出されるベントガスに含まれる放射性希ガス（キセノン、クリプトン）は化学反応性がないため従来は除去が困難であった[1]。この希ガスを除去できれば、予防的防護措置を準備する区域（PAZ）の住民の避難や、運転員の退避所への一時退避の要件を軽減でき、原子力プラントへの社会的受容性を向上できる。そこで本研究では希ガスによる被ばく防止を目的に、ベントガスから希ガスを分離できる膜として高い耐久性が期待できるシリカ膜の性能確認と、その膜の疎水化による水素排出性の低下の緩和を検討した。

2. 希ガス分離性能確認試験

放出したい水蒸気は分子サイズが小さく、閉じ込めたい希ガスは分子サイズが大きい。そこで分子ふるいにより小さい分子を選択的に透過するシリカ膜を用いて、クリプトンとほぼ同じ分子サイズの窒素（キセノンはさらに大きい）と水蒸気の透過量を計測し、希ガス分離性能を評価した。図１に示すように、水蒸気は窒素より 700 倍以上の透過量が得られ、希ガス分離に適用できる可能性があることが分かった。



(a) 水蒸気　　(b)窒素

図１　ガス透過量の比較

3. 疎水化による水素排出性の改善

シリカは親水性のため膜近傍に水蒸気を濃集させやすい。膜近傍に水蒸気が濃集した場合、水蒸気と同程度の分子サイズであり、放出が必要な水素の透過を阻害（水素のみの場合と比較して透過量が低下）する可能性がある。水蒸気を混在させた状態で水素とほぼ同じ分子サイズのヘリウム透過量を計測した。水蒸気の濃集によりヘリウムの透過量は低下（透過阻害）したが、膜を疎水化することによって透過量の低下を緩和できることが分かった（図２）。

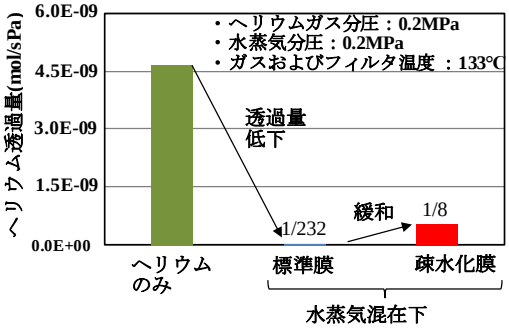


図２ 疎水化の効果

4. 結論

希ガス除去が可能な分離膜としてシリカ膜を選定し、その膜をベントシステムに組み込めば、希ガスを閉じ込めつつ水蒸気を外部に放出可能な見込みを得た。また膜の疎水化により、事故時に必要となる水素排出性の低下が緩和可能なことを確認した。

参考文献

[1] 日本機械学会編、“フィルタベント−原子力安全の切り札を徹底解説−”、ERC 出版、2018

*Takahisa Matsuzaki[1], Naoyuki Ishida[2], Naohisa Watahiki[2], Kazuo Tominaga[1] and Kazuaki Kito[1]

[1] Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [2]Hitachi, Ltd.

JRR-3 原子炉施設の事故評価

The accident evaluation of JRR-3

*井口　晋太郎[1]，堀口　洋徳[1]，荒木　正明[1]

[1]日本原子力研究開発機構

JRR-3 の設計基準事故のうち、炉心流路閉塞事故をより保守的な事故想定で検討した線量評価について発表する。

キーワード：JRR-3，原子力災害対策指針，線量評価

1. 緒言

原子力規制委員会が定めた原子力災害対策指針では、防護措置の実施を判断する基準として、空間放射線量率や環境試料中の放射性物質の濃度等の原則計測可能な値で表される運用上の介入レベル(OIL)が設定されている。本発表では、JRR-3 の設計基準事故のうち、炉心流路閉塞事故について燃料破損割合を保守的に変更した場合の線量評価を実施し、OIL1 及び OIL2 の防護措置の実施基準（OIL1：500μSv/h、OIL2：20μSv/h）との比較を行った。

2. 事故評価について

2-1. 評価事象

評価事象とした炉心流路閉塞事故は、燃料要素の流路が閉塞した直後に損傷し、放射性物質が燃料から冷却系へ放出され、原子炉プール及び建家への移行を経て非常用排気設備から周辺環境へ放出される事故である。評価では、非常用排気設備の正常に作動した場合と非常用排気設備が作動せず地上放出をした場合を想定した。ここで、保守的な評価とするため、燃料要素の破損割合を設計基準事故の燃料板 2 枚（炉心全体の約 0.4%）から燃料要素 1 体（炉心全体の約 4%）に変更した。

2-2. 線量評価

線量評価については、下記の評価を行った。内部被ばくについては、OIL の判断に用いられないため、対象外とした。評価点は JRR-3 から原子力科学研究所敷地境界までの距離 329m 地点とした。

①放射性雲による希ガス、よう素等からのγ線の外部被ばくによる全身に対しての線量率

②地面に沈着した希ガス、よう素等からのグランドシャインγ線による全身に対しての線量率

③原子炉建家の屋根を透過するγ線が空気により散乱する結果生じる、スカイシャインγ線による全身に対しての線量率

④原子炉建家の外壁を透過する直接γ線による全身に対しての線量率

2-3. 評価結果

事故直後においても線量率が緊急防護措置基準 OIL1 の初期設定値を超えないことを確認した。また、事故後急速に線量率が低下し、6 時間経過後には早期防護措置基準 OIL2 の初期設定値を下回ることを確認した。

また、原子炉建家内に浮遊する放射性物質による線量（③、④）の寄与が大きいことを確認した。

3. 結論

JRR-3 原子炉施設の線量評価は OIL の基準に該当せず、避難及び一時移転等の防護措置を実施する必要のない水準であることを確認した。

---

* Shintaro Iguchi[1] Hironori Horiguchi[1] and Masaaki Araki[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

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

[1G09-13] Severe Accident Analysis

Chair: Yoshiro Nishioka (Toshiba ESS)

Wed. Mar 16, 2022 2:45 PM - 4:15 PM Room G

[1G09] Evaluation of accident management measures in Early-in-vessel phase in PWR by MAAP5.06

*Takumi Kitao[1] (1. NEL)

2:45 PM - 3:00 PM

[1G10] Numerical analysis of IVR code benchmark by MAAP5

*Kazuyuki Katsuragi[1], Naoya Hayashi[1], Kenichiro Ueda[1], Noboru Matsui[1] (1. MHI)

3:00 PM - 3:15 PM

[1G11] Development of a CFD Compressible Fluid Dynamics Simulation Code: BAROC for Safety Analysis of Containment Vessel and Reactor Building Under Severe Accident Conditions

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

3:15 PM - 3:30 PM

[1G12] Development of a CFD Compressible Fluid Dynamics Simulation Code: BAROC for Safety Analysis of Containment Vessel and Reactor Building Under Severe Accident Conditions

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

3:30 PM - 3:45 PM

[1G13] Development of a CFD Compressible Fluid Dynamics Simulation Code: BAROC for Safety Analysis of Containment Vessel and Reactor Building Under Severe Accident Conditions

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

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

ＭＡＡＰ５．０６によるＰＷＲの炉心損傷初期段階における ＡＭ策の解析的な影響評価

Evaluation of accident management measures in Early-in-vessel phase in PWR by MAAP5.06

*北尾 卓己[1]

[1]（株）原子力エンジニアリング

過酷事故解析コード MAAP5.06 を使用し、PWR の重大事故時における炉心損傷開始前後の比較的早期に炉心注水操作等の AM 策を実施した際のプラント挙動を解析、このタイミングの違いによる炉心からの水素発生量や C/V への FP 放出量の影響等をまとめた。

キーワード：炉心損傷，PWR，MAAP5.06，AM 策

1. 緒言

PWR 型の原子炉において、炉心損傷を伴う重大事故が発生した場合においても、原子炉容器が健全な状態であれば炉心注水を実施することは重要な AM 策の一つである。溶融炉心への注水操作は大規模な Zr-水反応や RCS 圧力および C/V 内雰囲気圧力の急激な上昇を引き起こす恐れがあり、とりわけ炉心損傷開始前後の比較的早期においてはわずかな条件の違いによってこれらの現象の影響に差が出る可能性があるため、最新の物理モデルを反映した解析コードに基づく知見の整備が必要である。今回は過酷事故解析コード MAAP5.06 を使用して炉心注水操作等によるプラント挙動への短期的な影響を評価した。

2. 解析条件

今回実施した解析の一例として、全交流動力電源喪失時のホットレグ配管６インチ破断事象を起因とした事故シナリオの解析条件を表に示す。なお、対象プラントは ZION 型 PWR（４ループ）とした。

表　全交流動力電源喪失時のホットレグ配管６インチ破断事象　解析条件

ケース１	起因事象：全交流動力電源喪失　＋　ホットレグ配管６インチ破断 事象開始後１０分：２次系強制冷却開始（主蒸気逃がし弁開操作） 事象開始後３０分：２次系強制冷却停止（タービン動補助給水ポンプ停止、主蒸気逃がし弁閉操作）
ケース２	ケース１　＋　AM 策として炉心溶融直後に低圧注入（150 m^3/h 程度）実施
ケース３	ケース１　＋　AM 策として炉心溶融後３０分に低圧注入（150 m^3/h 程度）実施

3. 解析結果・考察

ケース１～３における炉心から発生した水素ガス積算量を図１に、C/V 内（炉心部及び RCS は除く）に存在する CsI の質量を図２に示す。ケース２では Zr-水反応により水素ガス発生量が１．５倍程度に増加する結果となったが、C/V への CsI 放出量はケース１の半分程度に抑えられた。一方、注水タイミングが３０分遅いケース３では水素ガス発生量、C/V への CsI 放出量、ともにケース１に近い結果となった。

炉心損傷開始前後の比較的早期における注水操作による影響はこうした感度解析の結果を踏まえた上で、複数のパラメータから多面的に検討する必要がある。

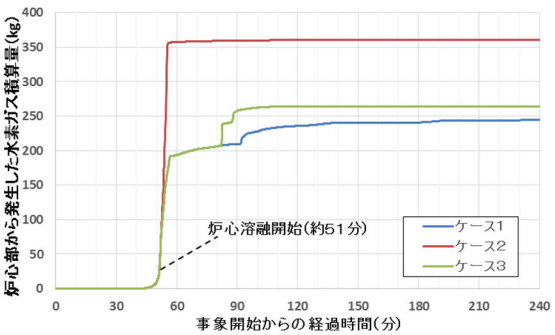


図１　炉心部から発生した水素ガス積算量

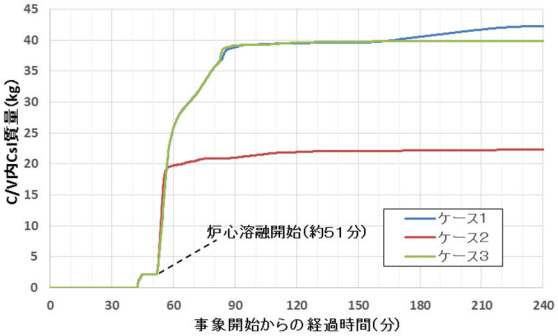


図２　C/V 内 CsI 質量

*Takumi Kitao[1]　[1]Nuclear Engineering, Ltd.

MAAP5 コードによる下部プレナム内成層化現象のベンチマーク解析

(2) 重金属層モデル

Numerical analysis of IVR code benchmark by MAAP5
(2) Heavy metal layer model
*桂木 一行，林 直哉，上田 謙一郎，松井 昇
三菱重工業

前報では，欧州 IVMR プロジェクトが実施したコード間ベンチマーク問題（軽金属層の形成を考慮したケース）への適用性を確認した。本報では，重金属層の形成を考慮した成層化現象の模擬について感度解析で確認した結果を報告する。

キーワード：MAAP5，欧州 IVMR プロジェクト，成層化，重金属層

1. 緒言

OECD/NEA で実施された MASCA プロジェクト[1]では，酸化物層が相分離し重金属層(一般に，酸化物層の上部に形成される軽金属層と区別するため，本研究ではこれを重金属層と呼ぶ)が形成される結果が得られている。MAAP5 コードの重金属層モデルは，MASCA 試験に対するベンチマークは報告されているが実機への適用例は殆どない。そこで本研究では，実機を想定した IVR ベンチマーク問題[2]を対象に MAAP5 コードの重金属層モデルの適用性を検討した。

2. MAAP5 の重金属層モデル

重金属層モデルは，化学的な反応である相分離に関するモデルと伝熱流動に関する自然対流熱伝達モデルから構成されている。相分離については Salay and Fichot のモデル[1]，重金属層から原子炉容器への熱流束は Theofanous の式[3]で評価する。

3. 解析条件・解析結果

解析は，20 ㌧の炉内構造物(SUS)が配置された下部プレナム内に，90 ㌧の酸化物(UO2:ZrO2:Zr＝68:8:14)と 40 ㌧の SUS からなる溶融炉心が落下することを想定する。なお，下部プレナムの外面は水で冷却された定常問題である。

図 1 に MAAP5 による解析結果を示す。最終的な定常状態では重金属層が形成された 3 層に相分離した結果である。IVMR プロジェクトの報告書[2]に記載されている他コードのベンチマーク結果では，重金属層から原子炉容器への熱流束は多くが約 200kW/m^2 であり，MAAP5 の結果は他コードと同等である。

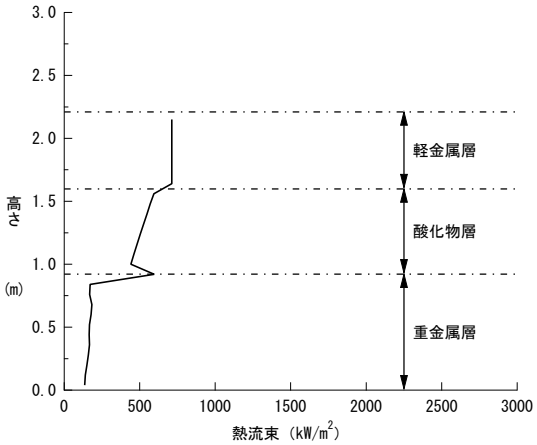


図 1．原子炉容器への熱流束の分布

4. 結論

MAAP5 コードが下部プレナム内での成層化現象（酸化物層から重金属層が形成されて成層化すること）を模擬できることを確認した。今後、感度解析により成層化に関するモデルの妥当性を確認する計画である。

参考文献

[1] Salay, M., and F. Fichot. "Modelling of corium stratification in the lower plenum of a reactor vessel." MASCA Seminar, Aix-en-Provence (France), 2004.

[2] Carénini, L., et al. "Main outcomes from the IVR code benchmark performed in the European IVMR project." *Annals of Nuclear Energy* 146 (2020): 107612.

[3] Theofanous, T. G., et al. "In-vessel coolability and retention of a core melt." No. DOE/ID-10460. Argonne National Lab., 1996.

*Kazuyuki Katsuragi, Naoya Hayashi, Kenichiro Ueda and Noboru Matsui
Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

過酷事故時の原子炉格納容器・原子炉建屋の安全性解析コード BAROC の開発 （１）3 次元熱流動解析技術

Development of a CFD Compressible Fluid Dynamics Simulation Code: BAROC for Safety Analysis of Containment Vessel and Reactor Building Under Severe Accident Conditions (1) A Method of CFD Compressible Fluid Dynamics

*三橋利玄 [1], 高橋淳郎 [1], 大西史倫 [1], 浜野明千宏 [1], 波田地洋隆 [1], 小池秀耀 [1], 内藤正則 [1]
[1] アドバンスソフト株式会社

陰解法による 3 次元圧縮性流体解析機能の他、水素を含む多成分ガス挙動解析機能、水蒸気凝縮解析機能、セシウム挙動解析機能などを有した過酷事故時における原子炉格納容器および原子炉建屋内の解析コード BAROC を開発し、その妥当性、有効性を確認した。

キーワード：BAROC、3 次元圧縮性流体解析、陰解法、多成分ガス、水素挙動、水蒸気凝縮、過酷事故

1. 緒言

過酷事故時における原子炉格納容器および原子炉建屋内の水素や水蒸気分布、水蒸気凝縮、セシウム挙動などの物理現象を詳細に解析することは安全性解析において重要である。そこで、これら物理現象を同時に解析できる 3 次元圧縮性流体解析手法に基づく BAROC コードを開発した。

2. 3 次元熱流動解析技術

BAROC コードの開発にあたって、多成分ガスに対する 3 次元圧縮性流体解析を SIMPLE 法系列の解法より効率良く計算できるように、新たな陰解法として圧力 Poisson 方程式をエネルギー保存式に基づいて組み立て圧力、流速、エネルギーが強く結びついた解法（ECBA 法と呼ぶ）を独自に開発した。ECBA 法では、変形したエネルギー保存式(1)左辺の全エネルギーEを式(2)に置き換えて離散化することで、圧力修正量$\delta p^{n+1(l+1)}$に関する圧力 Poisson 方程式の連立方程式が得られる。なお、式(1)右辺の離散化式は行列計算の荷重項として代数的に計算する。

$$\frac{\partial E}{\partial t}+\nabla\cdot\left(\frac{E+p}{\rho}\right)\rho u-\nabla\cdot\lambda\nabla\left(\frac{E}{\rho C_v}\right)=\nabla\cdot\lambda\nabla T-\nabla\cdot\lambda\nabla\left(\frac{E}{\rho C_v}\right)+\nabla\cdot\sum h_i\left(\rho D_{ij}+\frac{\mu_t}{\sigma_c}\right)\nabla Y_i \quad (1)$$

$$E=\rho h-p+\frac{1}{2}\rho u^2\cong\left[\left(\frac{\rho h}{p}\right)^{n+1(l)}-1\right]\left(p^{n+1(l)}+\delta p^{n+1(l+1)}\right)+\left(\frac{1}{2}\rho u^2\right)^{n+1(l)} \quad (2)$$

BAROC コードでは、ECBA 法による 3 次元圧縮性流体解析機能のほか、実在流体の状態方程式、水素、水蒸気を含む多成分ガス挙動解析機能、バルクおよび壁面での水蒸気凝縮解析機能、セシウム挙動解析機能、壁温度評価および壁熱伝達モデルなどを有する。

衝撃波管問題、サーマルキャビティ問題、3 次元自然対流問題などの検証解析により、BAROC コードの妥当性を確認した。また、BAROC コードを用いた水素濃度の分布解析やセシウムの挙動解析（いずれも別報）を行い、原子炉建屋内の 3 次元圧縮性流体解析への有効性を確認した。

3. 結論

BAROC コードを開発し、検証解析や原子炉建屋内の 3 次元圧縮性流体解析を行い妥当性、有効性を確認した。今後は原子炉格納容器および原子炉建屋特有の機器や現象に対する解析モデルの組み込み、並列化による高速化、シビアアクシデント解析コードとの結合を予定している。

---

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

過酷事故時の原子炉格納容器・原子炉建屋の安全性解析コード BAROC の開発 (2)水素濃度の分布解析

Development of a CFD Compressible Fluid Dynamics Simulation Code: BAROC for Safety Analysis of Containment Vessel and Reactor Building Under Severe Accident Conditions (2) Distribution analysis of hydrogen concentration

*大西史倫 [1], 浜野明千宏 [1], 三橋利玄 [1], 高橋淳郎 [1], 波田地洋隆 [1], 小池秀耀 [1], 内藤正則 [1]
[1] アドバンスソフト株式会社

自社開発した圧縮性流体の 3 次元 CFD コード BAROC を用いて、苛酷事故時における原子炉建屋内の水素濃度分布を解析した。解析対象は福島第一原子力発電所 1 号機原子炉建屋相当とした。解析結果は建屋内の 5 階に放出された水素が下階との開口部を通って 4 階及びさらに下階にも流れ込む挙動を示した。

キーワード：BAROC,3 次元圧縮性流体解析,過酷事故,水素分布,多成分ガス,原子炉建屋,水蒸気凝縮

1. 緒言

福島第一原子力発電所の事故から原子炉建屋内の水素分布解析は重要であり、先行研究も実施されている。[1] 従来のシビアアクシデントコードでは 3 次元の分布や流量等詳細に解けない問題が有り、それを解決すべく BAROC を開発し、原子炉建屋内の水素濃度分布について解析した。

2. 原子炉建屋内水素濃度解析

公開情報に基づき、縦 42m、横 42m、高さ 57.3m の福島第一原子力発電所 1 号機原子炉建屋相当のモデルを作成した。本解析においては、原子炉建屋内を約 48 万メッシュで構成した。1 メッシュのサイズは幅 0.5m の立方体とした。初期条件として圧力は大気圧、気体成分は空気、温度 298K とし、高温水素流入後の外壁から外気への放熱を考慮した。事故シナリオとして、5 階シールドプラグから 1,000K の水素 100%が 4.4 時間かけて流入する場合を想定し、流入開始後 6 時間までの挙動を解析した。水素流入量を解析のパラメータとし 134,210,400kg の 3 ケースについて解析した。図 1 に水素流入量 210kg、実現象 5 時間後の水素濃度分布の解析結果を示す。原子炉建屋内の水素は、5 階の階段から 4 階に流入し、その後 4 階機器ハッチから 3 階、2 階へと水素が各階へ流入する現象が確認された。

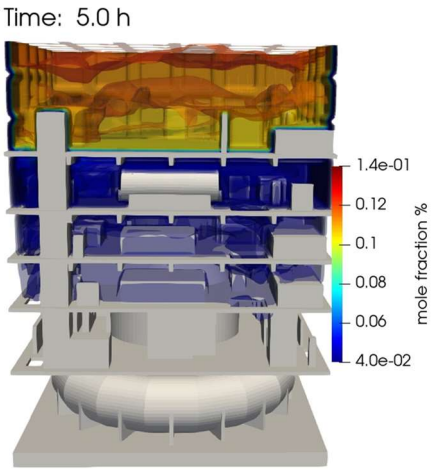


図 1 解析結果　水素濃度分布

3. 結論

自社開発した圧縮性流体の 3 次元 CFD コード BAROC を用いて、苛酷事故時における原子炉建屋内の水素濃度分布を解析した。一般に水素は軽いので浮力の影響で上方に移動し易いが、一方拡散速度は極めて速いため、流れに伴う移流と相まって、下の階に流入していくことが確認できた。今後、実条件を想定した水蒸気、窒素ガスと水素の混合気体が流入した際の水素分布解析を実施する予定である。

参考文献

[1] 福島第一原子力発電所事故発生後の詳細な進展メカニズムに関する未確認・未解明事項の調査・検討結果「第 5 回進捗報告」について(添付資料 1-10)

---

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

過酷事故時の原子炉格納容器・原子炉建屋の安全性解析コード BAROC の開発 (3) セシウムの挙動解析

Development of a CFD Compressible Fluid Dynamics Simulation Code: BAROC for Safety Analysis of Containment Vessel and Reactor Building Under Severe Accident Conditions (3) Cesium behavior analysis

*高橋淳郎[1]，三橋利玄[1]，大西史倫[1]，波田地洋隆[1]，浜野明千宏[1]，小池秀耀[1]，内藤正則[1]
[1]アドバンスソフト株式会社

自社開発した格納容器/原子炉建屋熱流動解析コード BAROC を用い、原子炉格納容器から漏洩したセシウムエアロゾル流動とウェル壁面やシールドプラグへのセシウム沈着挙動を解析した。解析結果は福島第一原子力発電所の各号機のシールドプラグ近傍での放射線量と定性的に対応する事を確認した。

キーワード：BAROC、3 次元圧縮性流体解析、過酷事故、セシウム挙動、エアロゾル沈着、格納容器、原子炉建屋、トレーサー

1. 緒言

福島第一原子力発電所の事故により発生、漏洩したセシウムの挙動については原子炉建屋等での高い放射線量による調査の困難性から未だ不明な点が残されている。本報告では、BAROC を用い、原子炉格納容器から漏洩したと想定されるセシウムエアロゾル流動とウェル壁面やシールドプラグへのセシウム沈着挙動を解析し、シールドプラグの漏洩面積の影響を検討した。

2. セシウム挙動解析

解析領域は原子炉格納容器上部の原子炉ウェルおよびオペレーションフロアとし、原子炉ウェル上部のシールドプラグに漏洩口を設けた。漏洩口の面積については不確実な点が多いため、漏洩口の面積が異なる 2 ケースについて検討を行った。

解析条件としてトップヘッドフランジの 1 か所から水素、水蒸気、セシウムエアロゾルが漏洩したと仮定して、エアロゾル粒子をパッシブスカラー（トレーサー）として取り扱い、乱流拡散による壁面への沈着を考慮し解析を行った。

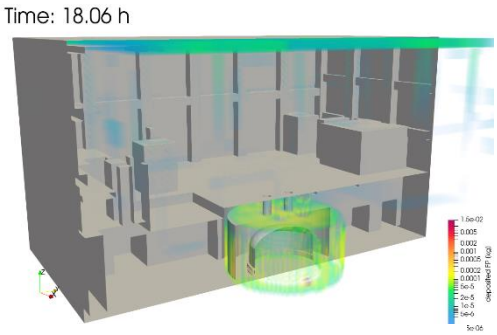


図 1 セシウム沈着量（灰色の建屋と原子炉ウェルは YZ 面で切り取った断面図）

3. 結果

図 1 に壁面に沈着したセシウム分布の一例を示す。シールドプラグの漏洩口面積が小さい場合は短時間で多くのセシウムがウェル壁面やシールドプラグに沈着し水素、水蒸気、セシウムエアロゾルの流入停止後は沈着量が殆ど増加しなくなるが、漏洩口面積が大きい場合は小さい場合と比較しセシウム沈着量の増加は緩やかで水素、水蒸気、セシウムエアロゾルの流入停止後も沈着量が増加し続けるという傾向が確認された。

今後はシールドプラグモデルの詳細化や沈着モデルの拡充等により、より精度の高い解析を目指し BAROC の開発と解析を進めていく予定である。

---

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

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

[1H01-02] Instrumentation Systems

Chair: Makoto Takahashi (Tohoku Univ.)

Wed. Mar 16, 2022 10:40 AM - 11:20 AM Room H

[1H01] Development of voltage regulator with radiation hardness over 3 MGy

*Shinji Nomoto[1], Masahiro Masunaga[1], Ryo Kuwana[1], Katsunori Ueno[2], Katsuhiko Hirano[2] (1. Hitachi, 2. HGNE)

10:40 AM - 10:55 AM

[1H02] Basic Study on Ultrasonic Investigation System for Decommission of Nuclear Reactor

*Takeshi Moriya[1], Hideharu Takahashi[1], Hiroshige Kikura[1] (1. Tokyo Institute of Technology)

10:55 AM - 11:10 AM

©Atomic Energy Society of Japan

耐放射線性 3 MGy を備えたボルテージレギュレータの開発

Development of voltage regulator with radiation hardness over 3 MGy

*野本 真司[1]，増永 昌弘[1]，桑名 諒[1]，上野 克宜[2]，平野 克彦[2]

[1](株)日立製作所，[2] 日立 GE ニュークリア・エナジー(株)

原子力発電所の計測器に向け、積算線量 3 MGy で動作可能な 1.3 W ボルテージレギュレータ(VR)を炭化ケイ素(SiC)製オペアンプを用いて開発した。本稿では VR の構成と、これの照射試験結果について述べる。

キーワード：耐放射線、ボルテージレギュレータ、電源、γ線、SiC

1. 緒言

高い信頼性が求められる原子力発電所の計測機器において、耐放射線性の向上が望まれている。筆者らは SiC 製オペアンプ[1]を用いて耐放射線性 1 MGy を備えるボルテージレギュレータ(VR)を開発[2]したが、出力可能な電力が 1.0 mW と低く、適用計器を制限していた。本稿では VR の高い放射線耐性を維持しつつ、適用可能な計測器を拡大するため、VR の高出力化(3.3 V/400 mA)について検討したので報告する。

2. 回路構成および照射条件

図 1 は開発した VR の等価回路である。VR は SiC 製オペアンプとシリコン製バイポーラトランジスタ(BJT)とから構成され、オペアンプの出力を BJT のベース端子へ接続することで高出力化している。また、γ線照射による BJT の電流増幅率(hFE)低下を考慮し、BJT から成るダーリントン接続を工夫することで対策した。照射試験には、ガンマ線(Co-60 線源)を使用し、線量率を 2.5 kGy/hr とした。照射中の VR には安定化電源からの入力電圧(V_{IN})をケーブルを介して照射室外から供給し、この時の出力電圧(V_{OUT})をデータロガーで測定した。

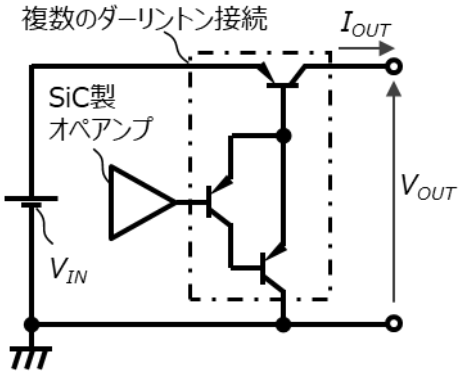


図 1 開発した VR の等価回路

3. 結果

図 2 は V_{OUT} の積算線量依存性である。VR の出力電圧は積算線量 3 MGy まで誤差±1.4%未満で推移し、市販の電圧レギュレータと同等の誤差であることを確認した[3]。本開発の VR は前回報告[2]のそれと比較して 1,300 倍の高出力化に成功しており、適用機器拡大の見通しを得た。加えて、耐放射線性 3 MGy を備える本 VR が適用されることで計測器の耐放射線性向上に貢献できる。

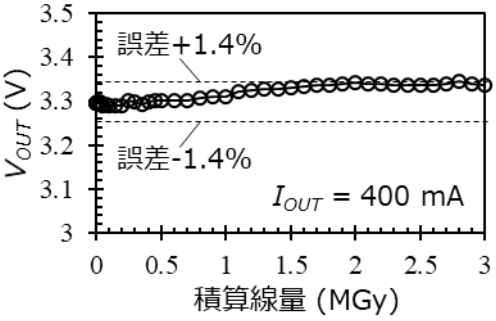


図 2 V_{OUT} の積算線量依存性

参考文献

[1] M. Masunaga, S. Sato, R. Kuwana, N. Sugii, A. Shima ; 4H-SiC CMOS Transimpedance Amplifier of Gamma-Irradiation Resistance Over 1 MGy ; IEEE Transactions on Electron Devices, vol. 67, no. 1, pp. 224-229, Jan. 2020.

[2] 桑名, ; 耐放射線 SiC 電源回路の開発と圧力伝送器への応用 ; 日本原子力学会 2021 年秋の大会(2021/9)

[3] https://fscdn.rohm.com/jp/products/databook/applinote/ic/power/linear_regulator/linearreg_spec_appli-j.pdf

*Shinji Nomoto[1], Masahiro Masunaga[1] , Ryo Kuwana[1] , Katsunori Ueno[2] and Katsuhiko Hirano[2]

[1]Hitachi Ltd., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

廃炉のための超音波炉内探査システムに関する基礎研究

Basic Study on Ultrasonic Investigation System for Decommission of Nuclear Reactor

*守家 岳志[1]，高橋 秀治[1]，木倉 宏成[1]
[1]東京工業大学

福島第一原子力発電所の廃炉作業工程における原子炉内調査を想定したロボットへの計測手法の適用を目指して，水中未知環境での環境調査と漏洩箇所推定を行うことを目的とした計測システムの基礎構築を行った．結果として，単純環境内において自己位置，漏洩箇所の推定が行えることを確認した．

キーワード：UVP、超音波計測技術、ロボット

1. はじめに

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炉作業工程において，冷却水等の漏洩箇所特定，ペデスタル領域における滑落構造物・堆積物・デブリ形状や分布等の調査が必要とされている．格納容器内部は懸濁した滞留水の存在が確認されており，我々は，カメラ等の光学的計測手法を補うための調査手法として超音波計測に着目している．本研究では、廃炉作業工程における原子炉内調査を想定したロボットへの計測手法の適用を目指して，水中未知環境での環境調査と漏洩箇所推定を行う計測システムの基礎構築を行った．


図 1　アームロボット


図 2　超音波センサアレイ

2. 実験装置および方法

試験には図 1 に示す 4 節のアームロボットを使用した．アームのエンドエフェクタとして図 2 に示す 8 素子の超音波センサアレイを 2 つ取り付けた．模擬漏洩を作成した水槽内でロボットを用い走査を行い ToF(Time of Flight)法，UVP 法[1]より周囲の環境計測、流動計測を行い未知環境内での漏洩箇所推定を行う．

3. 結果と考察

構築した基礎システムを評価した結果, 形状計測においては, ICP 法[2]に基づく自己位置推定手法を開発し，本手法の実装結果として，平均誤差 20mm 程度で自己位置推定を行うことが可能であった．また，流動計測においては，UVP 計測，上述の自己位置推定の結果よりフローマッピングを形成し，得られたデータ群を用いて，カーネル密度推定[3]に基づく漏洩箇所推定手法を開発し，結果として，誤差 50mm 程度で模擬漏洩の箇所を推定することが可能でることが確認された．

4. まとめ

水中未知環境での超音波炉内探査システムの構築を目指して，水槽中で超音波センサアレイを用いた環境計測，漏洩箇所推定を行うことで，構築した基礎システムおよび基礎システムに実装した手法の有効性を評価・検討した．結果として，単純環境内において自己位置，漏洩箇所の推定が行えることを確認した．また，今後は複数漏洩がある場合の漏洩箇所推定手法の開発，妥当性評価，自己位置推定の高度化などを行い，更に研究・開発を進める予定である．

参考文献

[1] Yasushi Takeda, Nuclear Engineering and Design, Vol. 126, (1991), pp. 277-284.

[2] P.J.Besl and N.D.Mckay, IEEE Trans. On Pattern Analysis and Machine Intelligence(PAMI), Vol 14, No. 2 (1992), pp. 239-256.

[3] Parzen, Emanuel, The annals of mathematical statistics, Vol. 33, No. 3 (1962), pp.1065-1076.

*Takeshi Moriya[1], Hideharu Takahashi[1] and Hiroshige Kikura[1]

[1]Tokyo Institute of Technology

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

[1H03-04] Cyber Security and Safety

Chair: Akio Gofuku (Okayama Univ.)

Wed. Mar 16, 2022 11:20 AM - 12:00 PM Room H

[1H03] Development of Cyber Attach Early Recognition System

*Makoto Takahashi[1], Kohei Matsumoto[1] (1. Tohoku Univ.)

11:20 AM - 11:35 AM

[1H04] Study on effect of control by rules on resilient performance

Keiga Terao[1], *Daisuke Karikawa[1], Makoto Takahashi[1] (1. Tohoku Univ.)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

制御システムに対するサイバー攻撃早期認識支援システムの研究

Development of Cyber Attach Early Recognition System

*高橋　信[1]，松本康平[1]
[1]東北大学

サイバー攻撃を受けたシステムの挙動はそれ以外の機器故障が発生したときの挙動と区別がつきにくく、サイバー攻撃であると認識すること自体が困難であり異常診断に時間がかかる場合多い。本研究では、仮説診断の手法をベースにサイバー攻撃と他の故障を早期に弁別するシステムを提案し、テストベッドでその有効性を検証した結果を述べる。

キーワード：サイバー攻撃，制御システム,仮説ベース診断

1. 緒言

原子力の分野においてもサイバー攻撃はセキュリティ上の重大な脅威と認識されている。サイバー攻撃には機密情報の漏洩を引き起こす「情報セキュリティ」の問題と、プラント制御に対する攻撃により物理的な損害が引き起こされる「制御システムセキュリティ」の問題がある。本研究では直接的なリスクが高い後者の制御システムセキュリティを対象にして、仮説診断の手法をベースにサイバー攻撃と他の故障を早期に弁別するシステムを提案し、テストベッドでその有効性を検証した結果を述べる。

2. 手法

サイバー攻撃の結果として引き起こされる事象は、通常のプラントのトラブルにより引き起こされる事象と区別がつかない場合が多く、原因がサイバー攻撃であると認識すること自体が困難である場合が多い。サイバー攻撃自体を防御することが第一義的に重要であるが、完全に攻撃を防ぐことは困難であり、攻撃を受けたときにいかに迅速にサイバー攻撃と認識して対策を打てるかが極めて重要になる。本研究では、ベイジアンネットワークを用いた仮説ベースのプラント診断の手法を適用し、段階的な仮説の絞り込みによるサイバー攻撃の早期認識の可能性を検討した。

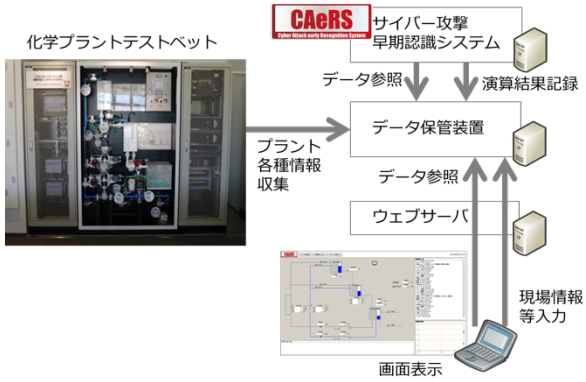


図 1　開発したシステムの全体構成

サイバー攻撃を模擬する環境としては、制御システムセキュリティセンター(CSSC) が保有する化学プラントテストベッドを利用し、水位制御のパラメータが不正に書き換えられる事象を中心に検討を行った。早期認識支援システムは第一段階では常時獲得されているオンライン情報に基づき正常状態からの逸脱を検知し、その後段階的に必要な情報を獲得し異常原因を絞り込む。情報が更新された時点で可能性のある異常仮説の確率値がベイズ更新により更新される。診断のベースとなるベイジアンネットワークを構築するためには異常原因と症候の関係に関するデータが必要であるが、本研究ではテストベッドで実際に異常を模擬してデータの収集を行った。

3. 検証結果

本研究では物理故障 5 種類、サイバー攻撃 2 種類に関して診断能力の検証を実施し適切に診断可能であることを確認した。サイバー攻撃の一例である「No. 1 流量制御パラメータの不正書き換え」に関しては、＜ゲイン書き換え＞→＜制御の不安定化＞→＜No. 1 流量制御弁の開閉振動発生＞→＜No. 1 ライン流量変動大＞→＜No. 2 タンク水位変動大＞と事象が進展するが、システムの指示に従い追加情報を獲得することで「ポンプ異常」「配管詰まり」「水位計異常」「ミスオペレーション」等のサイバー攻撃以外の可能性を排除し、迅速にパラメータの不正書き換えの可能性を認識できることを確認した。

3. 結論

本研究では、仮説診断の手法をベースにサイバー攻撃と他の故障を早期に弁別するシステムを提案し、テストベッドでその有効性を検証した。今後の更に多様なサイバー攻撃に対して本システムの有効性を検証する予定である。

*Makoto Takahashi[1], Kohei Matsumoto[1] / [1]Tohoku Univ.

ルールによる統制がレジリエントな行動に及ぼす影響に関する基礎研究

Study on Effect of Control by Rules on Resilient Performance

寺尾 京芽[1]，*狩川 大輔[1]，高橋 信[1]

[1]東北大学

人間の行動の信頼性を補うことによる安全性向上を意図して行われてきたルールによる統制が、状況適応的な意思決定や行動（レジリエンス）に与える影響について、認知実験を通じた予備的分析を行った。

キーワード：レジリエンス，ルール，安全マネジメント

1. 緒言

原子力発電所や航空機等の大規模複雑システムの運転において、ルールの追加や厳格化による人間のパフォーマンスの統制強化は、主要な安全性向上策の一つとして広く用いられてきた。しかし近年、状況の変化や不確実性に対処する上での人間の適応的な対処能力（レジリエンス）の重要性が認識され、それに応じた適切なルールのあり方が議論されている。例えば、Grote ら[1]は、①目標ルール、②プロセスルール、③行動ルールの 3 タイプのルールについて、不確実性が高い状況下においては、現場の人々に対してより詳細な制約を課す行動ルールよりも、裁量の余地の大きな目標ルールのほうが適していることを指摘しているが、その有効性を実証的に分析した研究は見られない。そこで本稿では、異なるタイプのルールによる統制がオペレータの行動に及ぼす影響について、認知実験を通じて予備的な分析を行った結果を報告する。

2. 実験

レジリエンスが必要とされるタスクの典型例である市街地火災の消火指揮タスクを模擬した実験用シミュレータを構築し、目標ルール（制限時間内の全火災の消火と消防車の安全確保）と行動ルール（具体的な消火手順）を設けた。東北大学の学生 6 名（男性 5 名、女性 1 名、平均年齢 22.7 歳）を被験者として以下の 2 群に分け、行動ルールに従うことで目標ルールを達成可能な「統制シナリオ」と、目標ルールを達成するためには行動ルールを逸脱することが必要な「比較シナリオ」を行ってもらい、両群のパフォーマンスを比較した。

行動ルール群：目標ルールを提示し、その達成のために行動ルールを順守するように教示した被験者群

目標ルール群：目標ルールを提示し、行動ルールについては参考指針として教示した被験者群

3. 結果および今後の課題

比較シナリオにおいて、シナリオ終了時点での残存火災セル数等に関して目標ルール群のパフォーマンスが高い傾向が確認された。また、実験後のインビューからは、行動ルールへの固執が見られる行動ルール群に対して、目標ルール群は自身のリスク認知に基づいて行動しており、そのことが相対的に高いパフォーマンスにつながっている可能性が示唆された。今後は、被験者数を増やした本実験を行い、ルールによる統制のあり方がレジリエントな行動に与える影響に関して、さらに詳細な分析を実施する予定である。

参考文献

[1] Grotem G.: *Promoting safety by increasing uncertainty – Implications for risk management*, Safety Science, 71, 71-79 (2015).

Keiga Terao[1], *Daisuke Karikawa[1] and Makoto Takahashi[1]

[1]Tohoku Univ.

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

[1H05-09] Waste

Chair: Taiji Chida (Tohoku Univ.)
Wed. Mar 16, 2022 2:45 PM - 4:15 PM Room H

[1H05] 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 Sagara[2], Kenji Takeshita[2] (1. RWMC, 2. Tokyo Tech, 3. JAEA, 4. Hokkaido Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

[1H06] Study on advanced nuclear energy system based on the environmental impact of radioactive waste disposal

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

3:00 PM - 3:15 PM

[1H07] 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)

3:15 PM - 3:30 PM

[1H08] Study on advanced nuclear energy system based on the environmental impact of radioactive waste disposal

*Naoya Shigekiyo[1], Masahiko Nakase[1], Hidekazu Asano[1,2], Tomofumi Sakuragi[2], Ryo Hamada[2], Kenji Takeshita[1] (1. Tokyo Tech, 2. RWMC)

3:30 PM - 3:45 PM

[1H09] Study on advanced nuclear energy system based on the environmental impact of radioactive waste disposal

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

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
（5）核燃料サイクル条件多様化に対応する統合的な環境負荷評価

Study on advanced nuclear energy system based on the environmental impact of radioactive waste disposal

(5) Integrated environmental load assessment for diversifying nuclear fuel cycle conditions

*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は継続的な原子力利用における大きな課題である．上流側の核燃料の燃焼特性、核燃料サイクル条件，地層処分場の設計と閉鎖後長期の安全性評価を考慮した処分場での負荷低減を実現する技術オプション提示の研究手法とその成果を報告する．

キーワード：原子力システム，核燃料サイクル，放射性廃棄物管理，廃棄物処分，環境負荷

1. 緒言

筆者らは地層処分における核種移行被ばく線量，廃棄物に固有の放射性毒性，核燃料サイクル全体の物量バランス，簡素化 MA 分離，及び高速炉を利用した分離 MA の燃焼特性などに留意した放射性廃棄物処分における負荷低減に有効な技術オプション提示を目指す研究を進めている[1][2]．個々のプロセスの成立性を確認しつつそれらが合理的に結節された原子力システムの提示に向けて，UO2 燃料由来のガラス固化体を対象に結節条件を考慮した廃棄物処分における環境負荷を評価した．

2. 簡素化 MA 分離導入における廃棄物処分負荷

本研究の特徴は 70～90%の簡素化 MA 分離を前提とするガラス固化体の処分場での環境負荷（発熱に基づく廃棄物量、地下水及び人間侵入シナリオに基づく被ばく線量）評価である．環境負荷低減の効果は、使用済燃料冷却期間(年)，MA 分離割合(%)，及びガラス固化体の廃棄物含有率(wt%)と密接に関係する．全体的な傾向として MA 分離は処分場の面積と人間侵入シナリオに基づく被ばく線量の削減には効果が現れるが，地下水シナリオでの核種移行被ばく線量への影響は見られない．一方，多様な MA 分離法（湿式法、乾式法）の調査からは希土類元素(RE)の随伴を許容することで分離プロセスの簡素化が可能であることが示唆された．そこで、JAEA が開発を進めている SELECT プロセスの HONTA 抽出剤を用いる MA/RE 相互分離(Step 4)に着目し[3]，Purex 法による U，Pu，Np 回収後の HLW 廃液をここで処理することとして HLW 実廃液を用いた抽出試験データとプロセスシミュレーションコード(PARC-MA)を用いて簡素化 MA 分離条件での RE 随伴量を計算し，この値を考慮した HLW 廃液組成に基づくガラス固化体の処分場での環境負荷を求めた．その結果を表 1 に示す（燃焼度は 45GWd/tHM）．これより簡素化 MA 分離における RE 随伴がガラス固化体処分における環境負荷に及ぼす影響は小さいものと判断した．また RE 随伴を考慮した燃料の平衡期高速炉での炉心特性を評価し，想定した RE 随伴割合のもとでは燃焼反応度や冷却材ボイド反応度などの代表的な炉心特性が設計対応可能な範囲に入ることを確認した．この結果に基づき，より精緻な統合的評価のための結節条件等に関する留意事項を整理した．

表1 簡素化MA分離でのRE随伴を考慮した処分の環境負荷評価

条件	SF冷却期間（年）	MA分離（%）	廃棄物含有率（wt%）	ガラス固化体発生本数（本/tHM）	処分場面積比(-) vs. UO_2: (55.5m²/tHM)	核種移行被ばく線量（nSv/y）	人間侵入被ばく線量（mSv/y）
標準UO2	4	ー	20.8	1.25	1.00	4.77	12.2
1	15	70	20.8	1.23	0.98	4.76	9.3
1'(RE随伴考慮)	15	71	20.8	1.21	0.97	4.76	9.1
2	50	70	20.8	1.24	0.99	4.76	14.8
2'(RE随伴考慮)	50	71	20.8	1.22	0.98	4.76	14.4
3	50	90	25.0	0.88	0.70	4.76	7.1
3'(RE随伴考慮)	50	93	25.0	0.87	0.69	4.76	4.9

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，予稿 3J01

[2] 浜田涼他，日本原子力学会 2021 年春の年会，予稿 3J02

[3] BAN, Y., et al., "Minor Actinides Separation by *N,N,N',N',N'',N''*-Hexaoctyl Nitrilotriacetamide (HONTA) Using Mixer-settler Extractors in a Hot Cell", Solvent Extraction and Ion Exchange, **37** 7 (2019) 489 - 499

*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

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
（6）簡素化 MA 分離による 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への影響評価

Study on advanced nuclear energy system based on the environmental impact of radioactive waste disposal
(6) Repository footprint and exposure dose for vitrified waste from MOX fuel by simplified MA separation

*浜田涼[1]，朝野英一[1]，桜木智史[1]

[1]原環セ

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を起点とする新たな観点で設定した 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を起点とする新たな観点で MA 分離目標 70~90%（簡素化 MA 分離）を設定し，核燃料サイクル全体(燃焼，再処理，簡素化 MA 分離，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]．地層処分による環境負荷を廃棄物量（処分場面積）と放射線影響（被ばく線量）の 2 つで定義し，既報では使用済 UO_2 燃料由来のガラス固化体を処分した際の簡素化 MA 分離の効果について検討した[1]．本稿では，従来の使用済 UO_2 燃料に比べ発熱性の高いマイナーアクチニド(MA)が多く含まれており，処分の際にガラス固化体発生本数や処分場面積の増加が懸念される MOX 燃料に着目した. 使用済 MOX 燃料由来のガラス固化体を処分した際の処分場面積, および核種移行と人間侵入による被ばく線量への簡素化 MA(Am, Cm. Np)分離の影響を評価した．

2. 解析方法

使用済 MOX 燃料(PWR, 45GWd/tHM)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．処分システムへの熱影響として緩衝材温度を，第 2 次取りまとめ[2]のレファレンスケースの処分場モデルを用いた伝熱計算(COMSOL Multiphysics)により評価した．緩衝材温度が制限温度 100℃を下回るガラス固化体の最大廃棄物含有率を評価し，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

使用済 MOX 燃料由来のガラス固化体の計算条件および処分場面積，被ばく線量評価結果を表 1 に示す．MA 分離なしの条件では，その発熱量の高さから緩衝材制限温度の制約により低含有(12wt%)とせざるを得ず，ガラス固化体発生本数が大きく増加するため処分場面積は標準条件に対して 6.7 倍となる．MA 分離を 70%適用するだけでも処分場面積は大きく低減でき，90%適用すると処分場面積が標準条件よりも約 30%低減できることが分かった．核種移行による被ばく線量は支配核種が ^{135}Cs であるため，MA 分離の影響はなかった．人間侵入による被ばく線量は，支配核種が ^{241}Am であるが，MA 分離の影響がほとんど見られなかった．本研究ではボーリングコアがガラス固化体を貫通した場合を想定しているため，人間侵入の被ばく線量に寄与するのはガラス固化体 1 本中に含まれる ^{241}Am の量である．MA 分離割合に応じて高含有化しておりガラス固化体中の ^{241}Am の含有量が各条件で同等となったため MA 分離の影響が見られなかったと考えられる．これは処分場面積低減を優先させた場合の廃棄物含有率の設定に起因するものと言える．廃棄物処分における環境負荷低減は評価指標の扱い，関係付けに留意する必要がある．

表 1　計算条件および処分場面積，被ばく線量評価結果

条件	計算インプット			結果(標準条件に対する比率)		
	冷却期間 [y]	MA 分離 [%]	廃棄物含有率 (Na_2O 10wt%含む) [wt%]	処分場面積[2] [-]	核種移行最大被ばく線量 [-]	人間侵入被ばく線量 (300 年後) [-]
標準 UO_2	4	0	20.8	1.0	1.0	1.0
MOX MA 分離なし	50	0	12.0	6.7	2.3	4.6
MOX MA 分離 70%	50	70	15.5	2.1	2.3	4.5
MOX MA 分離 90%	50	90	24.8	0.72	2.3	4.4

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，予稿 3J01-3J02．[2]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]　[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
（7）NFCSS コードのための放射性廃棄物の環境負荷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

(7) Development of an Assessment Program of the Environmental Load of Radioactive Wastes for NFCSS

*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のために開発している，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，NFCSS，諸量評価

1. 緒言

核燃料サイクルの諸量評価のために導入した IAEA の NFCSS コード[1][2]は，燃料製造から再処理までの各プロセスの諸量計算を IAEA の Web プラットホームで行う．本研究では再処理，核種分離，地層処分等の多様な処理処分条件のもとでの放射性廃棄物処分における環境負荷 (廃棄物量と放射線影響) 評価[3]が可能な簡便な Excel プログラムを開発することによって，NFCSS コードにバックエンド領域の諸量評価機能を拡張することを目指している．

2. 放射性廃棄物の崩壊熱・放射性毒性計算手法

NFCSS コードでは，別途に提供される Excel ファイルで，ORIGEN2 コードを用いた 3 つの燃焼計算データ (UO_2, MOX, ThO_2) を基に使用済燃料の崩壊熱と放射性毒性の計算が可能となっている．使用済燃料の処理処分を考慮した高レベル放射性廃棄物の諸量評価のためには新たな Excel プログラムの開発と関連データの整備が必要である．本研究で開発している Excel プログラムでは，使用済燃料の再処理及び核種分離による放射性廃棄物の崩壊熱 ($\boldsymbol{W_{HLW}}$) を次のように計算する．

$$\boldsymbol{W_{HLW}(t) = W_{SNF}(t) - W_{SP}(t - t_s) = W_{SNF}(t) - \sum_j \sum_i w_{j\leftarrow i}(t') M_i(t_s) F_i}$$

$\boldsymbol{W_{HLW}}$：使用済燃料の再処理・核種分離後放射性廃棄物の崩壊熱 [W/tHM]
$\boldsymbol{W_{SNF}}$ ：使用済燃料の崩壊熱 [W/tHM]
$\boldsymbol{W_{SP}}$ ：使用済燃料から再処理・分離する核種及びその娘核種の崩壊熱 [W/tHM]
$\boldsymbol{w_{j\leftarrow i}}$ ：核種 i (親核種) 1 g において，その系列核種 j の崩壊熱 [W/g]
$\boldsymbol{M_i}$ ：核種 i の使用済燃料中重量 [g/tHM]
$\boldsymbol{F_i}$ ：核種 i の再処理・分離効率 [%]
$\boldsymbol{t}$ ：原子炉停止後経過時間
$\boldsymbol{t_s}$ ：原子炉停止後再処理・核種分離までの経過時間
$\boldsymbol{t'}$ ：$\boldsymbol{t' \equiv t - t_s}$

$\boldsymbol{W_{SNF}}$ は燃焼条件 (原子炉型，燃料，燃焼度等) における使用済燃料の崩壊熱として，$\boldsymbol{w_{j\leftarrow i}}$ は核種固有の崩壊熱として，ORIGEN2.2-UPJ コードの計算によりデータベース化される．放射性毒性も同様な手法で計算する。ユーザーは Excel プログラム上で燃焼条件を選択，再処理・核種分離条件 ($\boldsymbol{F_i}$と$\boldsymbol{t_s}$) を入力することで簡便に放射性廃棄物の崩壊熱と放射性毒性の計算が可能となる．多様な燃焼条件と再処理・核種分離条件 (UO_2/MOX 燃料，15 年/50 年冷却，U & Pu 99.5% 再処理，MA 70% 分離，Cs·Sr·Mo·PGM 70% 分離) において ORIGEN2.2-UPJ 計算と開発した Excel プログラムのベンチマークを行っている．

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] IAEA, “Nuclear Fuel Cycle Simulation System: Improvements and Applications,” IAEA-TECDOC-1864, 2019.
[2] 韓治暎他，日本原子力学会 2021 年春の年会，予稿 3J03. [3] 朝野英一他，日本原子力学会 2021 年春の年会，予稿 3J01.

*Chi Young HAN[1], Hiroshi SAGARA[1] and 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
（8）簡素化 MA 分離の観点からの既往技術サーベイ

Study on advanced nuclear energy system based on the environmental impact of radioactive waste disposal
(8) Surveillance of separation technology for simplified MA separation

*重清 直也[1]，中瀬 正彦[1]，朝野 英一[1,2]，桜木 智史[2]，浜田 涼[2]，竹下健二[1]
[1]東工大，[2]原環センター

廃棄物処分の環境負荷低減の観点から核燃料サイクルをとらえると，再処理に求められる要件は変化し得る．高い分離度を目指さない簡素化された MA 分離を導入する場合の技術的成立性を考察するために，改めて簡素化 MA 分離の観点から分離技術をサーベイした．

キーワード：簡素化 MA 分離 1，湿式再処理 2，乾式再処理 3，処分場負荷低減 4

1. 緒言　湿式，乾式を始めとして多様な MA 分離研究がなされているが，発熱源を取り除くほど廃棄体の処分が容易になること，潜在的な有害度低減等といった考えから高い MA 回収率が目指されてきた．本プロジェクトでは MA 回収率が 90，70%程度でも処分負荷低減の観点からは利益があることを示しており，ここでは既往の MA 分離技術を簡素化した際の技術適用性について検討した[1].

2.文献調査結果　技術調査に先立ち簡素化 MA 分離を①RE 随伴を許容した MA 分離，②高い MA 純度は維持しながら MA 回収率が低い分離 に分類した．後者の方が技術的に困難であり，主に前者の検討を行った．

2-1. 湿式再処理での簡素化 MA 分離　①の簡素化 MA 分離であればジグリコールアミド(DGA)といった既往の抽出剤で高レベル廃液からの MA 簡素化分離が可能と判断した．R2 年度には再処理プロセス解析コード PARC-MA を用いて MA 回収率が低い場合のミキサセトラ段構成や随伴する RE 割合を検討し，数段程度で 70～90%の MA 分離可能であることが示された[2]. DGA 以外でも既報文献をもとにしたプロセス解析を R3 年度に実施し，簡素化 MA 分離が適用できる可能性を示した．ただし，塩析剤(硝酸ナトリウムなど)の利用は廃棄物量を増大させる可能性があり，またプロセス適用上重要な抽出速度の影響についても考慮が必要である．MA 分離に伴う廃棄体の発熱量低減によりガラス固化体中の廃棄物含有量を増加させることが可能だが，ガラス固化体製造妨害元素の白金族元素(PGM)の割合が高まるため PGM 分離の検討も重要となる．PGM 分離の報告は見られるが PGM の廃棄体化と処分に関する報告は限られている．

2-2. 乾式再処理での簡素化 MA 分離　乾式再処理は金属，窒化物，酸化物など多様な燃料の再処理が検討されている．乾式の方が酸化還元電位等による制約から湿式よりも MA/RE 相互分離は困難だが，U，Pu に随伴させて MA の完全回収が報告されており，MA 含有燃料として高速炉での利用が可能である．PGM は合金形態(インゴット)の廃棄体化が研究されている．乾式における簡素化 MA 分離はバッチ処理回数や処理時間低減等で可能である．現状の炉心開発等を考慮すると，湿式での簡素化 MA 分離の実現性が高いと判断した．

3. 結論 MA 分離の簡素化の観点から既往の MA 分離技術サーベイを行った．技術成熟度の観点からは湿式で DGA といった実用段階にある抽出剤による RE 随伴を許容した MA 分離の実現性が高いと判断した．従来研究されてきた低除染燃料よりも高濃度の RE が MA に随伴することが想定されるが，本プロジェクトでは簡素化 MA 分離時の炉心の成立性についても検討が進んでいる．

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]原子力システム研究開発事業「廃棄物処分の環境影響を基点にした原子力システム研究」令和元年度報告書
[2]原子力システム研究開発事業「廃棄物処分の環境影響を基点にした原子力システム研究」令和２年度報告書

---

*Naoya Shigekiyo[1], Masahiko Nakase[1], Hidekazu Azano[1,2], Tomofumi Sakuragi[2], Ryo Hamada[2], Kenji Takeshita[1]
[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
（9）環境負荷評価を基にした MA 分離プロセスの分離段数低減化の検討

Study on advanced nuclear energy system based on the environmental impact of radioactive waste disposal
(9) Evaluation of solvent extraction stages in MA separation process based on environmental load in waste disposal

*松村達郎[1]，津幡靖宏[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の環境影響を基点とした分野横断的な原子力システム研究が実施されている。環境負荷評価を基にした評価による 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では 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、実 HLW から MA の分離を達成して「SELECT プロセス」と命名した。これまでの研究では、長期的な放射性毒性の推移を基にした目標値を達成する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 分離プロセスの分離段数低減化

「SELECT プロセス」のブロックフローを図 1 に示した[1]。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多数の分離段を持つ抽出器によって溶媒抽出の操作を繰り返す必要があり、分離工程の大型化が問題となる。Am の回収率の目標値を従来の 99.9%から、環境負荷を基にした目標値 70～90%とし、プロセスシミュレーションコード(PARC-MA)を用いて分離段数と MA 製品の組成を評価した。得られた結果のうち回収率を表に示した。従来の目標値では分離段数 40 段を必要とする[2]が、目標値 70%では 1/10 の 4 段でも達成可能であることが示された。回収された MA の組成の評価は高速炉等の核変換システムで必要とされる純度などの解析が必要であり、現在詳細な検討を実施中である。

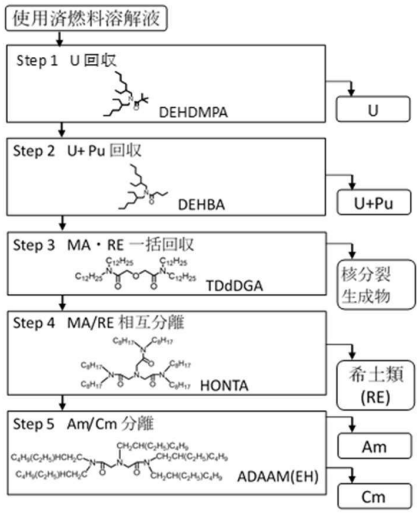


図 1　SELECT プロセスの概念図と各段階で採用したアミド系抽出剤

表　PARC-MAコードによる解析条件とAm回収率

ケース	解析条件				Am 回収率 (%)	
	分離段数	抽出	洗浄	供給液硝酸濃度		
1（基本条件）	40	24	16	0.06(M)	100.0	分離段数の合理化により、回収率減
2	10	6	4	0.06	98.0	分離段数**4段**（参照条件の1/10)で**回収率88.5%**
3	6	4	2	0.06	93.4	
4	4	3	1	0.06	88.5	
5	4	3	1	0.10	80.8	硝酸濃度調整によって不純物抑制
6	4	3	1	0.15	71.2	

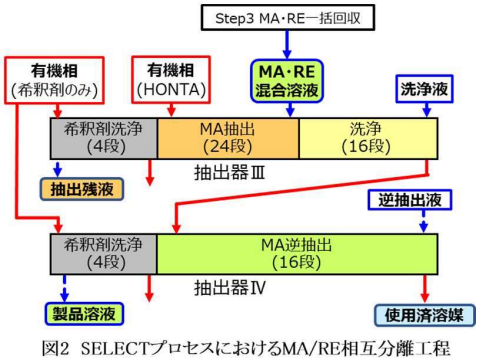


図2　SELECTプロセスにおけるMA/RE相互分離工程

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] 松村達郎他，日本原子力学会 2021 年春の年会，予稿 3J04、[2] BAN, Y., et al., Solv. Extr. Ion Exch., **37** 7 (2019) 489 - 499

* Tatsuro Matsumura[1], Yasuhiro Tsubata[1], Hidekazu Asano[2], Tomofumi Sakuragi[2], Ryo Hamada[2],　[1] JAEA, [2]RWMC

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

[1H10-13] Radionuclide Inventory

Chair: Taishi Kobayashi (Kyoto Univ.)

Wed. Mar 16, 2022 4:15 PM - 5:30 PM Room H

[1H10] Impact on geological disposal due to prolonged cooling period of spent fuel before reprocessing and study of mitigation measures

*Toyonobu Nabemoto[1], Takao Ikeda[2], Yasuhiro Suyama[3], Kazuyoshi Takenobu[4], Masakazu Chijimatsu[5], Susumu Sakashita[6], Satoshi Hirooka[7], Arata Kurihara[8], Masayoshi Kuji[9], Hideki Takayama[10] (1. IHI, 2. JGC JAPAN CORPORATION, 3. KAJIMA, 4. ATK-ENG, 5. HAZAMA ANDO, 6. OYO, 7. JX NIPPON EXPLORATION AND DEVELOPMENT, 8. DIA CONSULTANTS, 9. MAEDA, 10. ENAA)

4:15 PM - 4:30 PM

[1H11] Impact on geological disposal due to prolonged cooling period of spent fuel before reprocessing and study of mitigation measures

*Takao Ikeda[1], Yasuhiro Suyama[2], Toyonobu Nabemoto[3], Kazuyoshi Takenobu[4], Masakazu Chijimatsu[5], Susumu Sakashita[6], Satoshi Hirooka[7], Arata Kurihara[8], Masayoshi Kuji[9], Hideki Takayama[10] (1. JGC JAPAN CORPORATION, 2. KAJIMA, 3. IHI, 4. ATK, 5. HAZAMA ANDO, 6. OYO, 7. JX NIPPON EXPLORATION AND DEVELOPMEN, 8. DIA CONSULTANTS, 9. MAEDA, 10. ENGINEERING ADVANCEMENT ASSOCIATION OF JAPAN)

4:30 PM - 4:45 PM

[1H12] Waste characteristics based on the various burnup conditions and the projected cooling time of spent fuels

*Tomofumi Sakuragi[1], Ryo Hamada[1], Hidekazu Asano[1], Kota Kawai[2], Kyohei Yoshinaga[2], Naoki Kondo[2], Toshiro Oniki[3], Midori Uchiyama[3] (1. RWMC, 2. MRI, 3. IHI)

4:45 PM - 5:00 PM

[1H13] Inventory evaluation in waste using soil near Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Kenso Fujiwara[1], Kazuki Iijima[1] (1. JAEA)

5:00 PM - 5:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

再処理前使用済燃料冷却期間長期化による地層処分への影響と緩和策の検討

(1)ガラス固化体の特性と人工バリア温度への影響

Impact on geological disposal due to prolonged cooling period of spent fuel before reprocessing and study of mitigation measures

(1) The impact on characteristics of vitrified waste and temperature of engineered barrier

*鍋本 豊伸[1], 池田 孝夫[2], 須山 泰宏[3], 竹延 千良[4], 千々松 正和[5], 坂下 晋[6], 廣岡 知[7], 栗原 新[8], 久慈 雅栄[9], 髙山 秀樹[10]

[1]ＩＨＩ,[2]日揮,[3]鹿島,[4]アサノ大成基礎エンジニアリング,[5]安藤・間,[6]応用地質,[7]ＪＸ金属探開,[8]ダイヤコンサルタント,[9]前田建設工業,[10]エンジニアリング協会

使用済燃料の再処理前冷却期間の長期化による地層処分への影響と緩和策を検討するため、長期化に伴うガラス固化体のインベントリを評価して、NUMO 包括的技術報告書の条件を用いて処分時の人工バリア温度の評価を実施した。その結果緩衝材ピーク温度の上昇、ピーク発現時期の遅延、その後の温度低下速度の減少が判明し、処分システムへの影響の緩和策を検討した。

キーワード：地層処分，人工バリア温度評価，ガラス固化体，再処理前冷却期間，緩衝材

1. 緒言

（一財）エンジニアリング協会の放射性廃棄物研究会では地層処分概念の合理化、最適化方法の検討に取り組んでいる。本報告では再処理前冷却期間の長期化によるガラス固化体のインベントリと発熱量の変化、及びそれらの地層処分への影響、影響の緩和策を、次の報告では地層処分の安全性への影響を報告する。一連の評価では NUMO の包括的技術報告書[1]（以下 NUMO 報告書）を参照した。使用済燃料の再処理前冷却期間は、NUMO 報告書では４年を標準ケースとしているが、既往の研究により再処理前冷却期間が長期化すると Cs137、Sr90 は減衰するものの Am241 が増加し、処分後数十年後の発熱量は４年ケースを上回ることが知られている。

2. 評価条件

再処理前冷却期間は人工バリア温度上昇の観点で最も保守的な冷却期間を累積発熱量から推測し、実際に発生する可能性は低いものの 60 年とした。処分場構造は固化体竪置きとし，処分坑道中心間距離、処分孔距離は NUMO 報告書における深成岩類・先新第三紀堆積岩類と同条件とした。同報告書の温度解析モデルは固化体中心から 200m下までを計算領域とし，領域下端は温度固定としているが処分後の時間経過により地盤の温度上昇域が領域下端に達することで人工バリアの温度が影響を受けることが確認されたため事前温度解析により計算領域の影響が出ない深さを設定した。

表－１　NUMO 報告書と計算領域を拡張したモデルの解析結果比較

	計算領域	拡張無し（NUMO 報告書）	拡張有り（固化体中心から 600m下までﾓﾃﾞﾙ化）	
評価対象	再処理までの冷却期間	標準ケース（4 年）	同左	冷却期間長期化（60 年）
緩衝材の内面温度	最高温度	98℃	同左	102℃
	最高温度になる時期	処分後 20 年頃	同左	処分後 400 年頃
ガラス固化体の表面温度	処分後 1000 年後の温度	60℃	63℃（処分後 1600 年頃に 60℃に到達）	94℃（処分後 6500 年頃に 60℃に到達）
	拡張無しとの比較	－	処分後約 200 年以降拡張有りの温度が高い。	処分後約 50 年以降は冷却期間 60 年のほうが高い。

3. 評価結果

表 1 に先新第三紀堆積岩類の温度解析結果を示す。計算領域は固化体下 600m以深まで必要との結果となった。緩衝材最高温度は処分後 400 年頃に 102℃に達した。また、閉鎖後の安全性評価においてオーバーパックの健全性は処分後 1000 年で喪失するとしているが、1000 年後のガラス固化体温度は同報告書で示された 60℃から 94℃に上昇した。緩衝材制限温度(100℃)を超えること、ガラス固化体溶解速度の増加等が懸念されるため人工バリア設計、処分安全評価方法見直し等複数の影響緩和策を立案した。緩和策の効果確認の一例として固化体定置ピッチ等を見直して温度解析を実施したところ、緩衝材の安全機能が損なわれることが無い状態が達成可能であることを確認した。複数の緩和策を組み合わせることで再処理前冷却期間の長期化による懸念は解決可能と考えられる。

参考文献　[1] NUMO,包括的技術報告,2021 年 2 月

謝辞：本研究にあたり(一財)エンジニアリング協会の塩﨑功氏、日揮㈱の杉田雅仁氏、濱田幸司氏、㈱IHI の森口斉彦氏、藤原寛明氏に協力頂いたので謝意を表す。

* Toyonobu Nabemoto[1], Takao Ikeda[2], Yasuhiro Suyama[3], Kazuyoshi Takenobu[4], Masakazu Chijimatsu[5], Susumu Sakashita[6], Satoshi Hirooka[7], Arata Kurihara[8], Masayoshi Kuji[9], Hideki Takayama[10]

[1]IHI, [2]JGC JAPAN CORPORATION, [3]KAJIMA, [4]ATK, [5]HAZAMA ANDO, [6]OYO, [7]JX NIPPON EXPLORATION AND DEVELOPMENT, [8]DIA CONSULTANTS, [9]MAEDA, [10]ENAA

再処理前使用済燃料冷却期間長期化による地層処分への影響と緩和策の検討

(2)安全性への影響

Impact on geological disposal due to prolonged cooling period of spent fuel before reprocessing and study of mitigation measures

(2) The impact on the safety

*池田 孝夫[1], 須山 泰宏[2], 鍋本 豊伸[3], 竹延 千良[4], 千々松 正和[5],
坂下 晋[6], 廣岡 知[7], 栗原 新[8], 久慈 雅栄[9], 髙山 秀樹[10]
[1]日揮, [2]鹿島, [3]ＩＨＩ, [4]アサノ大成基礎エンジニアリング, [5]安藤・間, [6]応用地質,
[7]ＪＸ金属探開, [8]ダイヤコンサルタント, [9]前田建設工業, [10]エンジニアリング協会

使用済み燃料の再処理前冷却期間の長期化に伴うガラス固化体放射能インベントリの変化、発熱量の変化による、地層処分の安全性への影響を評価した。NUMO 包括的技術報告書の条件を基に、基本シナリオ（地下水移行シナリオ）、及び人間侵入シナリオ（ボーリング作業従事者被ばく）の評価を実施した。地下水移行シナリオについては大きな変化はなかったが、ボーリング作業従事者被ばくについては Am241 の増加の影響がみられた。

キーワード：地層処分，安全評価，ガラス固化体,再処理前冷却期間

1. 緒言

再処理前冷却期間の長期化によりガラス固化体中 Am241 量が増加し、処分後人工バリア温度の上昇が明らかになったため、処分の安全性への影響を評価した。評価は地下水シナリオ、人間侵入シナリオ、操業中ガラス固化体落下シナリオについて実施した。評価にあたり NUMO の包括的技術報告書[1] (以下 NUMO 報告書)、旧 JNC の HLW 第２次取りまとめ[2](以下２次取りまとめ)並びに JNFL 廃棄物管理事業の変更申請書[3](以下変更申請書)を参照した。

2. 評価条件

再処理前冷却期間として 4 年(標準ケース)と 60 年(累積発熱量が最も保守的)の 2 ケースを比較評価した。地下水シナリオは NUMO 報告書の深成岩類と先新第三紀堆積岩類を対象とした。標準ケースではオーバーパックの健全性が喪失すると想定する処分後 1000 年で人工バリア温度が約 60℃に対し、60 年ケースでは 94℃であることから、標準ケースに対してガラス固化体溶解速度を 2 倍、10 倍に(JNC2 次取りまとめを参考にして設定)、核種の溶解度を 2 桁増、緩衝材中の実効拡散係数を 2.5 倍に(NUMO 報告書を参考にして設定)して評価した。人間侵入シナリオは NUMO 報告書の条件に基づき、掘削土観察シナリオを評価した。操業中のガラス固化体の落下シナリオは、JNFL 変更申請書のガラス固化体落下損傷時のモデルを使用して評価した。

3. 評価結果

図 1 に深成岩類の地下水シナリオ(高塩濃度)の結果を示す。再処理前冷却期間が 60 年・ガラス溶解速度が 10 倍の場合、最大線量が 2 倍程度増加したが、基本シナリオのめやす線量である 10μSv/y を下回っている。掘削土観察シナリオについては表 1 に示す通り Am241 インベントリ増加により処分後 300 年でリスクは 5 倍に増加したが国際的勧告値であるリスク拘束値 1E-5(1/y)を大きく下回っている。ガラス固化体落下シナリオの線量は、60 年の場合 4 年の 3 倍近くの 7.8×10^{-6}Sv であったが影響としては軽微である。結果として再処理前冷却期間が長期化しても安全性に問題ないことが確認された。今後は評価方法見直し等の、影響緩和策効果の評価を実施する。

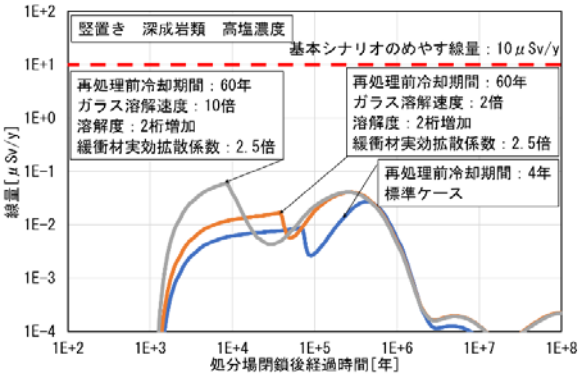


図１　地下水移行シナリオの評価結果（深成岩類）

表 1 掘削土観察シナリオのリスク評価結果（深成岩類）

発生時期 (処分後：年)	再処理前使用済燃料 冷却期間：4 年		再処理前使用済燃料 冷却期間：60 年	
	リスク(1/y)	支配核種	リスク(1/y)	支配核種
300	1E-7	Am241	5E-7	Am241
1,000	5E-8	Am241	2E-7	Am241
35,000	2E-9	Pu239	2E-9	Pu239

参考文献

[1] NUMO,包括的技術報告,2021 年 2 月
[2] JNC,HLW 地層処分研究開発第２次取りまとめ,1999 年 11 月
[3] JNFL, 廃棄物管理事業変更許可申請書, 令和２年７月 13 日

謝辞：本研究にあたり(一財)エンジニアリング協会の塩﨑功氏、日揮㈱の中川辰雄氏に協力頂いたので謝意を表す。

*Takao Ikeda[1], Yasuhiro Suyama[2], Toyonobu Nabemoto[3], Kazuyoshi Takenobu[4], Masakazu Chijimatsu[5], Susumu Sakashita[6], Satoshi Hirooka[7], Arata Kurihara[8], Masayoshi Kuji[9], Hideki Takayama[10]
[1]JGC JAPAN CORPORATION, [2]KAJIMA, [3]IHI, [4]ATK, [5]HAZAMA ANDO, [6]OYO, [7]JX NIPPON EXPLORATION AND DEVELOPMENT, [8]DIA CONSULTANTS, [9]MAEDA, [10]ENAA

使用済燃料の燃焼条件や冷却期間の予測に基づいた廃棄物特性に関する検討

Waste characteristics based on the various burnup conditions and the projected cooling time of spent fuels

*桜木智史[1]，浜田涼[1]，朝野英一[1]，川合康太[2]，吉永恭平[2]，近藤直樹[2]，鬼木俊郎[3]，内山翠[3]
[1]原環セ，[2]三菱総研，[3]IHI

これまでに発生した使用済燃料の物量、燃焼度、冷却期間の推定方法を検討し、ガラス固化体の核種インベントリや発熱量を評価した。特に、冷却期間の長期化の影響を標準ガラス固化体の特性と比較検討した。

キーワード：使用済燃料、燃焼度、冷却期間、高レベル放射性廃棄物、核種インベントリ、発熱量

1. 緒言

地層処分のセーフティケースでは、標準的な使用済燃料（PWR、燃焼度 45 GWd/tHM、冷却期間 4 年）から発生するガラス固化体を評価対象としている[1,2]。なお、再処理計画の変更にあわせて冷却期間を 15 年としても、セーフティケースへの影響はほとんどないと評価されている[2]。しかしながら、BWR 燃料や高燃焼度化等に加え、冷却期間がより長期化する可能性を考慮すると、使用済燃料特性の多様化による廃棄物の核種インベントリへの影響やその予測は重要である。これまでに、TRU 廃棄物の核種インベントリに対して燃料型式や燃焼度の影響が検討されているが、長半減期核種（^{14}C）が対象であったため冷却期間の影響は考慮されていない[3]。本研究では、公開情報に基づいてこれまでに発生した使用済燃料の物量、燃焼条件、冷却期間の評価手法を検討し、ガラス固化体の発生量や発熱量について標準的なガラス固化体との比較評価を行った。

2. 評価方法

使用済燃料の発生量は各電力会社の年度毎の使用済燃料貯蔵量の記録（各社ホームページ）から推定した。燃焼度は各原子炉の設置変更許可申請書の取出平均燃焼度とした。冷却期間は、国内の商用再処理が 2023 年に開始され、冷却期間が長い燃料から年間 800 トン（最初の 5 ヵ年は段階的に増加）が再処理されると仮定して評価した。なお、比較検討のため、各プラントの定期検査の記録に基づいた発生量等の推定方法[3]も利用した。核種インベントリ及び発熱量は ORIGEN 2.2-UPJ 及び実効断面積ライブラリ ORLIBJ40[4]を用いて評価した。

3. 結果と考察

図に、貯蔵量の記録（～2020 年度）に基づいた使用済燃料の物量、燃焼度、冷却期間の推定結果を示す。燃焼度は 20～50 GWd/tHM と分布があるが、標準的な 45 GWd/tHM がボリュームゾーンであり、特に低燃焼度燃料の発生量が少なかった。一方、冷却期間は現在の再処理条件 15 年より長くなった。短半減期核種の減衰によるガラス固化体の初期発熱量の低減が予測されるが、使用済燃料中の ^{241}Am の蓄積による発熱への影響が懸念される。発表では、定期検査の記録に基づく評価に加え、ガラス固化体の核種インベントリや発熱量の分布、ガラス固化体の貯蔵期間等を標準的なガラスの特性と比較する。

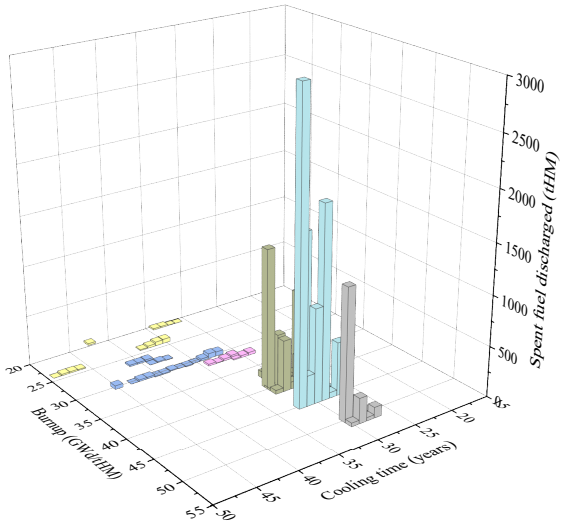


図 貯蔵量の記録（～2020 年度）から推定した国内の使用済燃料の物量、燃焼度、冷却期間の関係

謝辞 本報告は、経済産業省資源エネルギー庁「令和 2 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業（JPJ010599）」の成果の一部である。

参考文献 [1] 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、平成 11 年. [2] 原子力発電環境整備機構、包括的技術報告書、NUMO-TR-20-03 (2021). [3] T. Sakuragi et al., Proc. ICEM2013 (2013). [4] 奥村ら、JENDL-4.0 に基づく ORIGEN2 用断面積ライブラリセット:ORLIBJ40、JAEA-Data/Code (2011).

*Tomofumi Sakuragi[1], Ryo Hamada[1], Hidekazu Asano[1], Kota Kawai[2], Kyohei Yoshinaga[2], Naoki Kondo[2], Toshiro Oniki[3], Midori Uchiyama[3]. [1]RWMC, [2]MRI, [3]IHI

福島第一原子力発電所近傍の土壌を用いた廃棄物中のインベントリ評価

Inventory evaluation in waste using soil near Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*藤原　健壮[1]，飯島　和毅[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

福島第一原子力発電所（1F）の廃炉工程により発生する廃棄物については、健全な原子炉から発生する廃棄物と異なり、インベントリなどの性状把握が必要である。原子炉建屋外に拡散した放射性核種が沈着した廃棄物の性状把握に資するため、特定原子力施設外の土壌を深さ方向に 1cm 毎採取し、Cs をはじめ Pu 等の超ウラン元素の濃度分布を取得した。その結果から事故当初に沈着した核種インベントリを評価する。

キーワード：放射性核種のインベントリ、濃度プロファイル、1F 近傍の土壌

1F の廃炉工程により発生する廃棄物については、健全な原子炉から発生する廃棄物と異なり、放射性核種の存在状況が大きく異なっている。よって、廃棄物を処分するまで安全に管理するためには、廃棄物中に含まれる放射性核種のインベントリなどの性状把握が必要である。核種インベントリについてはデータ数を増やすと同時に、核種の存在比等の傾向を統計的に評価することにより、不確実性を定量的に評価できるようにすることが必要である。特に原子炉建屋外に拡散した放射性核種が沈着した廃棄物の核種インベントリには、オフサイトを含めて土壌などを用いて評価することが有用と考えられるが、放射性核種が土壌表面に沈着した後の雨水による地中への移行を評価する必要がある。よって、本研究では、1F 南側に位置する特定原子力施設外の土壌を深さ方向に 1cm ずつ採取し、深さ毎の放射性核種（Cs-134, Cs-137, Sr-90, Pu-238, Pu-239+240, Pu-241, Am-241, Cm-244）の濃度分布を測定した。

これまでに採取した土壌の結果について、図 1 に Cs の濃度分布を、図 2 に Pu-238 と Pu-239+240 の濃度分布を示す。Cs については、10cm ほど濃度の低下がみられ、その後一定になっていることが確認された。Pu-238 については、濃度 4cm 程度まで急激に濃度が下がり、5cm からは検出下限値であることが確認された。Pu-239+240 の濃度については表層付近から 15cm 程度まで 1Bq/kg 程度であることが確認された。Pu-239+240 は Pu-238 に比べ深井土壌中にも存在しているため過去に沈着し拡散していると考えられるためグローバルフォールアウトと考えられる。フォールアウトでは検出されない Pu-238 については有意に検出された 4cm までのデータを積算することにより土壌の沈着量を試算した（13.6Bq/m^2）。今後他の核種についても算出する。

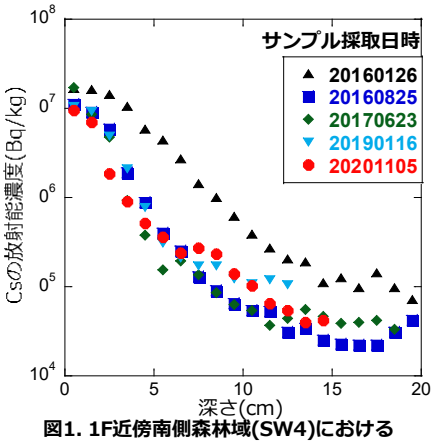


図1. 1F近傍南側森林域(SW4)における Cs濃度プロファイル

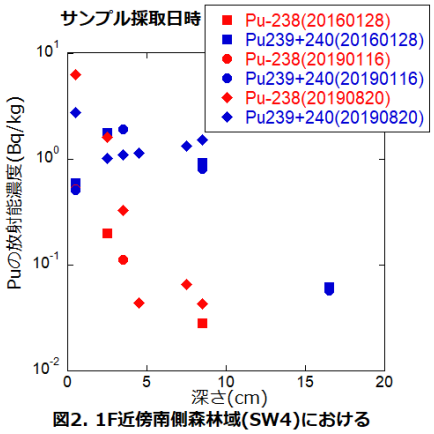


図2. 1F近傍南側森林域(SW4)における Pu濃度プロファイル

*Kenso Fujiwara[1], Kazuki Iijima[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

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

[1I01-08] Severe Accident/Effective Utilization of FP

Chair: Tetsuo Matsumura (Tokai Univ.)

Wed. Mar 16, 2022 9:45 AM - 12:00 PM Room I

[1I01] Cesium molybdate traps by silicon oxide coated stainless steel 304

*Thi Mai Dung Do[1], Yuki Uchida[2], Tadachika Nakayama[1], Hisayuki Suematsu[1] (1. Nagaoka University of Technology, 2. National Institute of Technology, Nagaoka College)

9:45 AM - 10:00 AM

[1I02] Formation of Cs-compounds by chemical interaction of CsOH and concrete at various temperatures

*Vu Nhut Luu[1], Kunihisa Nakajima[1] (1. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM

[1I03] Evaluation of physical properties of simulated fuel alloy materials for passive reactor shutdown devices

*Haoxin Wang[1], Isamu Sato[1], Koji Morita[2] (1. TOKYO CITY UNIVERSITY, 2. KYUSHU UNIVERSITY)

10:15 AM - 10:30 AM

[1I04] Analysis of samples collected in PCV interior of Fukushima Daiichi NPP

*Masato Mizokami[1], Mutsumi Hirai[1], Akihiro Suzuki[2], Shinji Sasaki[3,4], Takashi Ohnishi[3,4], Hiroshi Ohgi[3,4], Akira Nakayoshi[3,4], Takumi Sato[3,4], Takuya Yamashita[3,4], Hiroshi Madokoro[3,4] (1. TEPCO HD, 2. NFD, 3. JAEA, 4. IRID)

10:30 AM - 10:45 AM

[1I05] Analysis of samples collected in PCV interior of Fukushima Daiichi NPP

*Mutsumi Hirai[1], Masato Mizokami[1], Akihiro Suzuki[3], Shinji Sasaki[2,4], Takashi Ohnishi[2,4], Hiroshi Ohgi[2,4], Takumi Sato[2,4], Hirotomo Ikeucchi[2,4], Kenichi Ito[1], Shinya Mizokami[1] (1. TEPCO HD, 2. JAEA, 3. NFD, 4. IRID)

10:45 AM - 11:00 AM

[1I06] Study on effective utilization of fission products

*Naoki Tarumi[1], Asahi Nitta[1], Motomi Mashiko[1], Isamu Sato[1] (1. TCU)

11:00 AM - 11:15 AM

[1I07] Study on effective utilization of fission products

*Asahi Nitta[1], Naoki Tarumi[1], Isamu Sato[1], Haruaki Matsuura[1], Masahiko Okumura[2] (1. Tokyo City University, 2. JAEA)

11:15 AM - 11:30 AM

[1I08] Study on effective utilization of fission products

*Motomi Mashiko[1], Asahi Nitta[1], Naoki Tarumi[1], Isamu Sato[1] (1. Tokyo City University)

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

Cesium molybdate traps by silicon oxide coated stainless steel 304

*Thi-Mai-Dung Do[1], Yuki Uchida[2], Tadachika Nakayama[1], Hisayuki Suematsu[1].

1. *Nagaoka University of Technology, Japan*
2. *National Institute of Technology, Nagaoka College, Japan*

Abstract: In the next generation of the nuclear reactors, it is necessary to minimize the amount of cesium (Cs) release to the reactor containment building and outside in case of severe accidents. As traps of Cs vapor, in the form of cesium molybdate (Cs_2MoO_4), silicon oxide (SiO_2) coated stainless steel 304 is proposed to react between Cs_2MoO_4 and SiO_2 at various temperature. Results of high temperature tests are shown in the presentation.

Keywords: Cesium molybdate, stainless steel, reaction, oxidation, severe accident.

The Fukushima Daiichi nuclear power plant accident in March 2011 released an amount of cesium (Cs) into the environment and affected human life. In the next generation nuclear reactors, it is necessary to build a system to minimize the Cs releasing to the containment building and outside.

The Cs-containing vapor, in the form of cesium hydroxide (CsOH) and cesium molybdate (Cs_2MoO_4) on the way released from the fuel to the containment, will pass through to a steam separator and a steam drier. The temperature at this position may go up to 1000 °C during the severe accident, so Cs-containing vapor may deposit or react to the surface. Therefore, the idea of this study is to capture Cs on the surface of the steam separator and the steam drier.

Normally, the steam separator is made of stainless steel (SUS) 304. At high temperature (T ~ 960°C), Cs compounds will deposit on the oxidized layer on SUS304, and the reaction between Cs and chromium (Cr) will take place. This reaction forms cesium chromates which cause the failure of steam separator and steam drier in the steam environment.

This research proposes the stainless-steel coated by silicon (Si) and its oxide for the steam separator. The cesium compounds passing through the steam separator reacts with silicon oxide (SiO_2), the reaction product could be cesium silicates such as $Cs_2Si_4O_9$ which is supposed to be more stable compare to Cs_2CrO_4 in steam environment.

Figure 1 shows the distribution of elements on the surface of SUS coated Si after heating at 700 °C for 20 minutes in argon and steam containing Cs_2MoO_4. It can be seen that Cs_2MoO_4 was deposited on the surface, and a thin layer of Cs-Si-O was detected. However, it is difficult to confirm the reaction of Cs_2MoO_4 with SiO_2, also the form of cesium silicates. The diffusion of Cs compounds is analyzed by observing the cross-section of SUS.

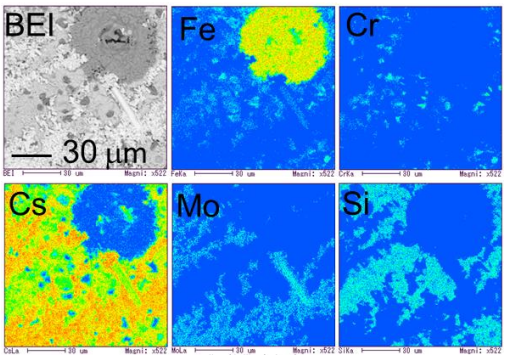


Figure 1. Element mapping image of deposit on the surface.

Formation of Cs-compounds by chemical interaction of CsOH and concrete at various temperatures

*Vu-Nhut Luu[1] and Kunihisa Nakajima[1]

[1] Japan Atomic Energy Agency

To investigate the source of high dose rates at the concrete shield plugs of Unit 2 and 3 at 1F, high temperature tests on the mixture of CsOH and pulverized concrete/main components were conducted. Results showed that both water-soluble and -insoluble phases were formed below 300ºC. Namely, $Cs_2CO_3(H_2O)_3$ was formed due to chemical reaction with $CaCO_3$ at room temperature. The authors will discuss the possibility that this might be one of the main trapping mechanisms on shield plugs.

Keywords: Cesium, chemical interaction, $CsAlSiO_4$, concrete shield plug, Fukushima

1. Introduction

High radioactivity (>20PBq) were recently detected in the concrete shield plugs of Units 2 and 3 at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant (1F) [1], this suggests some trapping effects of released radioactive materials e.g., CsOH and CsI, on concrete surface at high temperatures during severe accident. However, most of current studies on radionuclide contamination mechanisms of concrete are focusing on Cs migration in cementitious materials through aqueous phase, and the study of chemical interaction of Cs and concrete at high temperatures are very scarce. This study aimed to clarify the interaction temperature and the formation of Cs compound by the chemical interaction of CsOH, which is expected to be one of the main radioactive gas or aerosol species, and concrete/main components for understanding the cesium trapping mechanism for the shield plugs.

2. Experimental method

For sample preparation, $CsOH.H_2O$ (Sigma Aldrich, 99.5%) was mixed with pulverized concrete (water/cement ratio of 0.55) / its main components i.e., rock-forming aggregate, natural feldspar, natural quartz, amorphous SiO_2, and $CaCO_3$. The mixture was then compressed into pellets of size 4mm in diameter under 200MPa. The thermal events of mixed samples were analyzed by using thermogravimetric instrument (Thermo plus EVO2/TG- DTA 8121, Rigaku) under argon gas at a constant flow rate of 200 ml/min and a heating rate of 20 °C/min. To determine the formation of Cs-compounds, mixed samples were heated in the constant argon flow at the same heating rate reaching up to 800°C in maximum, and held for 30min using electric furnace.

3. Results and Discussion

As seen in Fig.1(a), the exothermic peaks were observed in 30wt% $CsOH.H_2O$ mixed concrete, aggregate and natural quartz (SiO_2) at the temperature range of 100ºC-220ºC. This suggests that the interaction temperature for CsOH and concrete might occur within this range. Actually, Cs-Al-Si-O phase i.e., $CsAlSiO_4$ was formed due to chemical interaction with aluminosilicate minerals (e.g., $KAlSi_3O_8$ and $NaAlSi_3O_8$) containing in aggregates from 200ºC (as confirmed by XRD, Fig.1(b)), this is much lower than previously reported temperature in similar materials e.g., insulator [2] and soils [3] above 600ºC. Furthermore, glass-like product was formed by the interaction with SiO_2 above 200ºC. Notably, chemical reaction between CsOH and $CaCO_3$ existing in concrete occurred even at room temperature (RT) to form Cs_2CO_3 and following adsorption of moisture to become $Cs_2CO_3(H_2O)_3$ (Fig.1(b)), this might be one of the main trapping mechanisms of Cs on concrete structure because $CaCO_3$ is commonly formed on concrete surface due to carbonation and the reaction with CsOH might occur at RT.

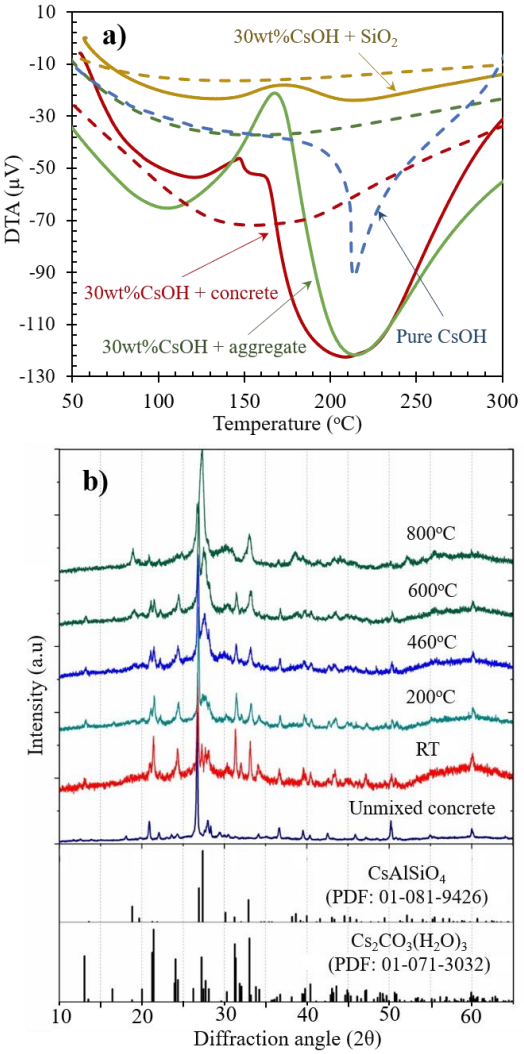


Fig.1. (a) DTA curves of unmixed (dashed curves) and 30wt% $CsOH.H_2O$ mixed samples (continuous curves); (b) XRD patterns of representative 30wt% $CsOH.H_2O$ mixed concrete heated up to 800ºC

References

[1] N. Kuwabara, The Asahi Shimbun, 2020, http://www.asahi.com/ajw/articles/14071742.
[2] M. Rizaal, at al, J Nucl Sci Technol, 2020, 57 (9), 1062–1073
[3] JAEA, 2011, https://jopss.jaea.go.jp/search/servlet/search?5031823&language=1.

受動的炉停止デバイスにおける模擬燃料合金材料の物性評価

Evaluation of physical properties of simulated fuel alloy materials for passive reactor shutdown devices

*王　浩キン[1]，佐藤　勇[1]，守田 幸路[2]
[1]東京都市大，[2]九大

本研究では、受動的炉停止デバイス機構として出力上昇・温度上昇に伴う燃料溶融または可溶栓溶融の物理現象を利用し、合金系または塩系燃料としてこれらの模擬材料を選定し、各種物性評価を行っている。本報告では、合金燃料の模擬材料を製作し、冶金学的観察及び粘性評価を行った結果を示す。また、溶融・落下挙動を確認するための模擬合金燃料ピンの作製を行ったので、これも紹介する。

キーワード：合金燃料，物性，溶融，粘性

1. 緒言　高速炉における新たな炉心損傷事故発生防止方策として、低融点燃料を用いた集合体型の受動的炉停止デバイスを提案している。本研究で提案するナトリウム冷却高速炉用の集合体型デバイスでは、合金または塩燃料を事故時に液相化させることで下部に移動させ、短時間で大きな負の反応度を挿入する。ここでは、合金燃料について模擬合金材料の製作、その冶金学的観察及び粘性評価、また、溶融・落下挙動を確認するための模擬合金燃料ピンの作製状況について報告する。[1]

2. 検討状況

（１）模擬合金材料の製作及びその冶金学的観察・粘性評価　燃料がデバイス燃料ピンの下部に移動することを評価する上で、合金の際、溶融し始めた固液相の粘性における液相割合依存性に重点を置き、SnとBで模擬合金材料(Sn:Bi=93:7(mol%)) (図1)を作製した。この模擬合金材料に対する冶金学的観察(XRDによる構造解析、SEM -EDSによる元素分布評価及びDSC)及び粘性評価を行った。その結果、Snリッチ相とBiリッチ相を有する共晶構造が観察された(図1)。また、DSCでは液相線及び共晶点がそれぞれ210℃と139℃に検出され、状態図[2]と整合することを確認した。

（２）模擬合金燃料ピンの作製　統合試験（落下挙動の確認）ための模擬合金燃料ピンの製作を行った。得られたインゴット試料を適当な大きさに切断し、これにベンダーを用いて厚さ 0.5 ㎜の板状に加工し、幅を 10 ㎜に整え、円管状に丸めて中空燃料とした(図 2)。また、高周波加熱で実機の昇温状態を模擬するため、鉄粉を適量分散させるなどの加工を行い、材料に部分的に磁性を持たせることができた。



インゴット

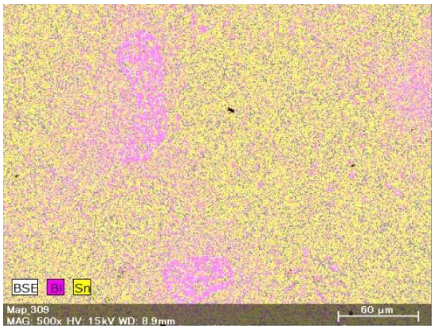


図 1　Sn-Bi の模擬合金材料の外観と SEM-EDS (Sn:Bi=93:7(mol%))



(a) 鋳込んだ板状試料 (厚さ 1 ㎜)



(b) 延ばした板状試料 (厚さ 0.5 ㎜)



(c) 円管状模擬燃料ピン

図 2　Sn-Bi の模擬合金燃料ピンの作製 (外径 8.5 ㎜×内径 7.5 ㎜×高さ 10 ㎜)

参考文献

[1] K. Morita et al., ICONE2021-64099.
[2] B.-J. Lee, C.-S. Oh and J.-H. Shim, J. Electron. Mater. 25 (1996) 983-991.

謝辞　本研究の一部は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0219213057 の助成を受けたものです。

*Koukinn Ou[1], Isamu Sato[1]. Koji Morita[2]
[1] TUC., [2] Kyushu Univ.

福島第一原子力発電所の原子炉格納容器内等で採取された試料の分析
(7) オペフロを含む PCV 近傍で採取された U 含有粒子の形成過程の検討

Analysis of samples collected in PCV interior of Fukushima Daiichi NPP
(8)Consideration of generation mechanisms of uranium-containing particles
collected near PCV including operating floor

*溝上 暢人[1]，平井 睦[1]，鈴木 晶大[2]，佐々木 新治[3,4]，大西 貴士[3,4]，多木 寛[3,4]，
仲吉 彬[3,4]，佐藤 拓未[3,4]，山下 拓哉[3,4]，間所 寛[3,4]，伊東 賢一[1]，溝上 伸也[1]
[1]東電 HD，[2]NFD，[3]JAEA，[4]IRID

福島第一原子力発電所 1～3 号機 PCV 近傍やオペレーティングフロアから採取した汚染物サンプルについて U 含有粒子に着目した分析を行い、粒子の形成過程を検討した。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，ウラン含有粒子，TEM/EDS

1. 緒言

福島第一原子力発電所では廃炉作業の進捗に伴い、1～3 号機原子炉格納容器（PCV）内部や関連設備から試料が採取され、燃料デブリ分布や核分裂生成物(FP)の化学的特性に関する検討など、廃炉に役立つ知見を得ることを目的に詳細な分析を進めている。PCV 近傍のサンプルとして、1 号機 PCV 貫通部（X-2）堆積物、3 号機 PCV 内部調査（水中ロボット調査）装置付着物、放射性物質の放出経路となったと考えられる原子炉ウェルプラグのサンプルとして、1 号機ウェルプラグの拭き取りスミア、2 号機ウェルプラグ上の養生シートについて U 含有粒子に着目した分析を行い、その形成プロセスの検討を行った。

2. サンプル分析

サンプルについて、SEM/EDS により U 濃度が高い領域を探索し、FIB-TEM/EDS・電子線回折により、組成・結晶構造を分析した。

3. 分析の結果と形成過程の検討

1 号機 PCV 貫通部（X-2）堆積物の TEM 像を図に示す。分析点①~③は立方晶（U,Fe,Cr)O_2、④は単斜晶 ZrO_2 であった。単斜晶 ZrO_2 の存在は、相分離する程度に冷却速度が遅かったことを示唆する。

2 号機養生シート上の U 含有粒子の中に、立方晶(U,Zr,Fe,Cr)O_2 と $FeCr_2O_4$ の混合相で構成されたものがあった。U-Zr-Fe-Cr-O 系溶融体が冷却過程で相分離したと考えられ、析出物サイズは冷却速度に依存するため、冷却速度の推定に役立つ可能性がある。

3 号機で採取された 4 つの粒子は、いずれも電子回折による輝点がややリング状となっていた。これは微細な結晶子で構成されているためと考えられる。

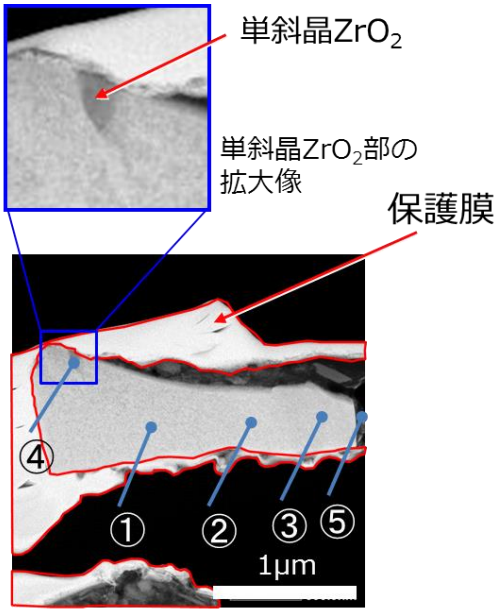


図　U 含有粒子の TEM 像
（1 号機 PCV 貫通部(X-2)堆積物）

—謝辞—

本研究は、経済産業省「平成 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」の研究の一部を含む。

*Masato Mizokami[1], Mutsumi Hirai[1], Akihiro Suzuki[2], Shinji Sasaki[3,4], Takashi Ohnishi[3,4], Hiroshi Ohgi[3,4], Akira Nakayoshi[3,4], Takumi Sato[3,4], Takuya Yamashita[3,4], Hiroshi Madokoro[3,4], Kenichi Ito[1], and Shinya Mizokami[1]
[1]TEPCO HD., [2]NFD, [3]JAEA, [4]IRID

福島第一原子力発電所の原子炉格納容器内等で採取された試料の分析 （8）PCV から放出された放射性粒子の形成過程の検討

Analysis of samples collected in PCV interior of Fukushima Daiichi NPP
(8) Consideration of generation mechanisms of radioactive particles released from PCV

*平井 睦[1]，溝上 暢人[1]，鈴木 晶大[3]，佐々木 新治[2,4]，大西 貴士[2,4]，多木 寛[2,4]，
佐藤 拓未[2,4]，池内 宏知[2,4]，伊東 賢一[1]，溝上 伸也[1]
[1]東電 HD，[2]JAEA，[3]NFD，[4]IRID

福島第一原子力発電所の 2 号機および 3 号機トーラス室滞留水ろ過残渣、並びに 1/2 号機 SGTS 配管内部拭取りスミア試料について分析を行い、放射性粒子の形成過程について検討した。その結果、滞留水中のα粒子は安定な立方晶ウラン酸化物であることが示された。また、粒子形成雰囲気について考察した。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，TEM/EDS，放射性粒子，形成過程

1. 緒言

福島第一原子力発電所では廃炉作業の進捗に伴い、1～3 号機原子炉格納容器（PCV）内部や関連設備から試料が採取され、燃料デブリ分布や核分裂生成物(FP)の化学的特性に関する検討など、廃炉に役立つ知見を得ることを目的に詳細な分析を進めている。高濃度α放射能が確認された 2 号機および 3 号機トーラス室滞留水は 0.1μm フィルタでろ過することにより、滞留水のα放射能は 90%以上低減でき、α核種は粒子として存在することが示された。また、1/2 号排気筒近傍は雰囲気線量が高く、1 号機 PCV ベントによる汚染の可能性があることから、SGTS 配管内には U 含有粒子や FP 粒子が存在することが予測された。そこで、これらの粒子について、その組成、微細組織を分析し、粒子の安定性、形成プロセスを検討した。

2. 2 号機および 3 号機トーラス室滞留水ろ過物残渣の分析

2 号機および 3 号機のトーラス室滞留水の 0.1μm フィルタろ過残渣を SEM/WDS、SEM/EDS、TEM/EDS により分析し、元素分布、組成、結晶構造を分析した。観察した U 含有粒子は Zr あるいは Zr、Fe、Cr を含む立方晶 U 酸化物であること、U 粒子に Pu が随伴していることを確認された。これらは化学的に安定と考えられる。また、組成から溶融凝固過程で形成したと推定した。

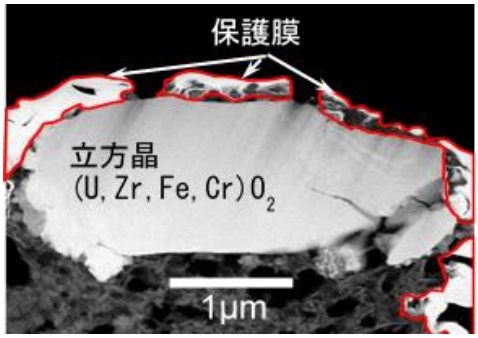


図　2 号機トーラス室滞留水ろ過残渣の TEM 像

3. 1/2 号機 SGTS 配管内部拭取りスミア試料の分析

スミア試料について SEM/EDS により U、Te、Cs に着目して探索を行い、その濃縮箇所を FIB で採取して、TEM/EDS・電子線回折により、組成・結晶構造を分析した。立方晶 UO_2 粒子内の気泡内に存在する金属析出物の組成比から、この粒子が形成される際、Mo が酸化される状態を経験したことが示唆された。また、Fe、Mo、Sn、Ni などの酸化状態から、粒子形成時の H_2/H_2O 比を推定した。その他、Cs を 2~3at%含有する約 2μm の非晶質 SiO_2 球状粒子を検出した。

—謝辞—

本研究は、経済産業省「平成 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」の研究の一部を含む。

*Mutsumi Hirai[1], Masato Mizokami[1], Akihiro Suzuki[3], Shinji Sasaki[2,4], Takashi Ohnishi[2,4], Hiroshi Ohgi[2,4], Takumi Sato[2,4], Hirotomo Ikeuchi[2,4], Kenichi Ito[1] and Shinya Mizokami[1]
[1]TEPCO HD., [2]JAEA, [3]NFD, [4]IRID

FP の有効利用に関する研究
(1)-照射済み燃料中における白金族合金の模擬体作製及び熱力学的評価-

Study on effective utilization of fission products

(1)-Thermodynamic evaluation and Fabrication of simulated noble metal alloys in irradiated fuels-

*樽見 直樹[1]，新田 旭[1]，増子 元海[1]，佐藤 勇[1]

[1]東京都市大学

抄録　東京都市大学重点推進研究では、FP の有効利用に着目した研究が行われている。照射済燃料内で析出する白金族合金の水素吸蔵合金及び触媒材料としての有用性を明らかにするために、白金族合金の模擬体を作製するとともに冶金学的な観察を行った。また、熱力学的観点から、作製した模擬体の構造解析結果と比較し、相の安定性などについて検討を行った。

キーワード：白金族合金、核分裂生成物、水素低減触媒、水素吸蔵合金

1. 緒言

東京都市大学重点推進研究では、FP の有効利用に着目した研究が行われている。照射済み燃料中の核分裂生成物には再処理後不溶解残渣として析出する白金族合金（Mo, Ru, Rh, Pd 及び Tc で構成される）が存在する。そのうち Ru、Rh 及び Pd という元素は酸素と水素の再反応のための触媒や、水素吸蔵合金として利用されている。一方で、福島第一原子力発電所の燃料デブリは、再臨界や放射性物質の飛散等から危険性を持つため、収納容器に密封する必要があるとされる。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、密閉された収納容器では内圧が上昇すると予測されるため対策が必要である。一つの方法として水素低減用触媒を利用することがあげられるが、その代表例として挙げられる貴金属触媒は高価なため使用は現実的でない。そこで、核分裂生成物である白金族合金を水素低減用触媒として直接利用していくことを目的とする。 本研究では、白金族合金の水素吸蔵・触媒材料としての機能を調べることを目的とし、模擬体の作製を行い、相の安定性などについて冶金学的な観察及び熱力学的な検討を行った。

2. 実験方法

アーク溶解法を用いて、実際の照射済燃料熱履歴を考慮した白金族合金の模擬体の作製を行った。その後 XRD, SEM-EDS 等の分析装置を用いた冶金学的観察を行い模擬性の評価を行った。また、熱力学平衡計算ソフト FactSage[1]を用いて状態図を作成した。作成した状態図を用いて、作製した白金族合金の模擬体との比較検討を行い、相の安定性等の模擬性評価を行った。

3. 実験・解析結果

合金に対する SEM-EDS 観察では配合元素の均一な固溶形成を観察した。一方で、一部合金において Pd リッチ相の析出を XRD 及び SEM-EDS で確認した。熱力学平衡計算ソフト FactSage を用いて作成した状態図と比較すると、Pd リッチ相の析出のメカニズムは、アーク溶解時における急冷凝固による相形成の影響であると考えている。実際の燃料中の白金族元素のうち Pd において燃料ペレット内の移動挙動の観察が報告されている[2]。以上をを踏まえて実用的な白金族合金の模擬体を作製できたと考えられる。

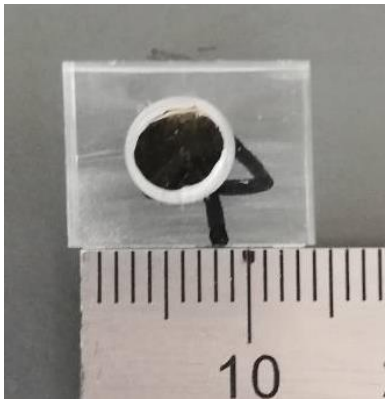


図 1 作製した白金族合金模擬体

4. 結言

照射済燃料内で析出する白金族合金の水素吸蔵合金及び触媒材料としての有用性を明らかにするための模擬試料の作製を行った。XRD 及び SEM-EDS といった分析装置及び熱力学的観点からの評価により作製した合金の模擬性を評価できた。今後の方針として、水素吸蔵・触媒合金に関する知見・ノウハウを集めるとともに合金の水素吸蔵･触媒性能における放射線の影響を検討する。また、模擬白金族合金に対する粉砕加工を行うことで実際の大きさに近づけ、γ線場を用いた水素低減評価を行う。さらに、熱処理での酸化・還元操作による性能の改質を試みる。

参考文献

[1] 計算力学研究センター(株)ホームページ　https://www.rccm.co.jp/product/thermodynamics/factsage/

[2]「高燃焼度燃料内の固体 FP の挙動評価 -先行基礎工学分野に関する平成 10 年度報告書（最終報告）-」佐藤　勇

謝辞　本試料を作製するにあたってアーク溶解装置を貸してくださった東京工業大学小林能直研究室の方々に感謝申し上げます。

*Naoki Tarumi[1], Asahi Nitta[1], Motomi mashiko[1], and Isamu Sato[1]

[1]Tokyo City Univ.

FP の有効利用に関する研究
(2)-第一原理計算による白金族合金の安定性・機能の評価-
Study on effective utilization of fission products
(2)-Evaluation of the stability and function of noble metal precipitation by first-principles calculations-

*新田 旭[1]、樽見 直樹[1]、佐藤 勇[1]、松浦 治明[1]、奥村 雅彦[2]
(1. 東京都市大、2. JAEA)

FP の有効利用に関する研究では、照射済燃料内で析出する白金族合金の水素吸蔵合金及び触媒材料としての有用性を明らかにするために、白金族合金の模擬体を作製するとともに冶金学的な観察を行った。また、第一原理計算を用いて水素吸蔵メカニズムや結晶構造のモデル化を行った。

キーワード：白金族合金、FP、直接利用

1. 緒言

FP の有効利用という研究は過去の事例にもあるが、いずれも非放射性物質としての利用を前提としているため実現に至っていない。そこで、FP の直接利用に重点を置き、再処理後不溶解残渣として比較的容易に抽出が可能である白金族合金(Mo、Ru、Rh、Pd 及び Tc で構成される)に着目した。そのうち、Ru、Rh 及び Pd という元素は酸素と水素の再結合反応のための触媒や、水素吸蔵合金として利用されている。一方で、福島第一原子力発電所の燃料デブリは、再臨界や放射性物質の飛散等から危険性を持つため、取り出し収納容器に密封する必要があるとされる。一方で内在する水分の放射線分解によって水素が発生するため、これを低減する対策が必要である。一つの方法として白金族合金を水素吸蔵・触媒材料として直接利用することがあげられる。 本研究では、白金族合金の水素吸蔵・触媒材料としての機能を調べることを目的とし、実際の照射済燃料の熱履歴を考慮した白金族合金の模擬体作製をアーク溶解装置にて行い、試料作製のノウハウを確立することや、SEM-EDS、XRD、EBSD といった分析装置を用いた冶金学的観察を行った。また、より詳しい白金族合金における当該機能と構造の関連性に関する知見を得るため、構造最適化による基礎物性値の算出や、当該合金の水素吸蔵・触媒機能における結晶構造変化の影響を第一原理計算にて評価した。

2. 計算条件

本研究では、計算ソフトとして Quantum Espresso[1]を用い、ユニットセルには mp-Ru[2]を参考資料とし、組成割合を決められるようミラー指数を 2 倍に設定することで 16 個の原子で構成される初期ユニットセルとした。波動関数のエネルギーカットオフを 80Ry、電荷密度のエネルギーカットオフを 400Ry とした。ユニットセル初期の格子定数を a = 5.466Å, c = 8.628Å とし格子定数を 0.1Å ごとに変化させながら全エネルギーの変化を計算した。

3.結果と今後について

今回は水素吸蔵・触媒機能に関わる Ru、Rh、Pd を含む三元系合金に対して構造最適化を実施し E-V 曲線を作製し基礎物性値の算出を行った。合金組成を実際の照射済燃料内で析出する割合に近づけた Ru を主元素とする $Ru_{70}Rh_{20}Pd_{10}$ として計算を行った結果を図 1 に示す。最も安定に存在する格子定数は a = 5.907Å, c = 7.497Å であり初期値から大きくずれる結果となった。これは、組成を与えるためユニットセルに対する原子数を多く設定したことや、元素配置を 1 パターンのみで行った影響であると考えている。

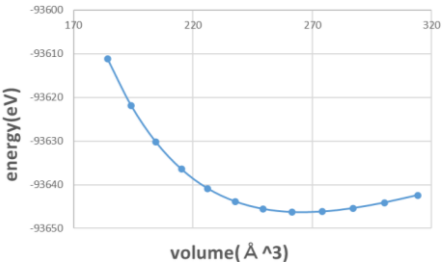


図 1 Ru-Rh-Pd の E-V 曲線

表 1 計算前後の各種比較

	初期ユニットセル	計算後
a	5.466	5.907
c	8.628	7.497
体積[Å^3]	230.446	291.485
エネルギー[eV]		-93646
体積弾性率[GPa]		2.67E+06

また、本研究の模擬合金の作製はアーク溶解装置を用いており「急冷」による冷却を行っているため、実際に得られる白金族合金よりも応力・ひずみによる結晶影響が大きいものと考えられる。そのため、第一原理計算によって各種基礎物性を求めることによって、今後合金に対して行っていく「焼きなまし」の工程の指標とする事を考えている。図 1 のような E-V 曲線に対して体積の二次微分によって体積弾性率の算出を行った。その結果、体積弾性率 B = 2.67×10^6GPa となった。この値は Pt や Pd の値が 200GPa 前後であることから本来の値からかなり外れてしまっていることが分かる。この結果に関しても上記で述べたようなユニットセル設定の影響が生じていると考えられる。今後の評価方針として、引き続き四元系における構造の最適化を行う事で当初の目的である実際の照射済燃料内で析出する白金族合金の模擬を行うと同時に、現在使用しているユニットセルでは格子定数や基礎物性値が正しく得られていない部分があるため、計算精度向上のためにユニットセルを改良することや、フィッティングによる調整などを行う予定である。

参考文献 (References)

[1] https://www.quantum-espresso.org/ 2021/11/02 閲覧
[2] https://materialsproject.org/materials/mp-33/ 2022/01/07 閲覧

*Asahi Nitta[1], Naoki Tarumi[1], Isamu Sato[1], Haruaki Matsuura[1], Okumura Masahiko[2]
[1]Tokyo City University, [2]JAEA

FP の有効利用に関する研究
(3) 模擬合金に対する水素吸蔵評価法の検討

Study on effective utilization of fission products
(3) Examination of hydrogen storage evaluation method for simulated alloy

*増子　元海[1]，　新田　旭[1]，　樽見　直樹[1]，佐藤　勇[1]

[1]東京都市大学

抄録　照射済み燃料中から析出される白金族合金の水素吸蔵及び触媒材料としての有用性を明らかにするため、白金族合金模擬体と水素吸蔵評価装置を作製し、水素吸蔵評価実験を実施した。本報告では、まず Pd に対して実験を行ったことで評価方法及び装置性能の妥当性を鑑み、今後の水素吸蔵評価手法の確立に繋げた。

キーワード：白金族合金　核分裂生成物　直接利用　水素吸蔵合金　水素吸蔵評価実験

１．背景および目的　使用済燃料中に含まれる核分裂生成物のうち、合金として析出するものに白金族元素である Ru、Rh、Pd 等が含まれており、それらは水素吸蔵能力を持つことが知られている。この白金族合金は再処理時、不溶解残渣として溶け残り、比較的容易に分離することができる。一方、福島第一原子力発電所事故によって発生した燃料デブリを収納容器で保管する際、放射線分解による水素発生が問題であるが、これを防止するための水素吸蔵材として、白金族合金を有効利用することを考えた。これを実現させるために、まず白金族合金の水素吸蔵機能を評価する必要がある。本研究では、白金族合金模擬体と水素吸蔵評価装置を作製し、水素吸蔵評価実験を行う。

２．実験方法　作製した評価装置の概略図を図 1 に示す。この装置に、水素ガス(プッシュ缶)と作製した合金模擬体を設置して実験を行う。評価方法では、初期水素導入圧（190kPa）と時間変化から水素吸蔵量を定量する。用いる合金模擬体は、Pd-Rh の 2 元系合金及び Ru-Rh-Pd の 3 元系合金であり、東工大にてアーク溶解装置で作製した。前者の合金は多くの水素吸蔵量が期待できる組成成分であり[1]、後者は Ru の影響を評価するための組成成分となっている。本報告では、評価方法の妥当性を確認するために行った Pd 単体粉末に対する試験について紹介する。



図１　水素吸蔵評価装置

３．結果及び考察　Pd 粉末への水素吸蔵評価実験における水素圧力のトレンドデータを図 2 に示す。Pd 金属を設置せず行った Blank 実験に比べ、Pd 粉末を用いたほうが実験初期において圧力低下が著しいことがわかる。ここで、Pd を導入したことでどれくらいの水素が吸蔵されたか評価した。Pd 実験の低減変化が最も著しい実験開始から 1 時間後（図 2 における実験開始後 7200s）の結果より、圧力値は 1.3[kPa]、Blank 実験の圧力値 0.6[kPa]を考慮すると、圧力差は 0.7[kPa]であり、これを水素量に換算すると、4.23×10^{-5} [mol]となった。一方で、本実験における Pd の物質量は、試料量 0.47g より 4.42×10^{-3}[mol]である。このことから、量比は $PdH_{0.01}$ と評価できる。ある文献[2]では量比として $PdH_{0.6}$ までの水素吸蔵現象が観察されていることを考えると、本実験では僅かの水素吸蔵現象ということになる。これは、水素ガス缶からの漏れや圧力調整に不備が見られたこと、水素ガスが不足していたためだと考えられる。

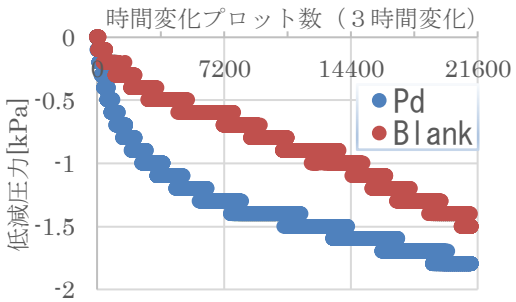


図２　水素吸蔵評価実験結果

４．今後の展望　本研究では核分裂生成物の有効利用と燃料デブリの安全保管を実現させるため、白金族合金模擬体における水素吸蔵評価手法を検討した。本報告では、Pd が微量の水素を吸蔵した可能性を示すことができた。一方で、装置の不備のため、文献で示される程度の水素吸蔵性能は得られていない。そのため、図 3 のように容器を 2 つ配置し、また、1MPa まで導入可能のレギュレータ付き水素ガスを設置することで、より多くの水素を吸蔵できるようになり、評価の定量性が改善すると期待している。

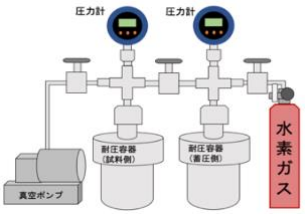


図３　改良した水素吸蔵評価装置

参考文献

[1] 原正憲 他, Pd-Rh 合金の水素化物の分解・生成の熱力学, 富山大学水素同位体科学技術センター, 研究報告 22:11-20,2002

[2] Brian D. Adams and Aicheng Chen,“The role of palladium in a hydrogen economy”, materialstoday, Number6, Volume14, 2011

*Motomi Mashiko[1], Asahi Nitta[1], Naoki Tarumi[1], Isamu Sato[1]
[1]TokyoCity Univ.

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

[1I09-13] Fuel Production/Storage Technology

Chair: Fumihiro Nakamori (CRIEPI)

Wed. Mar 16, 2022 2:45 PM - 4:05 PM Room I

[1I09] Technological development of the particle size adjustment of recycle powder

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

2:45 PM - 3:00 PM

[1I10] Technological development of the particle size adjustment of recycle powder

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

3:00 PM - 3:15 PM

[1I11] Sintering behavior of recycled MOX powder

*Shinya Nakamichi[1], Takeo Sunaoshi[2], Hiroki Uno[2], Tadahisa Yamada[2], Kazuyuki Okumura[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Inspection Development)

3:15 PM - 3:30 PM

[1I12] Development of MOX weighting and blending equipment on Plutonium Fuel Production Facility

*Kohei Kawasaki[1], Kenta Shinada[1], Naritoshi Okamoto[1], Takanori Ono[1], Kimikazu Shibanuma[1], Kenta Goto[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:30 PM - 3:45 PM

[1I13] Stabilization of post-experiment nuclear materials containing resins by oxidation heat treatment

*Takumi Sato[1], Kazuki Morishita[1], Haruyoshi Otobe[1], Tadatsune Fujishima[1], Tomoyuki Nakano[1] (1. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

乾式回収粉の粒度調整技術開発
(6) 乾式リサイクルのための試験設備の検討および密度調整技術開発

Technological development of the particle size adjustment of recycle powder

(6) Study on test facility for dry recycling of MOX powder and development of sintered density control technology

*山本 和也[1]，瀬川 智臣[1]，牧野 崇義[1]，川口 浩一[1]，磯 秀敏[1]，石井 克典[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

乾式回収粉（乾回粉）の粒度調整が可能な衝突板式気流粉砕機を用いた密度制御技術開発のための成型・焼結試験および衝突板式気流粉砕機を導入した乾式リサイクルのための試験設備の検討を実施した。

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，乾式リサイクル試験設備

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、乾回粉の粒度調整技術の開発を進めている[1,2]。

これまでの試験において、MOX に近い焼結特性を有する酸化セリウム（CeO_2）を衝突板式気流粉砕機により粒度調整した後、乾回粉の粒度及び CeO_2 原料粉と乾回粉の混合割合をパラメータとした成型・焼結試験を行い、ペレットの焼結密度等に及ぼす影響を評価した。本件では、この結果を受けて乾回粉の粒度調整が可能な衝突板式気流粉砕機を導入した乾式リサイクルのための試験設備の概念検討を行った。

2. 概念検討内容

乾式リサイクル試験設備は、規格外の MOX 燃料ペレットを粉砕するロールクラッシャー方式の粗粉砕装置及び粗粉砕粉の粒度調整が可能なジェットミル方式の粉砕装置、並びに複数ロットの乾式回収粉末を混合するデルタミキサ方式の混合装置にて構成する。

現在、プルトニウム燃料第三開発室に設置されている粗粉砕・粉砕設備は空気輸送搬送を採用しており、配管や装置内の粉末の滞留、メンテナンス等において取り外した配管等を接続する際に接続部の密着部にズレが生じ、気密漏れが発生するなどの問題が生じている。このため、本設備では空気輸送搬送を採用せず、資材粉末の装置への投入に容器反転装置、製品粉末の搬送に搬送装置を採用することで問題の改善を図った。

また、プルトニウム燃料第三開発室では、添加剤混合I（結合剤）、添加剤混合II（潤滑剤）、ロット混合の 3 工程を 1 つの設備で行っているため、乾回粉のロット混合時に添加剤が混入する懸念がある。本設備では、乾式回収処理（粗粉砕・粉砕・ロット混合）を 1 つの設備だけで完結させるため、粗粉砕装置、粉砕装置に加えてロット混合装置を導入した。

3. まとめ

試験設備の概略図を図 1 に示す。検討の結果、各装置をグローブボックス内に収納可能であるとともに、要求される処理フローを満たしていることから、設備として成立することを確認した。

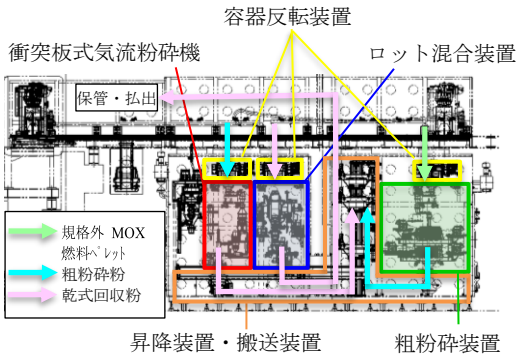


図 1 乾式リサイクル試験設備の概略図

参考文献

[1] 山本和也，他，日本原子力学会 2020 年秋の大会, 3E01, 2020. [2] T. Segawa, et al., NuMAT2020.

*Kazuya Yamamoto[1], Tomoomi Segawa[1], Takayoshi Makino[1], Koichi Kawaguchi[1], Hidetoshi Iso[1] and Katsunori Ishii[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

乾式回収粉の粒度調整技術開発
(7) 乾式回収粉を添加したペレットの焼結密度の予測手法の検討

Technological development of the particle size adjustment of recycle powder
(7) Study on sintering density prediction method for the pellet with dry recycled powder

*川口　浩一，山本　和也，瀬川　智臣，石井　克典，牧野　崇義，磯　秀敏
日本原子力研究開発機構

模擬原料粉と模擬乾式回収粉との混合比率を 10：0 から 0：10 まで変えて得られたペレット焼結密度データを解析し，乾式回収粉の粒子径分布および原料粉との混合割合から焼結密度を予測する手法の検討を行った．

キーワード：焼結密度，予測手法，乾式回収粉，燃料製造

1. 緒言

これまでの研究で乾式回収粉（以下，「乾回粉」）の粒子径および混合割合を調整することで，ペレット焼結密度を調整できることが分かっている[1]．本研究では、乾回粉の粒子径分布および混合割合とペレット焼結密度との関係を代数的手法により分析し，任意の粒子径分布および混合割合に対して焼結密度を予測する手法を検討した。

2. 実験・解析方法

模擬原料粉として酸化セリウム（4N 高純度試薬，関東化学株式会社製）を用い，またこれを用いて図 1 に示す粒子径分布を有する模擬乾回粉①～⑤を調製した．模擬原料粉と模擬乾回粉との混合割合を変えて作製したペレットの焼結密度は，模擬乾回粉混合割合に対してほぼ直線的に変化する傾向が見られた．ペレット焼結密度に関して，模擬原料粉および模擬乾回粉の成分粉末との間に加成性を仮定すると

$$\boldsymbol{\rho} = \boldsymbol{C}\boldsymbol{\rho}_c \qquad \cdots (1)$$

と表すことができる．ここで$\boldsymbol{\rho}_c$は模擬原料粉および模擬乾回粉成分粉末の焼結密度を要素とする列ベクトル，$\boldsymbol{C}$は混合粉 i における成分粉末 j の重量分率を要素(i,j)に持つ行列．$\boldsymbol{\rho}$は各混合粉の焼結密度を要素に持つ列ベクトルである．(1)式両辺に左から$\boldsymbol{C}$の転置行列$\boldsymbol{C}^t$および$\boldsymbol{C}^t\boldsymbol{C}$の逆行列$(\boldsymbol{C}^t\boldsymbol{C})^{-1}$をかけて

$$(\boldsymbol{C}^t\boldsymbol{C})^{-1}\boldsymbol{C}^t\boldsymbol{\rho} = (\boldsymbol{C}^t\boldsymbol{C})^{-1}\boldsymbol{C}^t\boldsymbol{C}\boldsymbol{\rho}_c \qquad \cdots (2)$$

が得られ右辺は$\boldsymbol{\rho}_c$となる．自由度は独立した粉末種類数 6 である．そこで，模擬原料粉を成分 O，模擬乾回粉は図 1 に示す 5 区間に分けて成分 I～V とし，模擬乾回粉および模擬乾回粉各成分の焼結密度を求めた．

3. 結果および考察

模擬原料粉および模擬乾回粉の混合割合を変えて得られたペレット焼結密度を図 2 にシンボルで示す．このデータに基づき，式(2)によって求めた粉末成分 I～V の焼結密度を図 3 に階段状プロットで示す．粒子径が大きいほど焼結密度が低下する傾向が見られた．焼結密度が粒子径の対数に対して直線的に減少するものとして最小二乗法で近似直線を求め，模擬乾回粉の粒子径分布測定における粒子径区間で$\boldsymbol{\rho}_c$を再構成し，式(1)によって計算した焼結密度を図 2 に直線で示す．模擬乾回粉①実験値のばらつきが大きいものの，全体として標準偏差 σ =0.7 %TD で実験値を再現した．

4. 結論

ペレット焼結密度を混合粉成分粉末の焼結密度から予測する方法を検討し，σ =0.7 (%TD) で実験値と一致した．本手法を確立できれば，任意の粒子径分布の乾回粉に対し適切な混合割合の設定が可能となる．

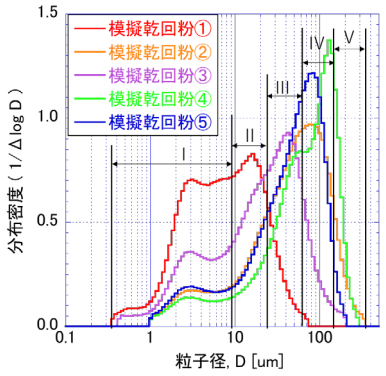


図 1　模擬乾回粉の粒子径分布

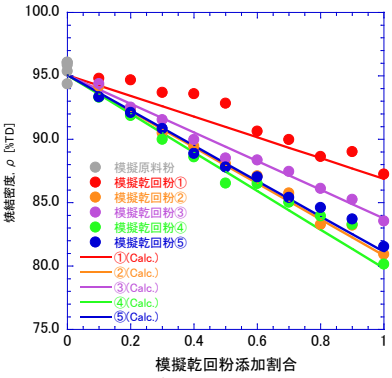


図 2　模擬乾回粉混合割合に対するペレット焼結密度

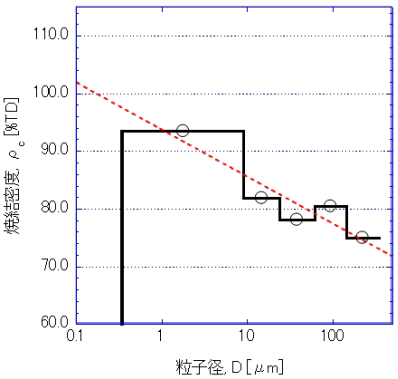


図 3　模擬乾回粉の粒子径区間毎の焼結密度

参考文献
[1] 村上龍敏，鈴木紀一，青野茂典，“低密度ペレット製造に適した乾式回収粉末について”，日本原子力学会 2007 年春の年会, 2007 年 3 月，名古屋大学.

* Koichi Kawaguchi, Kazuya Yamamoto, Tomoomi Segawa, Katsunori Ishii, Takayoshi Makino and Hidetoshi Iso
Japan Atomic Energy Agency

乾式回収 MOX 粉末の焼結挙動

Sintering behavior of recycled MOX powder

*中道　晋哉[1]，砂押　剛雄[2]，宇野　弘樹[2]，山田　忠久[2]，奥村　和之[1]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]検査開発株式会社

乾式回収 MOX 粉末の焼結挙動を評価した。乾式回収粉末は一般的な混合粉末の収縮挙動とは異なり，昇温時において 2 段階の収縮挙動を示さず，UO_2 のような未混合粉に近い挙動を示した。

キーワード：乾式回収粉末，焼結，熱膨張計

1. 緒　言

MOX 粉末のような混合粉末の焼結の場合，成形体は昇温中に収縮を開始したのち，一旦収縮速度が低下し，その後さらに高温となった際に再度収縮速度が増加する挙動を示す。特に低温側では UO_2 同士の粒子間の拡散に伴う収縮が，高温側で UO_2-PuO_2 間の固溶体形成のための拡散に伴う収縮が生じるとされている [1]。一方，乾式回収粉末は燃料仕様から外れた焼結体を乾式法にて粉砕処理し再粉末化したもので，製造過程において原料とともに所定量混合し再利用される粉末であるが，一度焼結を経験しているため焼結前から固溶体を形成した粉末とみなすことができる。

本研究では，乾式回収粉末の焼結性を理解するため，乾式回収粉末単独の試験体を用いて，熱膨張計による収縮挙動を評価した。

2. 試験方法

試験には焼結体をロールクラッシャによる粗粉砕及びジェットミルによる粉砕により作製した乾式回収粉末(30%Pu-MOX)を用いた。Zn-St.0.5wt%を混合後，400MPa の成形圧で成形した。成形体は 1073K で 4h(Ar-5%H_2 ガス中)の熱処理を行い，これを試験体とした。試験体は熱膨張計(Bluker AXS 製 TD5000SA)にて Ar-5H_2 ガスに水分を加湿した雰囲気下で 1973K まで 8K/min で昇温し，試験体の収縮挙動を評価した。また，比較のため，UO_2 粉末を用いて乾式回収粉末と同条件下における収縮挙動を評価した。

3. 試験結果

Fig.1 に乾式回収粉末，UO_2 粉末の成形体の(a)収縮曲線及び(b)収縮速度曲線を示す。また比較として MH-MOX の結果を示す。乾式回収粉末は 3 粉末の中で最も高温に達してから収縮を開始したことがわかる。収縮速度曲線を見ると，通常，混合粉末の場合は MH-MOX の例のように 2 つの収縮ピークが確認されるが，乾式回収粉末は UO_2 粉末と同様，1 つのみのピークが確認された。混合粉の収縮挙動と固溶体形成には密接な関係があることが示された。

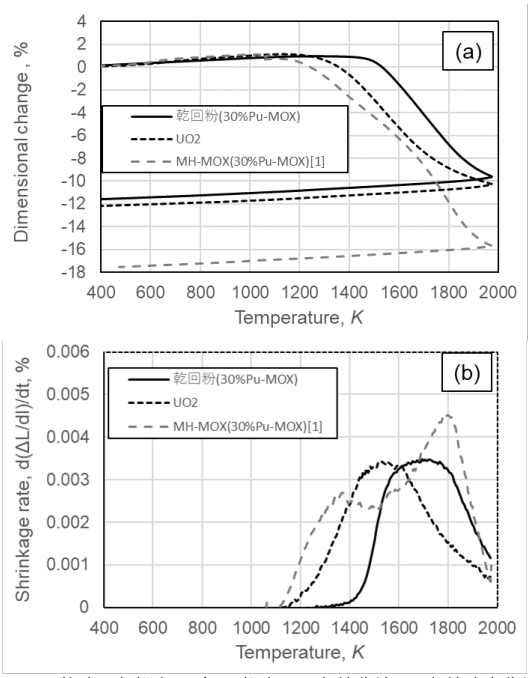


Fig.1 乾式回収粉末及びUO_2粉末の(a)収縮曲線、(b)収縮速度曲線

4. 結　言

乾式回収粉末単体による収縮挙動を評価した。乾式回収粉末は一般的な混合粉末の収縮挙動とは異なり，昇温時において 2 段階の収縮挙動を示さず，UO_2 のような未混合粉に近い挙動を示した。

参考文献

[1] S.Nakamichi et al, Journal of Nuclear Materials, 535(2020)152188

*Shinya Nakamichi[1], Takeo Sunaoshi[2], Hiroki Uno[2], Tadahisa Yamada[2] and Kazuyuki Okumura[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Inspection Development Company Ltd.

プルトニウム燃料第三開発室における粉末秤量・均一化混合設備の開発

Development of MOX weighting and blending equipment on Plutonium Fuel Production Facility

*川﨑　浩平[1]，品田　健太[1]，岡本　成利[1]，小野　高徳[1]，柴沼　公和[1]，後藤　健太[1]
[1]日本原子力研究開発機構

原子力機構 プルトニウム燃料第三開発室では、MOX 粉末をペレット化し、集合体形状に加工することで安定した密封状態とする保管体化作業を進める計画である。このため、高速炉用 MOX 燃料製造の運転・保守経験を踏まえて信頼性・保守性を向上した粉末秤量・均一化混合設備を開発した。

キーワード：MOX 粉末，グローブボックス，粉末秤量・均一化混合設備

1. 緒言

グローブボックス（GB）内で MOX 粉末を取り扱う装置を安定的かつ長期にわたって運転するためには、MOX 粉末の飛散に起因する動作不良及び放射線に起因する経年劣化対策として、装置単体のみならずシステムとして高い信頼性と保守性の確保が重要である。また、GB 内装置保守時の作業者の外部被ばく低減の観点からも、MOX 粉末の飛散防止は重要な開発要素となる。このため、これまでの高速炉用 MOX 燃料製造の運転・保守経験に基づき蓄積した技術的知見を反映し、信頼性・保守性を向上させた設備として保管体化作業に使用する粉末秤量・均一化混合設備を導入した。

2. 粉末秤量・均一化混合設備の開発

本設備の開発においては、従来設備の運転・保守経験を踏まえ、均一化混合装置（ボールミル）への MOX 粉末投入・排出部の改良による粉末飛散防止、管内に溝を有するゲート弁から溝の無いバタフライ弁への変更による MOX 粉末の滞留抑制、金属製圧縮空気ホースの採用による放射線劣化対策、当該設備での放射線環境及び要求される精度を考慮したセンサーの選定並びに保守性を考慮した固定方式の改善等を行った。これにより、高い信頼性・保守性を有し、保守時間の短縮や頻度の削減が期待できる設備を開発した。（図 1）。

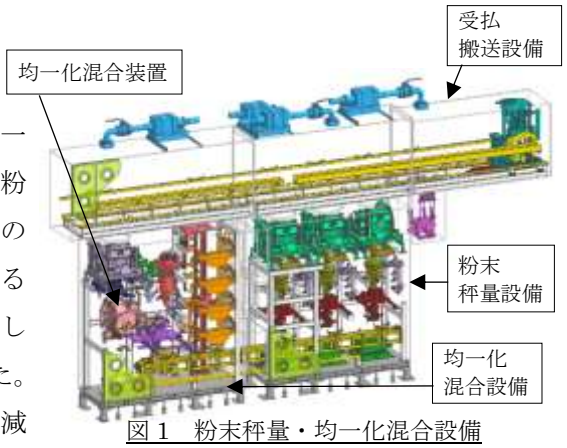


図 1　粉末秤量・均一化混合設備

保管体化作業のプロセスでは、MOX 粉末の秤量後に均一化混合を行う。従来の秤量設備と均一化混合設備は、設置場所の異なる個別の設備であったため、設備間の MOX 粉末の搬送に多くの時間を要していた。そこで、GB 内装置の小型化を図ることで、秤量及び均一化の 2 つの処理プロセスを 1 つの設備に集約し搬送時間を 1/5 に削減、保管体化プロセスの処理時間の短縮化を図った（表 1）。

表 1　搬送時間比較

	従来設備 使用ケース	新設備 使用ケース
設備間の MOX 粉末の搬送の流れ	保管設備⇒秤量設備⇒保管設備⇒均一化設備⇒保管設備	保管設備⇒粉末秤量・均一化混合設備⇒保管設備
搬送時間※	150 分	30 分

※設備内への MOX 粉末の受け入れ及び他設備への払い出しまでの設備間の搬送時間を示す。

3. まとめ

従来設備の運転・保守経験に基づく技術的知見を本設備に反映するとともに、GB 内装置の小型化を図ることで、信頼性、保守性が向上し、保守時間の短縮及び保管体化プロセスの処理時間の短縮につながる設備を開発した。今後、保管体化作業を通じ、本設備に反映した粉末飛散対策や放射線に起因する経年劣化について検証し、更なる信頼性・保守性を向上させた設備の開発に反映する。

*Kawasaki Kohei[1], Shinada Kenta[1], Okamoto Naritoshi[1], Ono Takanori[1], Shibanuma Kimikazu[1], Goto Kenta[1],
Japan Atomic Energy Agency.

樹脂を含有した実験済核燃料物質の酸化熱処理による安定化

Stabilization of post-experiment nuclear materials containing resins by oxidation heat treatment

*佐藤 匠，森下 一喜，音部 治幹，藤島 雅継，中野 朋之
原子力機構

核燃料物質の貯蔵中における樹脂の放射線分解による水素等のガス発生を防止するため、樹脂を含む実験済核燃料物質について、酸化熱処理によって樹脂を除去する安定化を実施した。

キーワード：実験済核燃料物質、安定化処理、窒化物燃料、炭化物燃料、エポキシ樹脂、フェノール樹脂

1. 緒言

2017 年に発生した日本原子力研究開発機構大洗研究所の燃料研究棟における汚染事故は、核燃料物質と混在したエポキシ樹脂等が放射線で分解して水素等のガスが発生し、貯蔵容器内の圧力が上昇したことが原因であった[1]。同様の事故を防ぐため、樹脂を含有した実験済核燃料物質は樹脂を分離して安定化してから貯蔵する必要がある。そのため本研究では、これらの試料の酸化熱処理による安定化を実施した。

2. 実験方法

窒化物燃料や炭化物燃料に関する基礎試験で使用した核燃料物質（ウラン、プルトニウム）を含む実験済試料のうち、粉末状の核燃料物質をエポキシ樹脂と混合して固化した試料及び塊状の核燃料物質をフェノール樹脂（ベークライト）で固定した試料を安定化の対象とした。

試料を石英製のボートに入れて電気炉内に設置し、空気気流中においてまず樹脂の熱分解と核燃料物質の酸化のために 650 ℃で 2 時間加熱した後、試料への吸着水分低減のために 950 ℃で 2 時間加熱した。電気炉のガスの出口にはガラス製のガス洗浄瓶を 3 段設置し、樹脂が熱分解して発生するガスを水中に回収した。

3. 結果と考察

加熱後、樹脂は気体状に熱分解してガス洗浄瓶内の水中に回収され、石英ボート上には黒色の粉末状の生成物が残留した。生成物の X 線回折の結果を図 1 に示す。白金製の試料ホルダーによるバックグラウンドを除いた主要な回折ピークの位置が$(U, Pu)O_2$ 及び U_3O_8 と一致したことから、試料から樹脂が除去され、核燃料物質の窒化物及び炭化物は空気中で安定な酸化物に転換されたと考えられる。この結果から、本手法が樹脂を含有した試料の安定化の方法として有効であることが分かった。

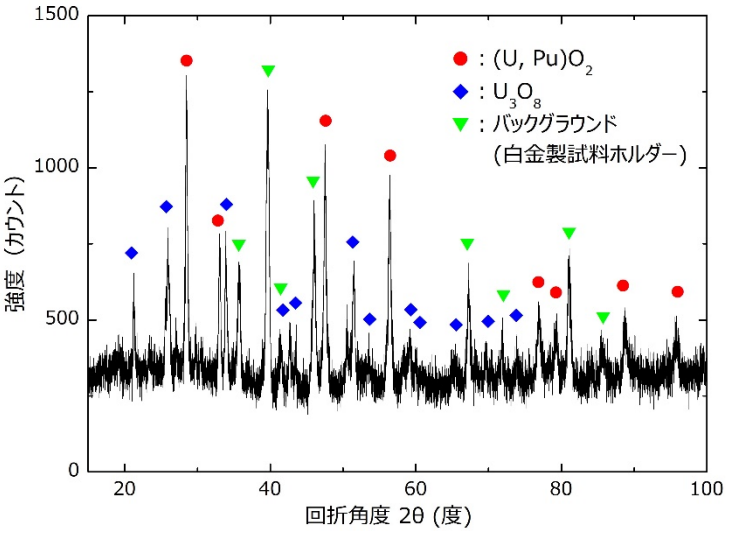


図 1 生成物の X 線回折の結果

参考文献

[1] 燃料研究棟汚染事故に関する原因究明チーム, JAEA-Review 2017-038, 2018.

*Takumi Sato, Kazuki Morishita, Haruyoshi Otobe, Tadatsune Fujishima and Tomoyuki Nakano, JAEA

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

[1I14-16] Irradiation Behaviour of LWR Fuel / Accident Tolerant Fuel

Chair: Mutsumi Hirai (TEPCO HD)

Wed. Mar 16, 2022 4:05 PM - 4:55 PM Room I

[1I14] Evaluation of irradiation effects on microstructure and element distribution in Nb-doped Zr alloys

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

4:05 PM - 4:20 PM

[1I15] Evaluation of irradiation effects on microstructure and element distribution in Nb-doped Zr alloys

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

4:20 PM - 4:35 PM

[1I16] BWR fuel assembly "KAMADO-BWR" using SiC block with high accident resistance

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

4:35 PM - 4:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Nb 添加ジルコニウム合金の微細組織と元素分布に及ぼす照射の影響 （3）中性子/Zr イオン照射 MDA の TEM-EDS 分析

Evaluation of irradiation effects on microstructure and element distribution in Nb-doped Zr alloys
(3) TEM-EDS analysis of MDA after neutron or Zr ion irradiation

*澤部 孝史[1]，中森 文博[1]，園田 健[1]
[1]電力中央研究所

中性子または Zr イオン照射した Nb 添加 PWR 被覆管を TEM-EDS 分析し、マイクロスケールでの照射挙動を調べた。照射により製造時の析出物から Fe と Cr が Zr 母相中に溶出した。また、新たに Nb を含む微小な析出物を母相および粒界に観察した。これらの照射挙動は中性子照射と Zr イオン照射で定性的に一致した。

キーワード：燃料被覆管、Nb 添加 Zr 合金、中性子照射、イオン照射、TEM-EDS 分析

1. 緒言

国内外の PWR で使用されている Nb 添加 Zr 合金被覆管は、炉内での使用において従来ジルカロイ材と比較して水素吸収量が少ないことが知られる。この現象の科学的理解を深めるとともに照射下での挙動を推定するため、Nb 添加 Zr 被覆管の合金元素分布および照射欠陥等の微細組織を調査している。本発表では Nb 添加 PWR 被覆管の炉内照射材および Zr イオン照射材の合金元素分布を TEM-EDS 分析し、析出物組成への影響などマイクロスケールで確認された照射挙動を報告する。

2. 実験と結果

2-1. 試料と照射条件

Nb 添加 PWR 被覆管として MDA（Zr-0.8Sn-0.5Nb-0.2Fe-0.1Cr）被覆管を用いた。中性子照射 MDA は、国内 PWR にて照射された UO_2 燃料棒（平均燃焼度 52-57 GWd/t：19-21 dpa 相当）より採取した。イオン照射は高崎量子応用研究所のイオン照射研究施設（TIARA）にて実施し、3mmφに加工した未照射 MDA に 12MeV の Zr イオンを照射した。照射温度は 400℃とし、最大損傷量 10 dpa と 20 dpa の二つのイオン照射材を得た。

2-2. TEM-EDS 分析

TEM 試料作製には集束イオンビーム装置 NX2000（日立ハイテク）を用い、未照射材および各照射材の試料表面から TEM 試料を採取し、Ga イオンにより薄片化した。TEM-EDS 分析には ARM-300F（日本電子）を用い、イオン照射試料では試料表面から深さ 2-3 μm の最大照射量領域を含む範囲を観察した。

2-3. 照射による元素分布の変化

未照射材の母相には、Zr, Nb, Fe および Cr から構成される約 200-300 nm の析出物が観察された。中性子照射およびイオン照射後、これら析出物中の Fe と Cr は減少し、母相へ溶出したことを確認した。一方、Nb を含む 50 nm 程度の微小析出物が母相中および粒界に、また、5-10nm 程度の Nb ナノクラスターがジルコニウムの六方晶底面に沿って観察された。これらの Nb 系析出物は未照射材で観察されず、照射誘起析出物と考えられた。TEM-EDS 分析により Nb 添加 Zr 合金では照射後も Nb は析出物を形成することを確認した。

謝辞 本研究で用いた MDA 被覆管は、三菱原子燃料株式会社殿よりご提供いただいた。イオン照射試験は、量子科学技術研究開発機構殿の施設共用制度を利用した。

---

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

Nb 添加ジルコニウム合金の微細組織と元素分布に及ぼす照射の影響 （4）中性子/Zr イオン照射 MDA のアトムプローブ分析

Evaluation of irradiation effects on microstructure and element distribution in Nb-doped Zr alloys
(4) Atom probe analysis of MDA after neutron or Zr ion irradiation

*中森 文博[1]，澤部 孝史[1]，園田 健[1]
[1]電力中央研究所

中性子または Zr イオン照射した Nb 添加 PWR 被覆管をアトムプローブ（APT）分析し、ナノスケールでの照射挙動を調べた。照射によって Zr 母相内に Nb および Fe-Cr ナノクラスターが形成された。また、Zr 母相の Nb の固溶濃度の低下も確認された。これらの照射挙動は中性子照射と Zr イオン照射で定性的に一致した。

キーワード：燃料被覆管、Nb 添加 Zr 合金、中性子照射、イオン照射、アトムプローブ

1. 緒言

国内外の PWR で使用されている Nb 添加 Zr 合金被覆管は、炉内での使用において従来ジルカロイ材と比較して水素吸収量が少ないことが知られる。この現象の科学的理解を深めるとともに照射下での挙動を推定するため、Nb 添加 Zr 被覆管の合金元素分布および照射欠陥等の微細組織を調査している。本発表では Nb 添加 PWR 被覆管の炉内照射材および Zr イオン照射材を APT 分析し、Zr 母相内の合金元素の照射挙動についてナノスケールでの変化を報告する。

2. 実験と結果

2-1. 試料

Nb 添加 PWR 被覆管として MDA（Zr-0.8Sn-0.5Nb-0.2Fe-0.1Cr）被覆管を用いた。中性子照射 MDA は、国内 PWR にて平均燃焼度 52–57 GWd/t（19–21 dpa 相当）まで照射された UO_2 燃料棒より採取した。イオン照射は、高崎量子応用研究所のイオン照射研究施設-TIARA-にて実施し、3 mmϕ に加工した未照射 MDA に 12 MeV の Zr イオンを照射した。照射温度は 400 ℃とし、最大損傷量が 10 dpa と 20 dpa の二つのイオン照射材を得た。

2-2. APT 分析

APT 試料の作製には集束イオンビーム装置 NX2000（日立ハイテク）を用い、各試料表面から微小片を採取し、Ga イオンにより針状試料に加工した。イオン照射材では、損傷ピーク位置付近が分析領域となるように加工した。APT 分析には LEAP5000XR（CAMECA）を用いて、レーザーパルスモードで実施した。

2-3. 照射による元素分布および Nb の固溶濃度の変化

未照射材の Zr 母相から Nb が検出され、均一に分布していた。一方で、中性子照射材およびイオン照射材の Zr 母相内から、Nb ナノクラスターおよび Fe-Cr ナノクラスターが確認された。各ナノクラスターを除去して評価した Zr 母相の Nb の固溶濃度は、未照射材は約 0.2–0.4 at%であったが、照射後に 0.1 at%以下に低下した。これより、Nb ナノクラスターは、Zr 母相に固溶していた Nb から照射によって形成したと考えられた。

謝辞 本研究で用いた MDA 被覆管は、三菱原子燃料株式会社殿よりご提供いただいた。イオン照射試験は、量子科学技術研究開発機構殿の施設共用制度を利用した。

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

事故耐性の高い SiC ブロックを用いる BWR 燃料集合体“KAMADO-BWR”
-基本概念と温度分布・限界熱流束の予備的検討-

BWR fuel assembly "KAMADO-BWR" using SiC block with high accident resistance
Preliminary study of basic concept, temperature distribution and critical heat flux

*松村 哲夫[1]、亀山 高範[1]
[1]東海大

被覆管・部材に Zr などの金属を使わず SiC のみで構成した事故耐性の高い BWR 燃料集合体“KAMADO-BWR”の概念を構築した。9×9 型 UO_2 燃料ペレットは SiC ブロックに空けられた 72 本の燃料孔に収納される。SiC の高い熱伝導率により燃料ペレット最高中心温度は BWR と同等の 1098 K 以下に抑制され、限界熱流束(CHF)も 9×9 型燃料集合体と同程度と評価でき、本集合体を取替燃料として使用することも可能である。

キーワード：事故耐性、BWR，SiC、限界熱流束、取替燃料

1. 燃料集合体概念　KAMADO は固体伝熱を活用した原子炉/燃料集合体の概念である[1, 2]。そのうち、KAMADO-BWR 燃料集合体は、BWR 燃料集合体のチャンネルボックスの外寸法と同じであり、SiC ブロックの内側に BWR 9×9 燃料ペレット（外径 9.6mm）のスタックが 9×9 燃料(Type-B)と同じ 72 本収納される。SiC ブロックの内側に気液二相流が流れる。流路面積は BWR 燃料集合体より若干小さいが、チャンネルボックス外側の流路へも伝熱が確保される（図 1）。反応度変化・出力分布などの核特性も BWR 燃料集合体と同等としている。

2. 温度分布　有限要素解析システム LISA[3]を用いて温度分布を計算した。SiC の高い熱伝導率(200W/m/K)により、燃料ペレット最高中心温度 1098 K、SiC の温度は 560～580K に抑制される（図 2）。なお、SiC ブロックから気液二相流への熱伝達係数は Jens-Lottes の式[4] から 94 kW/m^2/K の値を使用した。

3. 熱水力的検討　二相流の限界熱流束（CHF）を甲藤の式<$q_c/GH_{fg}=C(\sigma\rho_L/G^2L)^{0.043}$ D/L>[5] で評価した。限界熱流速 q_c は、9×9 BWR 燃料集合体では 2.15 MW/m^2、KAMADO-BWR では図 1 に示した流路の寸法に応じて①4.22 ,②4.74,③5.51 MW/m^2 となった。q_c×(伝熱面積)から求めた集合体全体の限界熱出力は、9×9 BWR 燃料集合体では 19.7 MW，KAMADO-BWR では流路の寸法に応じて 16.6～21.6 MW となった。

4. まとめ　本燃料集合体概念では、Zr などの金属材料を使わないため、金属－水反応にともなう水素発生がなく、事故耐性が高くなる。また、流路の摩擦損失が小さく、燃料スタックの数を増やせば、燃料中心温度の低減や出力密度の向上も期待でき、高性能な取替燃料として使用が可能である。

［参考文献］ 1) IAEA-TECDOC-1485 (2006). 2) 松村他，原子力学会春の年会，3B08 (2021), 3) LISA, https://www.lisafea.com/index.html, 4) ANL-4627 (1951), 5) 甲藤，日本機械学会論文集(B 編)43 巻 400 号 1892-1901.

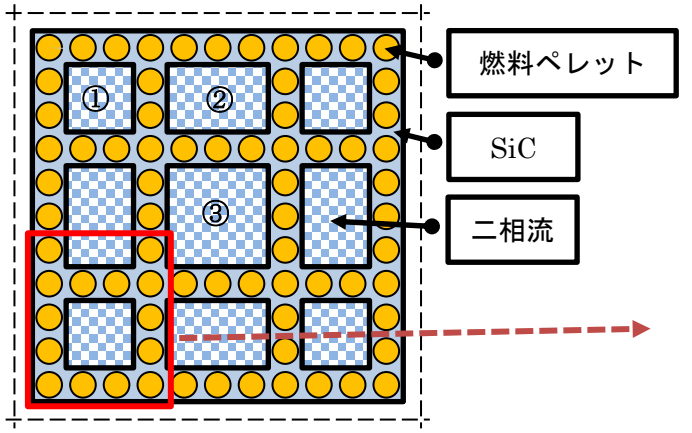


図 1　KAMADO-BWR 燃料集合体の概念

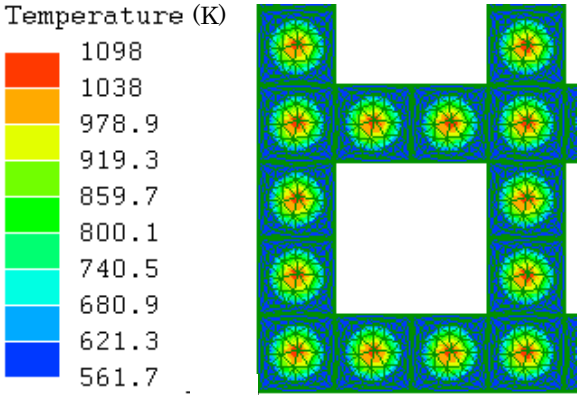


図 2 出力時の温度分布

* Tetsuo MATSUMURA[1] and Takanori KAMEYAMA[1]
[1]Tokai University

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

[1I17-18] Nitride Fuel/HTGR Fuel

Chair: Mutsumi Hirai (TEPCO HD)

Wed. Mar 16, 2022 4:55 PM - 5:30 PM Room I

[1I17] Application of Laser Spot Heating Method to Measurement of Nitrides Melting Temperature

*Tohma Iwasa[1], Masahide Takano[1] (1. JAEA)

4:55 PM - 5:10 PM

[1I18] Study on SiC compact oxidation under HTGR air ingress accident

*Yosuke Nishimura[1] (1. University of Tokyo)

5:10 PM - 5:25 PM

©Atomic Energy Society of Japan

レーザー局所加熱による融点測定手法の窒化物への適応性検討

Application of Laser Spot Heating Method to Measurement of Nitrides Melting Temperature

*岩佐 龍磨[1]，高野 公秀[1]

[1]JAEA

マイナーアクチノイド（MA）含有窒化物燃料の液相生成温度評価を目指し、レーザーによる試料の局所加熱と熱放射測定を組み合わせたシステムを構築した。システムの実証試験を行った後、MA の模擬として希土類を添加した窒化物燃料試料を調製して溶融試験を行った結果を報告する。

キーワード：マイナーアクチノイド(MA)含有窒化物燃料、レーザー、融点、熱分解

1. 緒言　核変換用の MA 含有窒化物燃料について、炉心異常時の挙動把握や運転時の安全性担保のために、燃料中に液相が生成する温度を把握することが重要である。そのため、少量試料に対して短時間で測定可能な手法として、レーザーによる局所加熱を利用した融点測定システムを検討した。装置を構築した後に、数種類の金属試料を用いて実証試験を行った。将来的な MA の測定を見据えたコールド模擬試験用に、希土類元素を添加した模擬窒化物燃料試料(RE,Zr)N を調製した。(RE,Zr)N は、希土類の蒸気圧の高さと窒化物の高温熱分解による窒素放出のため、溶融後の固化時には大きく組成が変化していると考えられることから、液相生成（溶融開始）時に焦点を当てて温度評価を行った。

2. 実験方法

2-1. 測定装置　測定装置は、試料加熱用レーザー、温度変化観測用の単色放射温度計、放射光強度測定用の分光器によって構成されている。レーザーによって試料表面の一部を溶融させ、溶融部の温度変化を放射温度計により記録する。溶融・固化の際には観測される温度に停留点が生じるため、停留点温度における溶融部からの放射輝度を解析することで、試料溶融部の温度を評価することが可能となる。

2-2. 実証試験　金属試料には、Ni（T_m:1728K）、Mo（2896K）及び Ta（3290K）を用いた。温度領域ごとに、放射輝度の測定値から理論値への変換関数 C（λ）を取得し、ある温度における理論値から逆算することで、停留点温度において測定された放射輝度から試料の放射率及び溶融部温度を評価した。

2-3. 窒化物試料測定　模擬窒化物燃料試料として、$Er_xZr_{1-x}N$（x=0, 0.1, 0.3, 0.5, 1）を調製した。それぞれ金属から水素化物を経て窒化した ErN と ZrN を所定の比率で混合し、直径 3mm×厚さ 1mm のディスク上に成型した後、N_2 気流中 1973K で焼結した。Ar 雰囲気のグローブボックス中で耐圧セル内に試料を封入し、試験直前にガス置換を行うことでセル内部雰囲気を N_2 ガス 5.4atm に調整した。

3. 結果と考察　各金属試料について実証試験を行い、得られた放射率と融点の値を表 1 に示す。黒体炉標準を解析に利用した Ni では解析値の偏差が温度に対して 1.2%程度であり、Mo 標準を使用した Mo と Ta においては 2-3%程度の偏差が存在した。Mo よりも黒体炉の方が優れた温度標準であるため、変換関数自体の持つ誤差が直接的に影響したと考えられる。数値としては、放射率・融点ともに文献値に近い値を導き出すことが出来ており、未知試料に対する適応可能性を十分に実証できたと言える。

模擬窒化物燃料試料に対して、溶融試験を行った際の温度変化を図 1 に示す。Er 含有試料については、加熱開始後数 ms で変曲点が見受けられ、これを温度停留点として解析した。一方、ZrN については溶融時の停留点を確認することが困難であったため、加熱途中で激しく蒸発が始まる直前である 20ms 前後の平坦部分における温度を液相生成温度として評価した。解析結果を確認したところ、Er 含有率に対して放射率の有意な変化は確認されなかった。一方で、液相生成温度の評価値は、ZrN が 3871K で最も高く、ErN が 3377K で最も低い値となっており、Er 含有率が増えるにしたがい液相生成温度が低下する傾向が確認できた。今後測定値のばらつきや誤差を軽減するための一案として、試料加熱時に放出される蒸気成分をエアナイフ等で物理的に除去することを検討している。

表 1. 各金属試料の解析結果

試料	放射率	融点[K]
Ni	0.24-0.51	1724±21
Mo	0.21-0.30	2960±81
Ta	0.32-0.39	3314±97

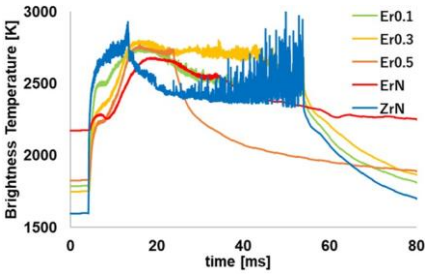


図 1. 窒化物試料測定時の温度変化

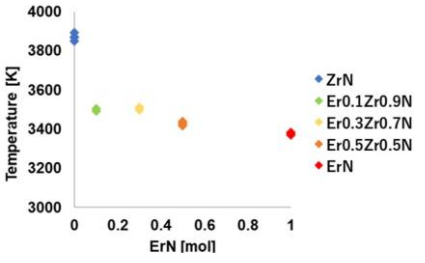


図 2. 窒化物試料の解析結果

*Tohma Iwasa[1], Masahide Takano[1],　[1]JAEA

高温ガス炉空気侵入事故時における SiC 燃料コンパクトの酸化に関する研究 （1）SiC 酸化実験

Study on SiC compact oxidation under HTGR air ingress accident

(1) SiC oxidation experiment

*西村 洋亮[1], 岡本 孝司[1], 吉田克己[2]

[1]東京大学, [2]東京工業大学

高温ガス炉において，燃料コンパクトには従来の黒鉛に替えて SiC を用いることが検討されている。本研究では，空気侵入事故時に SiC の酸化性能に関する定量データを取得し，従来の黒鉛と比較することで，耐酸化性能を評価した。

キーワード：SiC 酸化、passive 酸化、active 酸化、酸化速度、活性化エネルギー

1. 緒言

焼結 SiC 材料の高温酸化挙動を調べるため，示差式熱質量測定器(TG-DTA)を用い酸化実験を行った。本研究は SiC の酸化速度，活性化エネルギーおよび SiC 酸化速度の酸素濃度依存性を調べることを目的とする。

2. 測定条件

測定条件は直径 4 mm の焼結 SiC ボールを用いた。SiC ボールを TG-DTA 装置へ装荷し，実験を行なった。アルゴンと酸素の混合気体を流量 50 ml/min で装置へ流入させ，昇温速度 20 ℃/min で試験体を昇温した。また、本研究では，最大温度を 800 ℃~1400 ℃，酸素濃度を 20 %,100 ppm,10 ppm と変化させて実験を行い，合計 21 ケースについて調査を行なった。

3. 結果と考察

Fig.1 に本実験で得られた SiC 酸化速度に関するアレニウスプロットを示す。また比較にために既往研究で行われた他種類 SiC のデータも Fig.1 に示した[1]。Fig.2 に SiC と黒鉛の質量変化率をまとめた。SiC は高温の条件で，質量が増加する傾向が観察された一方，黒鉛では質量が減少する傾向が観察された。つまり，SiC は高温の酸化雰囲気下において，減肉は見られなかった。以上から，SiC は黒鉛と比較して，耐酸化性能が優れていると考えられる。

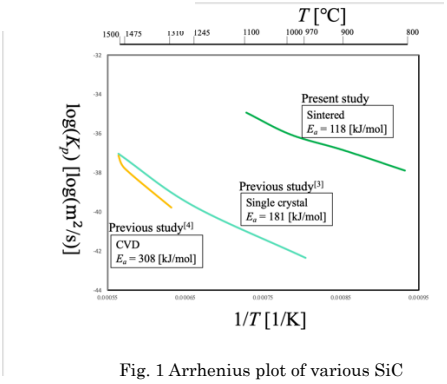


Fig. 1 Arrhenius plot of various SiC

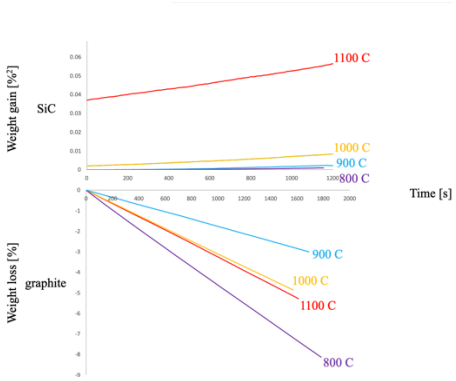


Fig. 2 weight change

4. 結言

SiC 酸化は黒鉛酸化の場合と比較して極めて優れた耐酸化性能が確認され、その速度式が得られた。

参考文献

[1] L Charpentier, M Balat-Pichelin- Journal of the European, 2010.

---

*Yosuke Nishimura[1], Koji Okamoto[1], Katsumi Yoshida[2]

[1]University of Tokyo, [2]Tokyo Tech Institute

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

[1J01-04] Behavior of Radioactive Nuclides

Chair: Yoichi Wada (Hitachi)

Wed. Mar 16, 2022 9:30 AM - 10:45 AM Room J

[1J01] Reaction of cesium hydroxide with iron oxides on stainless steels under simulated accident environment below 600℃

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

9:30 AM - 9:45 AM

[1J02] Evaluation of FP Behavior Models for SAs

*Hidetoshi Karasawa[1], Shuuhei Miwa[1], Chiaki Kino[2] （1. JAEA, 2. IAE）

9:45 AM - 10:00 AM

[1J03] Evaluation of Short and Long-Term Behavior of Radioactive Nuclides Distributed in Fukushima Daiichi NPP

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

10:00 AM - 10:15 AM

[1J04] Study on water-leaching behavior for Cs chemisorbed on stainless steel

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

10:15 AM - 10:30 AM

©Atomic Energy Society of Japan

Reaction of cesium hydroxide with iron oxides on stainless steels under simulated accident environment below 600℃

*Tan Xin[1], Kenta Murakami[2], Tatsuya Suzuki[1]

[1]Nagaoka Univ. of Tech., [2]UTokyo

Reaction of cesium hydroxide (CsOH) with iron oxides on stainless steels have been investigated under inert gas (argon) and vapor (argon with water vapor) environments below 600℃. As a result, lower temperature and molar ratio of Cs and Fe would prevent formation of $CsFeO_2$.

Keywords: Cesium, Iron oxides, Chemical reaction, Low temperature zone

1. Introduction

The reaction of CsOH with reactor structural materials may attenuate or delay the release of cesium (Cs) to the environment under LWR severe accident. Recent studies have shown that CsOH can react with stainless steel to form ferrites below 600℃ [1]. However, the effect of atmosphere and molar ratio in this chemical reaction has not been clarified. Besides, the oxide film on stainless steel in BWR environment normally has a double layer structure with magnetite (Fe_3O_4) and chromium (Cr) rich spinel [2]. Therefore, the purpose of this study is to investigate the effects of temperature, atmosphere, and molar ratio on the reaction of CsOH with Fe_3O_4.

2. Experimental method

$CsOH{\cdot}H_2O$ powder (Combi-Blocks, 95%) and Fe_3O_4 powder (KOJUNDO CHEMICAL LABORATORY, 98%) was mixed in mortar and then formed into pellets. The molar ratio of Cs and Fe was set as 1:1 and 2:1. Then the pellets were heated in the tube furnace in both argon and argon with water vapor atmosphere with the temperature range of 300℃-600℃ for 12h. After heating the specimens was put into the glovebox to prevent from humidity. Then specimens were crushed and put into the XRD sample holder with air seal (Rigaku, air sensitive separator). Specimens was analyzed by XRD (Rigaku, Miniflex 600).

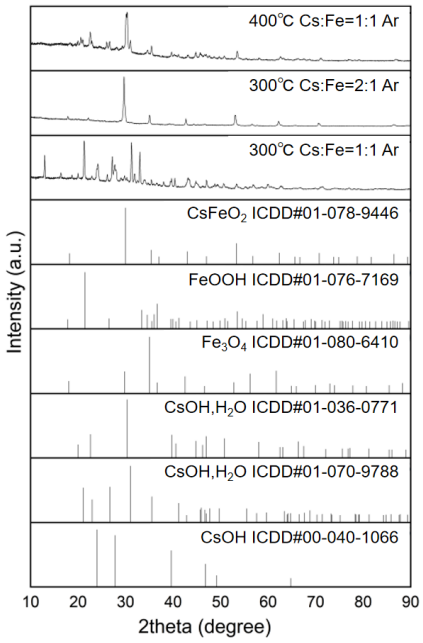


Fig. 1 XRD patterns of specimens after heating

3. Results

XRD patterns of specimens after heating were shown in Fig. 1. A cesium ferrite $CsFeO_2$ was found in both 300℃ and 400℃. Goethite (FeOOH) was formed without formation of $CsFeO_2$ in the specimen at 300℃ with molar ratio of 1:1 of Cs and Fe. XRD patterns at 300℃ with different molar ratio of Cs and Fe showed that smaller amount of Cs would prevent formation of $CsFeO_2$.

References

[1] Jumpei Imoto et al., AESJ Annual Meeting 2E17.

[2] D. H. Lister et al., Corrosion science 27.2 (1987): 113-140.

SA 時の FP 挙動モデルの評価
（2）SA コードにおけるエアロゾル生成・成長モデルの検討

Evaluation of FP Behavior Models in SAs

(2) Evaluation of aerosol formation and growth model in SA codes

*唐澤 英年[1]，三輪 周平[1]，木野 千晶[2]

[1]JAEA，[2]エネ総研

原子炉内で FP 蒸気の過飽和分が核形成・凝集してモノマーを生成し、複数核種のモノマーが凝集して一次粒子を形成し、一次粒子の凝集によりエアロゾルが成長するモデルを SAMPSON に組込んだ。このエアロゾル生成・成長モデルの妥当性を、Phébus-FPT1 試験の一次系の解析により確認した。

キーワード：エアロゾル、SAMPSON コード、シビアアクシデント、凝縮、凝集、Phébus-FPT1 試験

1. 緒言

Phébus-FP 試験からエアロゾルは粒径 200 nm 以下の微粒子の凝集体で、エアロゾル成分の重量分布は粒径に依存しないことが報告されている[1]。このため、エアロゾルの各成分の微粒子から構成される一次粒子が炉内で形成され、一次系及び格納容器内で一次粒子同士の凝集により粒径が成長するモデルを提案した[2]。今回、このエアロゾル生成・成長モデルを SAMPSON コードに取込み、Phébus-FPT1 試験解析を行った。

2. エアロゾル生成・成長モデル

現行モデルでは、炉内で FP や制御材などの蒸気の過飽和分で 1 nm の核を形成させ、更なる FP 蒸気の凝集により粒径を成長させている。この計算を FP 毎に行い、粒径 10 nm～10 μm の範囲を 10 区画に分けて、計算した粒径により各区画に分配し、炉外での移行過程で各区画間での粒子の凝集による粒径成長を計算している。今回、FP や制御材などの過飽和蒸気による核形成・凝集により生成する粒子を一次粒子とし、その重量分布は燃料から放出される FP や制御材などの重量割合とした。一次粒子の粒径は炉内の温度分布や滞在時間に依存するが、先回の検討から 70 nm とした[2]。また、炉外では、一次粒子の凝集による粒径成長を計算した。

3. Phébus-FPT1 試験結果との比較

Phébus-FPT1 試験では、炉心、一次系、蒸気発生器、格納容器を模擬した試験体系で、実照射燃料を用い SA 条件下で実燃料を溶融させた。模擬一次系の壁温は 700℃に、模擬蒸気発生器から模擬格納容器までの壁温は 150℃に設定された。炉心で発生した FP や制御材の蒸気により生成したエアロゾルの粒径は、模擬蒸気発生器の上流側 C 点と下流側 G 点、及び模擬格納容器内で測定された。測定値と計算結果の比較を、表 1 に示す。粒径に関しては、対数正規分布を仮定し、密度 1,000 kg/m^3 の粒子に対する空気力学的重量中央径(AMMD)と平均標準偏差 σ (-)を求めた。SAMPSON による粒径の計算値 AMMD は、現行モデルでは測定値の約 1/65、新モデルでは測定値の約 1/14 であった。現行モデルでは、1 nm の核粒子からの成長のため AMMD は過小評価となり、粒径区画内の粒子成分の重量分布は FP や制御材などの過飽和度に依存するため区画間で均一でなく σ が大きくなった。一方、新モデルでは、各区画内での粒子成分の重量分布は同じで、σ も測定値に近い対数正規分布となった。このため、新モデルの方が、粒径に依存するエアロゾルの沈着挙動の評価に適していると考えられる。

項目	上流側C点		下流側G点	
	AMMD	σ	AMMD	σ
FPT1試験	1.94 μm	1.96	2.79 μm	1.90
現行モデル	0.038 μm	5.27	0.035 μm	3.98
新モデル	0.183 μm	2.24	0.157 μm	2.18

参考文献

[1] T.Haste, et al., Annals of Nuclear Energy, 61, 102(2013). [2] 唐澤、他、原子力学会 2020 年秋の大会、2F05.

*Hidetoshi Karasawau[1], Shuhei Miwai[1] and Chiaki Kino[2] [1]JAEA, [2]IAE.

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
(10) 福島第一原子力発電所 2 号機における長期間 FP 移行挙動解析

Evaluation of Short and Long-Term Behavior of Radioactive Nuclides Distributed in Fukushima Daiichi NPP

(10) Long term FP behavior Analysis for 1F Unit-2

*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

シビアアクシデント解析コード SAMPSON をベースに事故後 10 年間の FP 挙動解析手法を開発した。本手法による汚染水評価は 0.01kg/day 程度の水相に対するセシウム追加放出を考慮する必要性を示唆している。

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、SAMPSON

1. 緒言

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。著者らは SAMPSON をベースに「廃炉解析コード」を開発し、水中に堆積しているデブリや壁面に付着したエアロゾルから水相へのセシウム移行挙動解析を実施している(1)。本研究では、1F2 号機を対象とした事故後 10 年間の水相におけるセシウム濃度変化を説明可能な炉内 FP 挙動について検討する。

2. 解析手法

本研究では SAMPSON の現象解析モジュールである CVPA（格納容器内熱水力解析）、FPTA（FP 移行挙動解析）を使用する。格納容器ノーディングは設置許可申請書など公開文献を用いて本研究のために独自に作成した。注水条件は東京電力 HD(株)が公開している情報を基に設定した。解析期間はデブリ移行挙動がほぼ定常に達した時点（2011 年 3 月 16 日）以降を対象としている。本解析では水相のセシウム濃度に注目しており、初期分布として圧力抑制プール(S/C)水中に 25kg の CsOH が存在すると仮定した。また、壁面に付着した粒子やデブリ内から水相へセシウムが追加で溶出される可能性を考慮して、追加放出率を 0kg/day、0.01kg/day、0.001kg/day と設定した 3 ケースの解析を実施した。追加放出されるノードはペデスタルとした。全ての水は RPV⇒ペデスタル⇒ベント管⇒S/C⇒トーラス室⇒タービン建屋の順で流れていくと仮定している。

3. 解析結果および今後の課題

表 1 は 2011 年 11 月 23 日時点の S/C 水におけるセシウム濃度の比較を示している。この日は内部調査により 2 号機タービン建屋地下におけるセシウム濃度が測定されている。2 号機は S/C に穴が空いていることが知られており、S/C 内のセシウムはトーラス室を通じてタービン建屋へ移行すると推定されることから、比較対象となり得ると考えられる。本解析では追加放出を考えない場合、測定値を大幅に下回っているのに対し、0.01kg/day の追加放出を考えることで概ね整合した値を示すことがわかる。今後は、セシウム追加放出のメカニズムについて検討を進めていく。

表 1 S/C 水相におけるセシウム濃度（2011 年 11 月 23 日）に対するセシウム追加放出の依存性

	2 号機タービン建屋地下内部調査（測定値）	解析ケース（追加放出量）		
		0kg/day	0.001kg/day	0.01kg/day
S/C セシウム濃度(kg/m^3)	6.56e-5	1.90e-5	3.01e-5	7.36e-5

[1] 木野千晶，その他 4 名，日本原子力学会 2018 年秋の大会 2I03, (2018).

*Chiaki Kino[1], Kenichi Tezuka[1], Hidetoshi Karasawa[2] and Shunsuke Uchida[2]

[1]IAE, [2]JAEA.

ステンレス鋼に化学吸着したCsの水浸出挙動に関する研究

Study on water-leaching behavior for Cs chemisorbed on stainless steel

*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の内部構造材料に沈着したCsは長期的に水相を介して移行し、再分布が起こる可能性がある。本研究では、ステンレス鋼にCsを化学吸着させた試料を作製し、水浸出試験を行った。その結果、これまで不溶性と考えられていたCs化学吸着成分も水に長期的に溶出することがわかった。また、これらの水浸出挙動は、Noyes-Whitney式をベースとした式によって評価できる可能性を示した。

キーワード：セシウム、化学吸着、水浸出

1. 緒言

福島第一原子力発電所（1F）のシビアアクシデント時において、Csの一部は圧力容器上部構造材のステンレス鋼（SUS）と化学的に吸着し、Cs-Fe-Si-O系等のCs化合物を生成する可能性が示されている[1]。この化学吸着したCsは、1Fで観察されているような長時間過飽和の水蒸気環境下に曝された場合、壁面凝縮水などによって水相に長期的に溶出する可能性が考えられる。しかし、SUSに化学吸着したCsが水へ長期的に溶出する挙動に関する知見は皆無である。本研究ではSUSに化学吸着したCsの水への長期的な溶出挙動を明らかにするため、SUSにCsを化学吸着させた試料を調製し、Cs化学吸着試験片の水への浸出試験を行った。

2. 実験方法

水浸出試験に供するCs化学吸着試験片は、Ar-5%H_2-5%H_2O混合ガス中でSi濃度0.5 wt.%のSUS304（約5×10×2 mm）にCsOH蒸気を1000℃で3時間反応させることで調製した。水浸出試験は、各試験片を密閉容器内で20 mLの純水中に30℃にて静置させることにより実施した。浸出時間は1時間、1日、1週間、2週間、30日、50日とした。各浸出時間で溶出したCs量は誘導結合プラズマ質量分析計を用いて分析した。

3. 結果及び考察

1000℃で化学吸着させた試料のCsの大部分は、浸出1時間以内で急速に溶出することがわかった。一方、既存のCs化学吸着モデルにおいて不溶性と定義されているCs（1時間水に浸漬させても溶出しなかったCs）も、長期的には溶出し続けることがわかった。この不溶性Csの水への溶出割合の時間変化を調べた結果を図1に示すが、不溶性Csでも比較的速い速度で溶出する成分があることが分かった。この不溶性Csの溶出速度のモデル化として、以下のNoyes-Whitneyの式[2]をベースとした式を構築した。

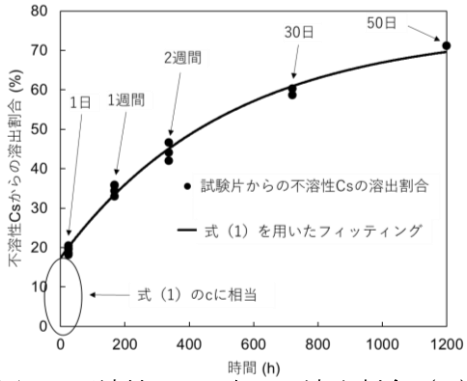


図1　不溶性Csの水への溶出割合（%）

$$f=a\{1-\exp(-b\times t)\}+c \qquad (1)$$

ここで、fは、不溶性Cs中の溶出したCsの割合、tは合計浸出時間である。Noyes-Whitneyの式で使用される変数aとbに加えて、今回の研究で明らかとなった速い速度で溶出する成分に係る項をcとして追加した。その結果、図1に示すように、実験で求めた不溶性Csの溶出速度を精度良く再現できた。したがって、この不溶性Csの水浸出挙動はNoyes-Whitney式を用いることで評価できる可能性を示した。

参考文献

[1] F.G. Di Lemma et al., Nucl. Eng. Des., 305, 411-420 (2016).　[2] Noyes A, et al, J. Am. Chem. Soc. 1897;19(12):930-934.

*Jumpei Imoto[1], Kunihisa Nakajima[1] and Masahiko Osaka[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

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

[1J05-08] Corrosion, Electrochemistry, Radiolysis 1

Chair: Yutaka Watanabe (Tohoku Univ.)

Wed. Mar 16, 2022 10:45 AM - 12:00 PM Room J

[1J05] 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] (1. JAEA)

10:45 AM - 11:00 AM

[1J06] Electrochemical Corrosion Potential Calculation Model for Nickel Base Alloy 182 in High Temperature – High Purity Water

*Yoichi Wada[1], Kazushige Ishida[1], Masahiko Tachibana[1], Ryosuke Shimizu[2] (1. Hitachi, Ltd., 2. Hitachi-GE Nuclear Eenrgy, Ltd.)

11:00 AM - 11:15 AM

[1J07] Effects of Oxidation Treatment on Suppression of Flow Accelerated Corrosion of Carbon Steel Containing Impurity Level of Chromium

*Kazushige Ishida[1], Yoichi Wada[1], Ryosuke Shimizu[2] (1. Hitachi, 2. HGNE)

11:15 AM - 11:30 AM

[1J08] Effect of liquid film thickness on the electrochemical behavior of steels under flowing liquid film

*Kyohei Otani[1], Fumiyoshi Ueno[1] (1. JAEA)

11:30 AM - 11:45 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
（5）ホウ酸、水酸化リチウムのラジオリシスと ECP への影響評価

The effects of hydrogen addition on the corrosive conditions of PWR primary coolant under irradiation
(5) Effects of boric acid and lithium hydroxide on radiolysis and ECP

*内田 俊介[1]，端 邦樹[1]，塙 悟史[1]，知見 康弘[1]
[1]原子力機構

B、Li 濃度、照射条件等を入力し、高温 pH、腐食性酸化種濃度から腐食電位までを一貫して計算可能な腐食環境評価コードを開発して、B、Li 濃度の腐食環境に及ぼす直接、間接効果を定量化した。

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, INCA ループ

1. 緒言

既報に示したように、高温 pH（pHT）はラジオリシスに大きな影響を与える[1]。PWR では、ホウ酸($B(OH)_3$)と水酸化リチウム(LiOH)の組合せで高温 pH を制御するため、ラジオリシスコードには、pHT と腐食性酸化種濃度の同時計算の機能が求められる。

2. 計算手法

2.1 B-Li 濃度調整による高温 pH の評価：LiOH に比べ、$B(OH)_3$ の解離パターンは複雑で、Mesmer らによる 4 段解離モデルを採用して、$[H^+]$と$[OH^-]$を求め、そして pHT を求めた[2]。

2.2 ラジオリシス解析： B と Li の解離反応をラジオリシス計算の反応式群に組込み、pHT とラジオリシスの計算を同時に行った。評価結果は既報告の pHT と合致した（**Figure 1**）。

2.3 ECP 解析：分解生成種濃度計算値に基づき、被膜成長/電気化学連成モデルで ECP を求めた[3]。また、ラジオリシス解析と ECP 解析を一つのコードに合体させ、プラント定数を入力して、pHT、酸化種濃度、ECP を一貫計算可能とした。

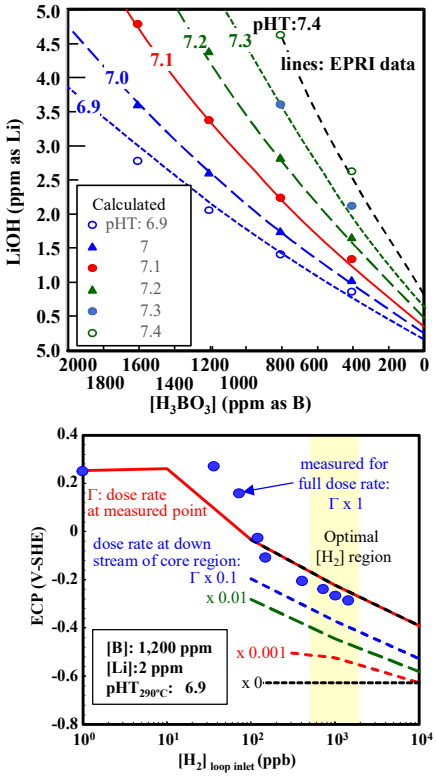


Figure 2 Dose rate dependent ECP in INCA loop

3. 結果の評価

H_2 添加条件下では、B/Li 濃度で決まる高 pHT 環境での$[H_2O_2]$による ECP の低減（間接効果）と$[Li^+]$のアノード反応による ECP の低減（直接効果）が重畳し、ECP を低く抑えることが可能である。Studsvik の INCA インパイルループ実験での照射下水素注入下の ECP 測定値を定量的に説明できた**(Figure 2)**。既存の$[H_2]$制御範囲よりも低い領域（$[H_2]$<2 ppm）でも、また炉心周辺の線量率の低い部位でも適切な ECP に制御できることを示した。

4 結論

PWR と BWR の H_2 添加による ECP 低減効果を同じ基盤上で評価することにより、従来見えなかった現象が明視化され、新たな ECP 低減策が創成可能であると考える。この結果をもとに、線量率抑制のための最適 pHT 制御と構造材健全性確保のための最適水素濃度制御の両立化を目指す。

［参考文献］

[1] 端ほか、日本原子力学会 2021 年秋の大会、3E06
[2] R.E. Mesmer, et al, “Boric Acid Equilibria and pH in PWR Coolant”, 32th Int. Water Conf., 55-62, Pittsburgh, PA. 2-4, Nov. (1971)
[3] 塙ほか、日本原子力学会 2021 年春の年会、3G13

*Shunsuke Uchida[1], Kuniki Hata[1], Satoshi Hanawa[1] and Yasuhiro Chimi[1]
[1]JAEA

高温純水系でのニッケル基合金 182 の腐食電位計算モデル

Electrochemical Corrosion Potential Calculation Model for Nickel Base Alloy 182 in High Temperature – High Purity Water

*和田陽一[1]，石田一成[1]，橘正彦[1]、清水亮介[2]
[1]日立・研開，[2]日立 GE

高温純水中のニッケル基合金 182（182 合金）上での酸素の電気化学反応と関連するパラメータを検討した。316L ステンレス鋼（SUS316L）と同様に低濃度の酸素のカソード反応と水のカソード反応の重畳を考慮した計算モデルを検討した。182 合金の腐食電位の実測値を広い酸素濃度範囲において再現できた。

キーワード：腐食電位，電気化学，高温純水，BWR

1. 緒言　沸騰水型原子炉の炉水環境である高温純水中での構造材料（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と炉水中の酸素および過酸化水素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。解析モデルを用いた ECP の計算は SCC 対策として重要である。しかし、182 合金の ECP 計算モデルはこれまで確立されていない。そこで、本研究では 182 合金上での酸素の電気化学パラメータを、高温純水中で測定した 182 合金のアノード分極曲線[1]および酸素のカソード分極曲線[2]に基づいて決定し、ECP 計算モデルを検討した。

2. 解析方法　常温では鉄とニッケルの水素や酸素に関する電気化学パラメータはしばしば近い値をとる。また、高温でも純水中の酸素のカソード分極曲線の実測では、304 ステンレス鋼、SUS316L および 182 合金のターフェル勾配と交換電流密度がほぼ同じ値であった[2]。そこで、182 合金の酸素のカソード反応は SUS316L と同様に酸素のカソード反応（$O_2 + 4H^+ + 4e^- \rightarrow 2H_2O$）に水のカソード反応（$2H^+ + 2e^- \rightarrow H_2$）が重畳する[2,3]として扱い、共通の電気化学パラメータ（ターフェル勾配 b_c（V）: 0.5（酸素）および 0.04（水）、交換電流密度 i_0（A/cm^2）を 1.2×10^{-6}（酸素 100 ppb）および 2.0×10^{-7}（水））を用いて酸素のカソード分極曲線と ECP 計算を行った。

3. 結論　182 合金の酸素のカソード分極曲線の計算値は各濃度での実測値を概ね再現することができ、SUS316L の電気化学パラメータを共通に使用できることがわかった。182 合金上の酸素のカソード反応は SUS316L 上と同様に水が重畳するとして扱える。次に、182 合金の ECP の酸素濃度依存性を計算した（図１）。脱気から 1000 ppb までの範囲で実測値を約±0.1 V の精度で再現できた。実測のターフェル勾配と交換電流密度の誤差をそれぞれ 10%と倍半分として感度解析をしたが影響は最大でも上記精度の範囲内であった。

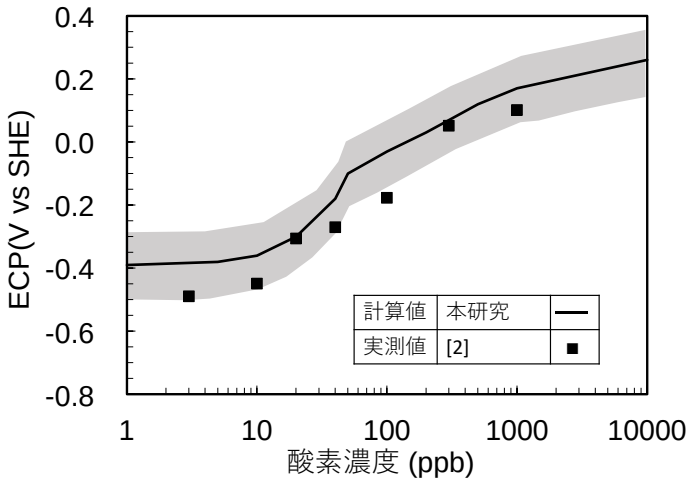


図１　182 合金の ECP の酸素濃度依存性の計算値と実測値との比較（ハッチングは計算値±0.1 V の範囲）

参考文献　[1] Tachibana M. et al., J Nucl Sci Technol. 2012;49(2): 253–262. [2] Tachibana M. et al., J Nucl Sci Technol. 2012;49(5): 551–561. [3] Wada Y. et al., J Nucl Sci Technol. https://doi.org/10.1080/00223131.2021.1980447

*Yoichi Wada[1], Kazushige Ishida[1] Masahiko Tachibana[1] and Ryosuke Shimizu[2].
[1]Hitachi, [2]Hitachi-GE.

クロム含有炭素鋼の酸化処理による流動加速腐食抑制効果

Effects of Oxidation Treatment on Suppression of Flow Accelerated Corrosion of Carbon Steel Containing Impurity Level of Chromium

*石田 一成[1], 和田 陽一[1], 清水 亮介[2]
[1] 日立・研開, [2] 日立 GE

クロムを 0.015～0.31 wt%含む炭素鋼配管について接液面の酸化処理が 2 m/s，190 ℃，溶存酸素<3 μg/L の水質における流動腐食加速（FAC）に及ぼす効果を調べた。その結果，クロムを 0.13 wt%以上含む炭素鋼配管の腐食減肉量が酸化処理により未処理の 1/100 以下になることが分かった。

キーワード：沸騰水型原子炉，炭素鋼，クロム，流動加速腐食，水素注入

1. 緒言

沸騰水型原子炉では炉内構造物や再循環系配管の応力腐食割れ進展抑制のために水素注入や貴金属注入といった腐食環境緩和技術が適用されている。腐食環境緩和技術適用による原子炉水溶存酸素濃度低下に伴い，炭素鋼製の原子炉冷却材浄化系配管の FAC が顕在化した[1]。炭素鋼配管の低溶存酸素水質での FAC はクロム含有に抑制されることが知られている[2]。本研究では，更なる FAC 抑制のために，被ばく低減のために実施される炭素鋼配管接液面の酸化処理[3]がクロムを含む炭素鋼配管の FAC に及ぼす効果を検討した。

2. 試験方法

クロムを 0.015，0.052，0.13，0.31 wt%含む STPT480 相当組成の炭素鋼インゴットを真空溶解，熱間鍛造により作製し，機械加工により長さ 70 mm，内径 2 mm の試験配管を作製した。試験配管を高温高圧ループに設置して 190 ℃，2 m/s，溶存酸素＜3 μg/L の低溶存酸素水質と溶存酸素 30-50 μg/L の酸化性水質に交互に暴露した。適宜，試験配管を取出し重量測定することにより腐食減肉量の経時変化を求めて，酸化処理が FAC に及ぼす影響を調べた。

3. 結果及び考察

未処理の場合と酸化性水質に約 300 h 暴露して酸化処理した場合の低溶存酸素水質おける腐食減肉速度を図 1 に示す。腐食減肉による重量減少量を正の値で示した。クロムを 0.13 wt%以上含む炭素鋼の腐食減肉速度が 1/100 以下に低下した。クロム 0.31 wt%炭素鋼試験配管の酸化処理後の断面を SEM-EDX 分析した結果を図 2 に示す。Fe 濃度(輝度)は母材比べて酸化被膜領域で減少したが，クロム濃度は各領域で変化が見られなかった。酸化被膜に微量のクロムが含まれることで低溶存酸素水質に対する耐食性が向上したと推定する。

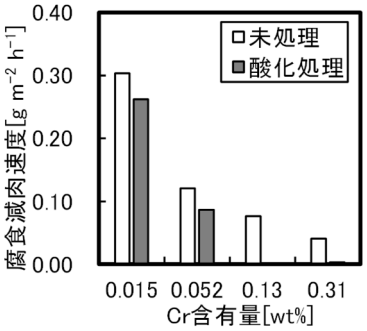


図1 腐食減肉速度測定結果

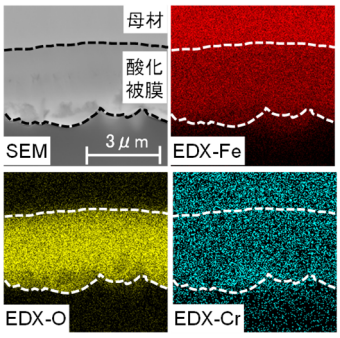


図2 酸化処理後の断面SEM-EDX

参考文献

[1] US. NRC. Galvanic corrosion dealloying corrosion velocity phenomena. 2011 Available from:https://www.nrc.gov/docs/ML1122/ML11229A049.pdf

[2] B. Chexal, et al., ASME, Press. Vessel. Pip. Codes and Standards, 338, p.159 (1996)

[3] M. Aizawa, et al., Proc. of the Thermal and Nuclear Power Generation Convention 2013, Oct. 16-18, Hiroshima, Japan, p.54 (2014)

*Kazushige Ishida[1], Yoichi Wada[1] and Ryosuke Shimizu[2]
[1] Hitachi, Ltd., Research and Development Group, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

膜厚を制御した流動液膜環境中における鋼材の電気化学挙動変化

Effect of liquid film thickness on the electrochemical behavior of steels under flowing liquid film

*大谷恭平[1]、上野文義[1]
[1] 日本原子力研究開発機構

新たに開発した液膜流下装置を用いて実施した電気化学試験結果から流動液膜厚さが薄くなるに従って鋼材の腐食が増大することを見出した。これは、液膜厚さが薄くなるほど酸素の拡散距離が短くなるため、鋼材表面に供給される酸素の量が増加し、酸素の還元反応速度が増大することによって全体の腐食速度が増大するためだと考えられる。

キーワード：腐食、鋼、流動液膜、液膜厚さ、動電位分極、拡散限界電流密度

1. 緒言

既報[1]より、気液交番環境における炭素鋼の腐食速度は常時水中に浸漬される環境に比べて増大すること、気液交番環境で気中暴露中に形成する液膜が腐食を加速することが明らかになった。一方、これまでの試験装置では液膜の厚さの制御ができないため、腐食を加速する液膜の厚さの影響を定量的に評価できなかった。本研究では新たに開発した液膜流下装置を用いて膜厚を制御した流動液膜中における鋼材の電気化学挙動変化から鋼材の腐食速度を解析した。

2. 実験

SGV480 相当材炭素鋼を 5 x 10 x 2 mm に切断した後、図 1 のように炭素鋼 2 枚と同サイズの純銀板 1 枚を導線に溶着した後に樹脂埋めして電気化学試料とした。銀板には 0.1 M NaCl 溶液において 1 $mAcm^{-2}$ で 10 分間電解し、表面に塩化銀を形成して参照極とした。その後、炭素鋼のみ SiC 研磨紙で#800 まで湿式研磨した後にエタノール中で超音波洗浄を実施した。溶液には 0.1 M NaCl を用い、温度は 25℃に保持した。液膜は液膜流下装置を用いて 200 µm – 1000µm の範囲で制御した。各液膜厚さで流速が 0.5 ms^{-1} になるように調整した。動電位分極測定は流下液膜中に 10 分間暴露した後に電位走査速度 0.5 mVs^{-1} で自然浸漬電位からカソード側に-1.3 V まで、アノード側に 0.3 V まで走査した。測定は各液膜厚さで 3 回以上行い、再現性のあるデータを結果として採用した。

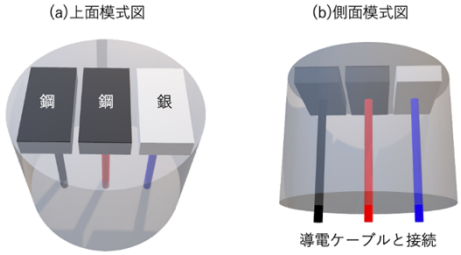


図 1 電気化学試料模式図

3. 結果・考察

図 2 に液膜流下装置を用いて制御した各液膜厚さにおける動電位分極測定で得られた拡散限界電流密度を液膜厚さの逆数で整理したグラフを示す。図中の数値は実際の液膜厚さを表す。図 2 より、液膜厚さが薄くなるに従って酸素の拡散限界電流密度が増加していることがわかる。このことは液膜が薄くなるほど酸素の還元反応速度が増大していることを意味しており、鋼の腐食速度は酸素の還元反応速度に依存するため[2]液膜が流下している環境においても液膜が薄くなるに従って腐食が加速すると考えられる。以上より、液膜流下装置を用いることで流動液膜中における鋼材の腐食速度を定量的に評価できることを見出した。

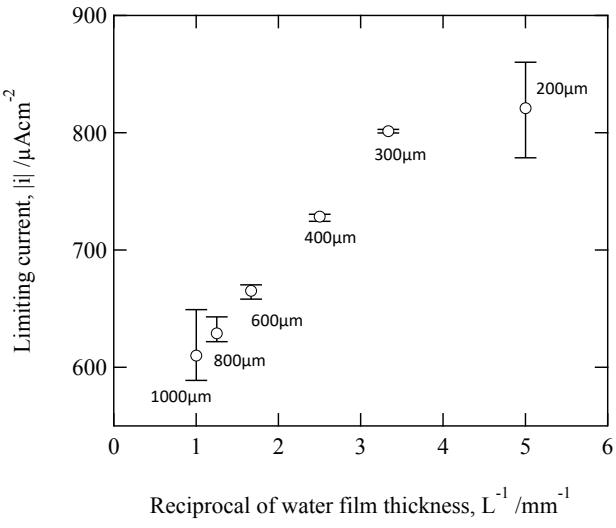


図 2 液膜厚さの逆数と酸素の拡散限界電流密度の関係

参考文献

[1] 大谷ら、日本原子力学会 2019 年春の年会予稿集、2D02.
[2] R. Revie et al., Corrosion and Corrosion Control (2008).

*K. Otani[1], F. Ueno[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

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

[1J09-12] Corrosion, Electrochemistry, Radiolysis 2

Chair: Kuniki Hata (JAEA)

Wed. Mar 16, 2022 2:45 PM - 3:50 PM Room J

[1J09] Evaluation of the Effect of Harmless Anion Addition on the Rate of Chloride Ion Emission from the Crevice

*Kazuma Kitamoto[1], Kazuki Yakata[1], Yutaka Watanabe[1], Hideo Okada[2] (1. Tohoku Univ., 2. Chubu Electric Power)

2:45 PM - 3:00 PM

[1J10] Measures against deterioration of ion exchange resin in decommissioning chemical decontamination

*Hideyuki Hosokawa[1], Kazushige Ishida[1], Tsuyoshi Ito[2], Ohira Takashi[2], Shintaro Yanagisawa[2] (1. Hitachi, Ltd. Research &Development Group, 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd)

3:00 PM - 3:15 PM

[1J11] Pulse radiolysis study on formation process of nanoparticles in organics-free platinum aqueous solution (4)

*Yusa Muroya[1], Kazushige Ishida[2], Yoichi Wada[2], Ryosuke Shimizu[3], Takahiro Kozawa[1] (1. SANKEN, Osaka Univ., 2. Res. Develop. Gr, Hitachi, Ltd., 3. Hitachi GE, Ltd.)

3:15 PM - 3:30 PM

[1J12] The Radiolysis of Formic Acid and Oxalic Acid under Intermediate Disposal Environment

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

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

隙間部からの塩化物イオン排出速度に及ぼす無害アニオン添加効果の評価

Evaluation of the Effect of Harmless Anion Addition
on the Rate of Chloride Ion Emission from the Crevice

*北本 和馬[1]，舘 和希[1]，渡邉 豊[1]，岡田 英雄[2]
[1]東北大，[2]中部電力

すきま腐食の生起・進展防止のための実用性の高い隙間内環境浄化手法として、無害アニオン(MoO_4^{2-},WO_4^{2-}など)を利用した「化学的ポンピング操作」を提案する。
本発表ではその効果の 1 つである隙間内 Cl^-の排出促進効果について、実験と数値解析による評価を行い、純水のみを用いて隙間内を希釈するよりも Cl^-排出速度が大きくなることを示した。

キーワード：ステンレス鋼、すきま腐食、防食技術、隙間内水質の改善、拡散・泳動

1. 緒言

ステンレス鋼は、表面が不動態皮膜で覆われることで耐食性を保持している不動態化金属である。一方で外部環境中にCl^-が存在する場合、ステンレス鋼上に存在するボルトの締結部等の隙間内にCl^-が侵入しすきま腐食が発生する可能性がある。Cl^-が侵入した隙間に対して外部環境を純水としてもCl^-排出速度は必ずしも大きくない。本研究では無害アニオンを利用してCl^-排出を促進する実用性の高い隙間内環境浄化手法として「化学的ポンピング操作」の開発を行った。発表ではそのCl^-排出促進効果を実験により定量的に評価するとともに、数値解析と実験の結果を比較することにより本手法の有効性を検証した。

2. 実験方法・解析方法

実際の隙間構造と同様に流動を抑制しつつ各イオン濃度測定に必要な隙間内溶液を採取できる試験体として、シリンジ＋極細注射針を利用した実験体系で試験を行った(Fig.1)。数値解析には汎用解析ソフト COMSOL Multiphysics 5.4 を用いて、拡散およびイオン間電位による泳動のみを考慮したモデルにおいて実験体系を模擬したジオメトリを構築しCl^-の排出速度を解析した。

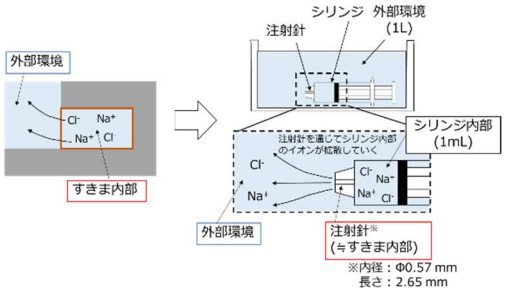


Fig.1 実際の隙間構造と実験体系の対応

3. 実験結果および解析結果

100ppmCl^-の NaCl 溶液(NaCl のみの試験)、およびそれに$[MoO_4^{2-}]$ / $[Cl^-]$=10 となるように $Na_2(K_2)MoO_4$ を 0.028M 加えた溶液(それぞれ Na_2MoO_4 効果、K_2MoO_4 効果の試験)をシリンジ内に保持し、その試験体を純水中で 360 h 静置した(Fig.2)。また実験条件を模擬した解析条件で数値解析を行った。実験結果および解析結果を Fig.3 に示す。実験結果から NaCl のみの試験に対して Na_2MoO_4 効果、K_2MoO_4 効果の試験でどちらも 1.48 倍の排出率が得られ、手法による Cl^-排出促進効果が実証された。また、各試験における実験結果と数値解析結果の排出率が概ね一致しており、この条件において数値解析による Cl^-排出速度の予測が可能であることが示された。

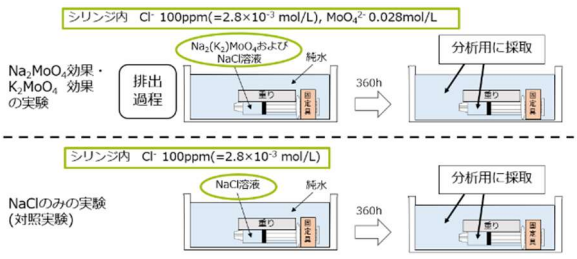


Fig.2 初期シリンジ内溶液 100ppmCl^-($[MoO_4^{2-}]$ /$[Cl^-]$=10)の 実験条件

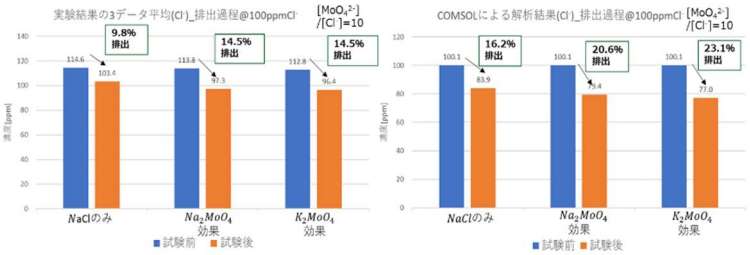


Fig.3 初期シリンジ内溶液 100ppmCl^-($[MoO_4^{2-}]$ /$[Cl^-]$=10)における
(左)実験結果　(右)数値解析結果

謝辞：本研究の一部は、科研費（19H02642）の助成により行われた。

*Kazuma Kitamoto[1], Kazuki Yakata[1], Yutaka Watanabe[1] and Hideo Okada[2]
[1]Tohoku Univ., [2]Chubu Electric Power

廃炉化学除染におけるイオン交換樹脂劣化対策

Measures against deterioration of ion exchange resin in decommissioning chemical decontamination

*細川 秀幸[1]，石田 一成[1]，伊藤 剛[1,2]，大平 高史[2]，柳澤 慎太郎[2]

[1]日立・研開，[2]日立 GE

廃炉化学除染では原子炉圧力容器内の放射化材料からのガンマ線による水の放射線分解によって生成した過酸化水素がイオン交換樹脂を酸化分解し、除染廃液中に分解生成物が残留することが懸念された。過酸化水素の残留に影響を与える水質を検討したところ、鉄イオンの影響を確認した。

キーワード：廃炉化学除染，放射線分解，過酸化水素，イオン交換樹脂、酸化分解

1. 緒言: 沸騰水型原子炉(BWR)の廃炉化学除染における原子炉圧力容器内の化学除染では、系統水が放射化した構造材料から放出されるガンマ線による水の放射線分解が生じて過酸化水素が生成する。生成した過酸化水素が除染系統を流れイオン交換樹脂に到達するとイオン交換樹脂が酸化分解して硫酸基を含む高分子の分解成分が除染液中に流出する。この高分子分解成分はイオン交換樹脂には吸着し難く、除染廃液の浄化の効率が低下する可能性がある。そこで、イオン交換樹脂の酸化分解を防ぐため、過酸化水素の除染液への残留を抑制する水質条件に付いて実験で検討した。

2. 事前検討: 除染方法としては還元除染剤として pH 調整で母材の腐食抑制可能なシュウ酸-ヒドラジンを用いる HOP 法[1]を想定し、イオン交換樹脂を運用する還元除染工程、および還元除染剤分解工程の水質から実験条件を検討した。還元除染工程の除染液にはシュウ酸 2000 ppm とヒドラジン 500 ppm に加え、除染作用による金属酸化皮膜の溶解で生じた鉄(III)イオンが数十 ppm 含まれる。純水-ヒドラジン系でのガンマ線照射ではヒドラジンによって過酸化水素の生成が抑制されるとの知見があるので[2]、シュウ酸、ヒドラジン、鉄(III)イオン系で照射試験を実施した。その結果、シュウ酸-ヒドラジン系では過酸化水素が残留する一方、シュウ酸-鉄(III)イオン系では過酸化水素が残留しないことがわかり、ガンマ線照射で形成する過酸化水素が鉄(III)イオンの触媒作用で分解すると考えた。そこで、除染条件下での過酸化水素分解速度に及ぼす鉄(III)イオン濃度の影響を調べた。

3. 実験方法: 遮光して窒素パージしたセパラブルフラスコ内の純水を実機除染条件の 90℃に加熱し、シュウ酸 100 ppm、鉄(III)イオン 5～60 ppm を添加した。鉄(III)イオンは Fe_2O_3 をシュウ酸で溶解した飽和溶液を用いた。そこに過酸化水素を 10 ppm 添加して、添加後の経過時間ごとに溶液を約 10 mL 採取し過酸化水素濃度の経時変化を調べた。

4. 結果: 試験結果を図 1 に示す。鉄(III)イオンが共存しない場合、100 分間で過酸化水素は分解しなかった。鉄(III)イオン濃度 5 ppm で過酸化水素の分解が確認され、9 ppm では 150 分で検出されなかった。鉄(III)イオン濃度 13 ppm 以上では今回の試験条件で 60 分後には過酸化水素が完全に分解した。グラフの傾きは過酸化水素の分解速度に相当するが、これは鉄(III)イオン濃度の増加に伴って速くなっていた。この結果、除染剤の分解と浄化が同時に進む還元除染剤分解工程では、鉄(III)イオン濃度の低下に伴い過酸化水素が残留する可能性があると考え、鉄濃度によるイオン交換樹脂塔の運用基準を決めた。

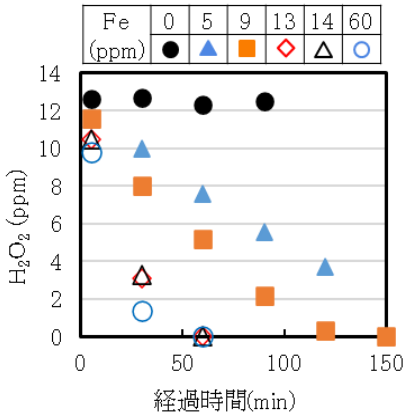


図1 H_2O_2濃度経時変化の鉄濃度依存性

参考文献 [1] M. Nagase, *et. al, J. Nucl. Sci. Technol.*,**38**, 1090 (2001)

[2] T. Motooka, *et al, J. Nucl. Sci. Technol.*,**50**, 363 (2013)

---

*Hideyuki Hosokawa[1], Kazushige Ishida[1], Tsuyoshi Ito[2], Takashi Ohira[2], and Shintaro Yanagisawa[2]

[1]Hitachi, [2]Hitachi-GE

パルスラジオリシス法による有機物フリーな白金水溶液中におけるナノ粒子形成過程 (4)

Pulse radiolysis study on formation process of nanoparticles in organics-free platinum aqueous solution (4)

*室屋 裕佐[1]，石田 一成[2]，和田 陽一[2]，清水 亮介[3]，古澤 孝弘[1]

(1.阪大産研，2.日立・研開，3.日立 GE)

ナノ秒パルスラジオリシスー時間分解ラマン分光法を用いて、ヘキサヒドロキソ白金酸懸濁液から生成するナノ粒子の生成過程を調べた。水和電子による一電子還元ラジカルが、OH ラジカルとの酸化反応による生成物ラジカルと共存することによって Pt(III)の不均化反応が阻害されていることが分かった。

キーワード：パルスラジオリシス、ラマン分光、ヘキサヒドロキソ白金酸、ナノ粒子、ナノ粒子形成過程

1. 緒言

構造材料の腐食環境制御のため、現在沸騰水型原子炉では、白金注入による触媒付着処理の技術の適用が進められている[1]。我々は貴金属のナノ粒子を注入する方法を検討しているがナノ粒子生成には有機物を含まないことが望ましい。近年、イオン交換したヘキサヒドロキソ白金酸の懸濁水溶液のガンマ線照射によりナノ粒子が生成することが報告されたが[2]、その形成過程は明らかでない。これまでガンマラジオリシスやパルスラジオリシス法（過渡吸収測定）により、水和電子および OH が共に作用する化学環境において長寿命ラジカルが生成することが見い出されたが、その結合状態に関する情報は得られていなかった[3]。今回、ナノ秒パルスラジオリシスー時間分解ラマン分光法によりその過渡変化を調べた。

2. 実験

$H_2[Pt(OH)_6]$懸濁水溶液（1 g/L）に対し、電子線パルス（8 ns(FWHM)、26 MeV）を照射し、これと同期されたナノ秒 YAG レーザ（355 nm）（時間間隔は μs～ms の範囲で可変）により、異なる時間の過渡ラマン発光スペクトルを得た。またこれと合わせてガンマ線照射（線量：ca.12 kGy）も行った。

3. 結果・考察

まずガンマ線照射試料（Ar 飽和）のナノ粒子径について、これまで透過型電子顕微鏡により乾燥後粉末の粒径は測定されていたが（~3 nm）、溶液中の分散状態は不明であったため今回動的光散乱（DLS）法にて測定した。結果を図 1 に示す（線量：ca.12 kGy）。水溶液中でも比較的粒径の揃った状態（9±2 nm）で分散していることが確認された。次に、ナノ秒パルスラジオリシスー時間分解ラマン分光による 5 μs～1 ms における過渡ラマンスペクトルを図 2 に示す（(A) Ar 飽和、(B) 0.2M t-BuOH 添加、Ar 飽和）。(A)では e^-_{aq} と OH が共に反応する系、(B)では e^-_{aq} のみが反応する系である。5 μs においては(A)(B)共に 620 cm^{-1} 近傍に発光ピークが見られ、一電子還元された Pt(III)に帰属された。しかしこれはその後(A)ではミリ秒まで残るが、(B)では 100 μs でほぼ消滅している。Pt(III)の近傍に OH から酸化を受けたラジカルが共存することによって Pt(III)の不均化反応が阻害されることが分かった。

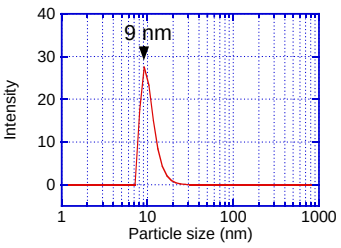


図 1. DLS 測定によるガンマ線照射後の水溶液中の白金ナノ粒子粒径分布（線量：ca.12 kGy）

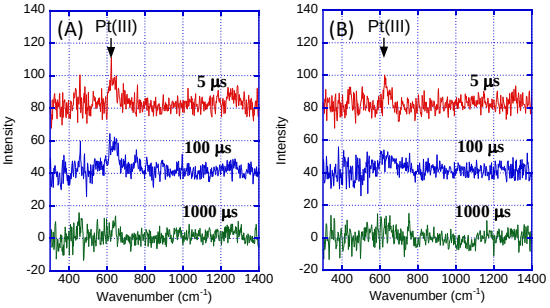


図 2. 白金水溶液のナノ秒パルスラジオリシスー時間分解ラマン分光測定。(A) Ar 飽和、(B) 0.2M t-BuOH 添加, Ar 飽和

参考文献

[1] Y.J. Kim, NPC2010, Oct 3-7, Quebec City, CNS (2010). [2] K. Ishida et al, *J. Nucl. Sci. Tech.*, **54**, 356-364, (2017).

[3] M. Kariya et al, 原子力学会 2019 春の年会, 1D17 (2019).

*Yusa Muroya[1], Kazushige Ishida[2], Yoichi Wada[2], Ryosuke Shimizu[3], Takahiro Kozawa[1]

[1]SANKEN, Osaka Univ., [2]R&D Group, Hitachi, Ltd., [3]Hitachi GE, Ltd.

中深度処分環境下におけるギ酸とシュウ酸の放射線分解挙動の評価

The Radiolysis of Formic Acid and Oxalic Acid under Intermediate Disposal Environment

*黒田 知眞[1], 中林 亮[1], 田中 真悟[1], 杉山 大輔[1]

[1]電力中央研究所

中深度処分環境で放射化金属からの溶出が予想されるギ酸とシュウ酸に着目し、その長期的な分解挙動を評価するために、γ線照射試験を実施するとともに、その分解挙動を再現する評価モデルの構築を試みた。

キーワード：中深度処分, C-14, 放射線分解, 放射線化学反応モデル, Facsimile

1. 緒言

放射化金属に含まれる放射性炭素 C-14 は中深度処分の安全評価において重要核種の一つとされており、多様な化学形態(ギ酸・シュウ酸など)をとる可能性が指摘されている。しかしながら、中深度処分環境(高アルカリ・低酸素・γ線照射)での C-14 化学形態の分解挙動については十分な知見が得られていない。本研究では、中深度処分環境における長期的な C-14 化学形態の分解挙動を予測評価すべく、C-12 のギ酸とシュウ酸を対象としたγ線照射試験を実施すると共に、分解挙動を再現する放射線化学反応モデルの構築を試みた。

2. 実験条件と計算条件

Ar 雰囲気下においてガラスバイアルに 0.005 mol/L の NaOH 溶液を 150 mL 加え、ギ酸もしくはシュウ酸を 1×10^{-4} mol/L となるよう加えて照射サンプルとした(n=3)。γ線照射は線量率 1Gy/h で累積照射線量が 100 Gy、線量率 10Gy/h で累積照射線量が 500、1000 Gy、線量率 100Gy/h で累積照射線量が 5000、10000 Gy となるように大気下において行った。線量率は、想定される放射化金属の放射能濃度から遮蔽解析コード QAD を用いて推算した廃棄体表面の線量率を基に、累積照射線量や照射時間を考慮して設定した。放射線反応化学モデルの構築には化学反応計算コード Facsimile を使用し、先行研究[1]を参考に、ギ酸・シュウ酸の放射線分解(例えば、・COOH (ギ酸ラジカル) + ・COOH → $(COOH)_2$)と水の放射線分解を組み込んだモデルを構築した。

3. 結果と考察

γ線照射により、ギ酸はシュウ酸を経て炭酸に、シュウ酸は直接炭酸となる分解挙動が認められた。また、ギ酸・シュウ酸の放射線分解と水の放射線分解を考慮したモデルを用いたシミュレーション解析により、上記のような分解挙動の傾向を概ね再現した(図 1)。累積照射線量が 5000 Gy 以降では、ギ酸の実験値は定量下限値を下回っていることから、極低濃度を出力した解析値はこの結果を再現できていると考える(図 1 左)。なお、今回構築したモデルには、酸塩基平衡に関する反応式と酸解離後の化学形態の反応式(例えば、$\cdot COO^- + \cdot COO^- \rightarrow (COO)_2^{2-}$)は先行研究で考慮している事例が少ないため組み込んでいない。今後、高アルカリという酸解離しやすい条件を考える上でこれらをモデルに組み込むべきか検討を行い、構築したモデルの妥当性の向上と、より長期的な放射線分解挙動への適用を目指す。

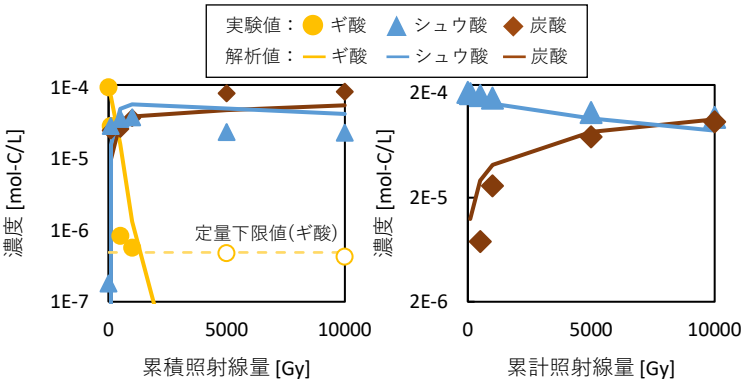


図 1 ギ酸(左)とシュウ酸(右)の放射線分解挙動

参考文献

[1] Aristova et al., (2002), Degradation of Formic Acid in Different Oxidative Processes, High Energy Chemistry, 36[3], pp. 197-202

*Kazuma Kuroda[1], Ryo Nakabayashi[1], Shingo Tanaka[1] and Daisuke Sugiyama[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

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

[1J13-18] Corrosion, Electrochemistry, Radiolysis 3

Chair: Shunsuke Uchida (JAEA)

Wed. Mar 16, 2022 3:50 PM - 5:30 PM Room J

[1J13] Challenge toward extensive corrosion prevention in PCV system under the Influence of α/β/γ radiation

*Yutaka Watanabe[1], Chiaki Kato[2], Mitsumasa Taguchi[3], Hideki Katayama[4] (1. Tohoku Univ., 2. JAEA, 3. QST, 4. NIMS)

3:50 PM - 4:05 PM

[1J14] Challenge toward extensive corrosion prevention in PCV system under the Influence of α/β/γ radiation

*Nobuaki Sato[1], Kuniki Hata[2], Tomonori Sato[2], Chiaki Kato[2] (1. Tohoku Univ., 2. JAEA)

4:05 PM - 4:20 PM

[1J15] Challenge toward extensive corrosion prevention in PCV system under the Influence of α/β/γ radiation

*Tomonori Sato[1], Chiaki Kato[1], Nobuaki Sato[2], Kuniki Hata[1], Yutaka Watanabe[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Tohoku University)

4:20 PM - 4:35 PM

[1J16] Challenge toward extensive corrosion prevention in PCV system under the Influence of α/β/γ radiation

*Kuniki Hata[1], Atsushi Kimura[2], Mitsumasa Taguchi[2], Tomonori Sato[1], Chiaki Kato[1], Yutaka Watanabe[3] (1. JAEA, 2. QST, 3. Tohoku Univ.)

4:35 PM - 4:50 PM

[1J17] Challenge toward extensive corrosion prevention in PCV system under the Influence of α/β/γ radiation

*Hiroshi Abe[1], Nobunari Takizawa[1], Yutaka Watanabe[1] (1. Tohoku Univ.)

4:50 PM - 5:05 PM

[1J18] Challenge toward extensive corrosion prevention in PCV system under the Influence of α/β/γ radiation

*Yusuke Tsutsumi[1], Yusuke Muto[2], Hikari Watanabe[2], Isao Shitanda[2], Masayuki Itagaki[2], Hideki Katayama[1] (1. NIMS, 2. TUS)

5:05 PM - 5:20 PM

©Atomic Energy Society of Japan

α／β／γ線ラジオリシス影響下における格納容器系統内広域防食の実現
(1) 研究の狙いと全体計画

Challenge toward extensive corrosion prevention in PCV system under the Influence of α/β/γ radiation
(1) Aims and plan of the research

*渡邉　豊[1]，加藤　千明[2]，田口　光正[3]，片山　英樹[4]
[1]東北大学，[2]日本原子力研究開発機構，[3]量子科学技術研究開発機構，[4]物質・材料研究機構

γ線に加えてα線／β線の影響をも考慮した放射線環境下の鋼材腐食の予測技術と不活性気体ウルトラファインバブルを利用した防食手法の開発を目的とした研究（令和 2 年度～令和 4 年度）である。研究の全体計画と研究組織構成について説明する。

キーワード：腐食，ラジオリシス，α線，β線，福島第一原子力発電所，ウルトラファインバブル

1. 緒言

デブリの本格的取り出し工程での福島第一原子力発電所 1～3 号機 PCV 内部における腐食環境の特殊性は、燃料デブリ由来のα線／β線放出核種の粒子やイオンと構造材料が PCV 内の種々の部位で直接接触し得ることである。これに水ならびに微量の塩化物イオンおよびあるレベルの酸素が共存する。このような状況下で、α線放出核種やβ線放出核種と接触状態となる局所でのα／βラジオリシスを考慮した腐食評価の実現が本研究の目的の一つである。さらに、薬剤添加による鋼の不動態化という方法ではなく、酸化駆動力そのものを効率的に抑制する方向での防食方法の開発に挑戦することがもう一つの目的である。

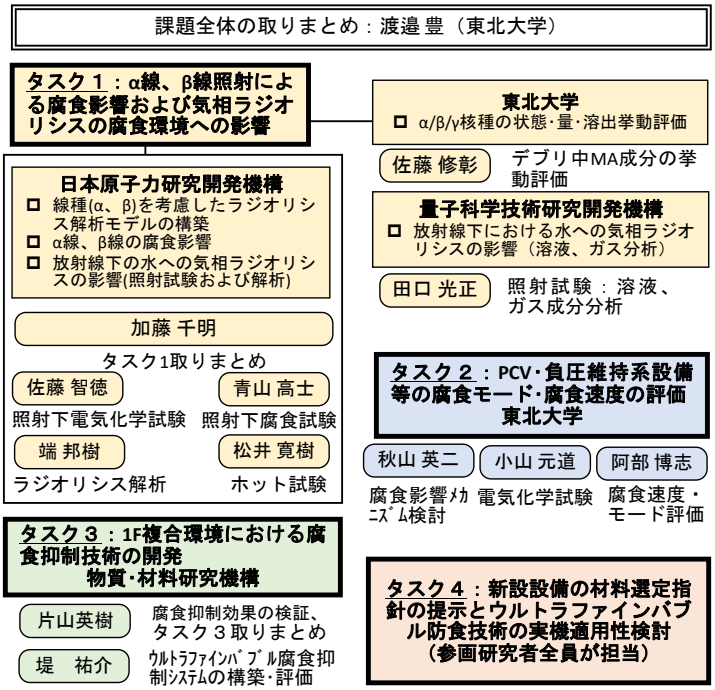


図１　研究組織とタスク分担

2. 研究タスクおよび研究組織

東北大学、日本原子力研究開発機構(JAEA)、量子科学技術研究開発機構(QST)、物質･材料研究機構(NIMS)が連携して本研究に取り組んでいる（図１）。タスク１「α線、β線照射による腐食影響および気相ラジオリシスの腐食環境への影響」を JAEA、QST、東北大が各々の特長を活かした役割にて分担し、タスク２「PCV･負圧維持系設備等の腐食モード･腐食速度の評価」を東北大が、タスク３「1F 複合環境における腐食抑制技術の開発」（不活性気体ウルトラファインバブルを用いた防食）を NIMS が担当している。これら各タスクの成果に基づいて、タスク４「新設設備の材料選定指針の提示とウルトラファインバブル防食技術の実機適用性検討」に研究組織全員で取り組むこととしている。

【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 JPJA20P20333127 の助成を受けて実施しているものです。

* Yutaka Watanabe[1], Chiaki Kato[2], Mitsumasa Taguchi[3], and Hideki Katayama[4]
[1]Tohoku Univ., [2]JAEA, [3]QST, and [4]NIMS

α/β/γ線ラジオリシス影響下における格納容器系統内広域防食の実現 （2）α線/β線照射による腐食影響-燃料デブリの状態および放射能評価

Challenge toward extensive corrosion prevention in PCV system under the Influence of α/β/γ radiation
(2) Effects of α- and β-ray radiation on corrosion -Evaluation of fuel debris behavior and radioactivity-

*佐藤 修彰[1]，端　邦樹[2]，佐藤　智徳[2]，加藤　千明[2]
[1]東北大，[2]JAEA

原子炉過酷事故によって発生した酸化物および MCCI デブリについて、核燃料物質や MA 組成および形態などの状態や経年変化などの挙動を検討するとともに、デブリ中に存在するαおよびβ核種からの放射線量や放射線の飛程を評価した。

キーワード：原子炉過酷事故，燃料デブリ，状態評価、放射能評価

1. 緒言

１F の PCV 内部における腐食環境の特殊性は、燃料デブリ由来のα線/β線放出核種の粒子やイオンが構造材と PCV 内部のあらゆる部位で直接接触することである。その際、α線/β線はγ線に比べ、飛程は短いものの、エネルギーが高く、ラジオリシスへの影響が大きく、これらを考慮した腐食評価が必要である。一方、１F 事故により発生した燃料デブリには，UO_2-ZrO_2 を主とする酸化物デブリや、構造材の溶融による合金デブリや燃料と落下した溶融炉心とコンクリートが反応した MCCI デブリなどが形成されたとみられる。本報告では，燃料デブリ中に含まれる燃料成分やマイナーアクチノイド(MA)および核分裂生成物(FP)成分のα線/β線放出核種について、デブリ中の状態評価や放射能評価を行った。

2. 結果と考察

文献調査等により燃料成分として U および Pu、MA として Np、Am、Cm の当該核種の他、FP としては ^{90}Sr を対象とした。まず、当該成分および核種についてデブリ中の組成および形態などの状態評価や経年変化および溶出挙動を調べた。10 年経過後の燃料デブリの状態について、使用済燃料の 1 % を占める Pu の質量が最も多く、放射能量は、^{241}Pu、^{90}Sr のβ核種が強く、次いで ^{238}Pu、^{239}Pu、^{240}Pu、^{241}Am、^{244}Cm のα核種であった。Pu や MA 成分は UO_2 と ZrO_2 との固溶体（酸化物デブリ）中に共存し、さらにコンクリートと反応して MCCI デブリを生成して安定化されて溶出挙動は抑制されることが分かった。

当該核種からのα線/β線による放射能評価では、酸化物デブリ(UO_2-ZrO_2)の場合、事故後 10 年経過後の 1F-1 号機の UO_2 ペレット 1 g の円柱状線源（半径 1 cm，高さ 1 cm）とし、デブリによる自己遮蔽を小さく見積もるため、最小の密度(100%ZrO_2)を用いて PHITS 3.14 により Z = 0 cm の線源面全体から z 軸方向（水中）に放出される放射線を計算した。β核種、^{241}Pu、^{239}Np、^{90}Sr について飛程を評価した結果、^{241}Pu ではほとんど水中に放出されないが、^{239}Np の飛程は約 40 μm、^{90}Sr の飛程は約 2 mm となった。計算された線量率は、～0.1 Gy/s (360 Gy/h)以下であるが、局所的には 1F の PCV 内部調査で示された線量率の約 50 倍となる。さらに，MCCI デブリについてデブリ内の核燃料物質や MA の状態について評価するとともに、酸化物相とケイ酸相が均質あるいは非均質となった場合に、Pu や MA 核種からのα線による影響についても評価した。

【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 JPJA20P20333127 の助成を受けたものです。

---

* Nobuaki Sato[1], Kuniki Hata[2], Tomonori Sato[2], Chiaki Kato[2]
[1]Tohoku Univ., [2]JAEA

α／β／γ線ラジオリシス影響下における格納容器系統内広域防食の実現
（3） α線／β線照射による腐食影響 －密封β線源を用いた電気化学試験－

Challenge toward extensive corrosion prevention in PCV system under the Influence of α/β/γ radiation
(3) Effects of a- and b-ray radiation on corrosion -Electrochemical investigations using sealed beta source-

*佐藤 智徳[1]，加藤 千明[1]，佐藤 修彰[2]，端 邦樹[1]，渡辺 豊[2]，
[1] 日本原子力研究開発機構，[2] 東北大学

本研究では、炭素鋼及びステンレス鋼の腐食へのベータ線の影響を評価するため、密封ベータ線源(Sr-90)を用いた電気化学試験を実施し、ベータ線照射環境下でのステンレス鋼の電位の貴化が確認された。

キーワード：腐食，ベータ線，ラジオリシス，腐食電位，分極抵抗

1. 緒言

福島第一原子力発電所の格納容器は、放射線照射下の腐食環境にさらされている。特にデブリ近傍の材料は、ガンマ線だけではなく、デブリ由来のベータ線やアルファ線にもさらされている可能性がある。しかし、アルファ線やベータ線に直接照射された条件での腐食評価例は少ない。そこで、本研究では、炭素鋼及びステンレス鋼の腐食へのベータ線の影響を評価するため、密封ベータ線源(Sr-90)を用いた電気化学試験を実施した。

2. 実験および結果

本研究で使用した、ベータ線照射下腐食試験セルの概要を図 1 に示す。試験セルはアクリル製で容器下部の線源ホルダにベータ線源を設置することで、照射下での電気化学試験を実施する。照射窓部は 50 μm 厚さのカプトンシートとなっている。作用極は、PEEK 埋め込み型電極で、炭素鋼、および 316L ステンレス鋼を挿入した。参照極は飽和 KCl 銀/塩化銀参照電極を使用した。試験温度は常温とし、試験溶液は 200 倍希釈人工海水とした。ベータ線照射下でのステンレス鋼の腐食電位測定結果を図 2 に示す。ベータ線によるステンレス鋼の腐食電位の貴化が確認された。そこで、腐食環境を評価するために、PHITS による試験液の吸収線量評価および、その結果を用いたラジオリシス解析を実施し、線源からの各距離での過酸化水素濃度を評価した。解析結果を図 3 に示す。解析より約 1ppm 以上の過酸化水素が生成されることが推測され、これにより電位が貴化したと推定された。

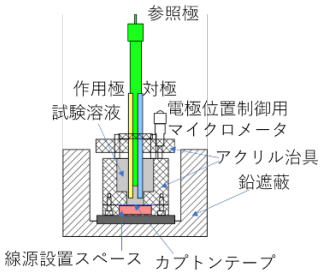


図 1　試験装置概要

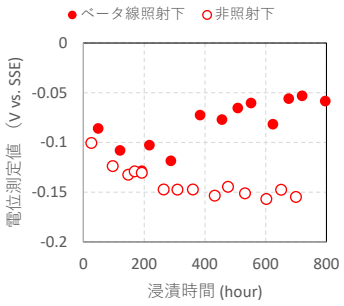


図 2　316L ステンレス鋼の腐食電位測定結果(線源からの距離 0.5mm)

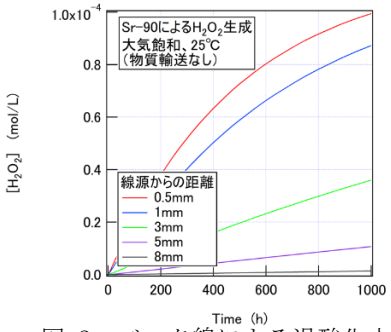


図 3　ベータ線による過酸化水素の生成量解析結果

謝辞：本研究は、JAEA 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業 JPJA20P20333127 の助成を受けたものです。

*Tomonori Sato[1], Chiaki Kato[1], Nobuaki Sato[2], Kuniki Hata[1], and Yutaka Watanabe[2]
[1]JAEA, [2]Tohoku Univ.

α／β／γ線ラジオリシス影響下における格納容器系統内広域防食の実現
（4）気液共存下のガンマ線照射下での腐食因子の発生

Challenge toward extensive corrosion prevention in PCV system under the Influence of α/β/γ radiation
(4) Corrosive species produced from gas-liquid two-phase environment under gamma-ray irradiation

*端　邦樹[1]，木村　敦[2]、田口　光正[2]、佐藤　智徳[1]、加藤 千明[1]，渡邉 豊[3]，
[1]日本原子力研究開発機構，[2]量子科学技術研究開発機構，[3]東北大学

気液共存下における気相のラジオリシス等の外的要因が液相中の鋼材の腐食環境に与える影響を調べるため、気液共存下の水溶液や不純物を添加した水溶液へのガンマ線照射を行い、生成する過酸化水素等の腐食因子の生成量を分析した。

キーワード：ラジオリシス，腐食，窒素酸化物，過酸化水素

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所の廃止措置は長期間に及ぶため、格納容器等の構造物に対する腐食の影響を十分に把握する必要がある。事故後の格納容器内のように長期間放射線に晒される環境では、窒素を含む気相のラジオリシスにおける硝酸生成や、腐食の進行に伴う構造物からの鉄分の溶出等、微量のため従来は検討されてこなかった成分の評価も必要となると考えられる。特に、照射下腐食においては、このような化学種が液相のラジオリシスに寄与し、過酸化水素等の腐食因子の発生挙動や pH 等の水質に影響を与える可能性がある。本研究では、まず気相由来成分の影響を確認するため、液相を遮蔽した状態で気相の酸素濃度や線量を変化させて気液共存系へのガンマ線照射を行い、イオンクロマトグラフィーやヨウ素滴定法等によって照射後試料中の硝酸イオン（NO_3^-）や過酸化水素（H_2O_2）濃度を分析した。

2. 実験および結果

20 ml のガラス製バイアル瓶に 5 ml の超純水を入れ、大気飽和と窒素飽和の条件で量研高崎量子応用研究所においてガンマ線照射を行った。照射の際には図 1 のように液相部を鉛で遮蔽し、露出した気相部の線量率（水の吸収に換算しておよそ 1 kGy/h）に対する遮蔽部の線量率を 1/100 程度にまで抑制した。照射に伴う NO_3^-及び H_2O_2 の生成濃度を図 2 に示す。気相のラジオリシスにおける硝酸生成の際の酸素原子の供給源として酸素や水蒸気が考えられるが、本結果から、酸素をほぼ除去した条件では硝酸生成が抑制されることを示した。H_2O_2 の発生に関しても大気飽和下で顕著だったが、液相を対象としたラジオリシス解析から、溶存酸素存在下での液相中のラジオリシスの影響によるものと考えられた。今後、液相のみの照射実験との比較やラジオリシス解析等を進め、気相中の各成分が腐食因子に与える影響を明らかにする。

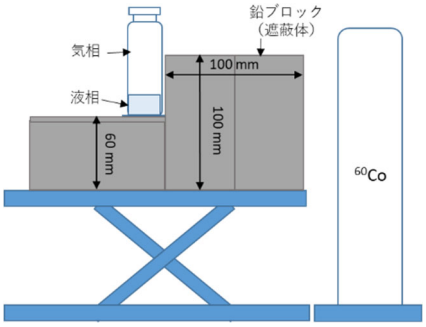


図 1　照射体系

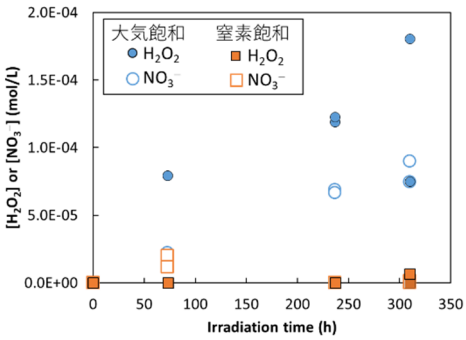


図 2　照射後の H_2O_2 及び NO_3^-分析結果

また、構造物由来の鉄イオンがラジオリシスによる H_2O_2 生成に与える影響の詳細評価を行うため、実験において重要となる H_2O_2 濃度の測定法の整備も進めた。

【謝辞】本研究の一部は，JAEA 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業 JPJA20P20333127 の助成を受けたものです。

---

*Kuniki Hata[1], Atsushi Kimura[2], Mitsumasa Taguchi[2], Tomonori Sato[1], Chiaki Kato[1], and Yutaka Watanabe[3]
[1]JAEA, [2]QST, [3]Tohoku Univ.

α／β／γ線ラジオリシス影響下における格納容器系統内広域防食の実現
(5) 照射模擬条件下における腐食試験－炭素鋼腐食に及ぼす過酸化水素の影響－

Challenge toward extensive corrosion prevention in PCV system under the Influence of α/β/γ radiation
(5) Corrosion experiments under simulated irradiation conditions
-Effect of hydrogen peroxide on carbon steel corrosion-

*阿部 博志[1]，瀧澤 伸成[1]，渡邉 豊[1]
[1]東北大学

水のラジオリシスにより生成される酸化剤である過酸化水素に着目し、過酸化水素濃度をパラメータとした炭素鋼の腐食試験を実施した。

キーワード：腐食，炭素鋼，ラジオリシス，過酸化水素，福島第一原子力発電所

1. 緒言

α線放出核種／β線放出核種と鋼材が接触して共存する濡れ環境においては、従来のγ線照射のみを考慮した環境と比較して、局所的な酸化剤濃度がより高くなる可能性が考えられる。本研究では、腐食に影響を与える酸化剤として過酸化水素に着目し、過酸化水素濃度をパラメータとした炭素鋼の腐食試験を実施することで、比較的高濃度の過酸化水素が炭素鋼の腐食速度ならびに腐食様態に与える影響について考察した。

2. 試験方法・結果ならびに考察

腐食試験セットアップの概略を図 1 に示す。炭素鋼 SA738 を供試材として平板試験片を作製し、試験溶液に全浸漬・半浸漬して腐食試験に供した。試験溶液（50℃）は 20,000 倍希釈人工海水（[Cl^-] : 1ppm）をベースとして、H_2O_2濃度をそれぞれ 3, 30, 300 ppm とした。試験中は試験溶液を一定速度で入れ替えることで、H_2O_2濃度を所定の濃度に保った。また、雰囲気は人工空気通気とした。試験後は試験片に形成された腐食生成物を除去してから、重量法により腐食速度を算出した。

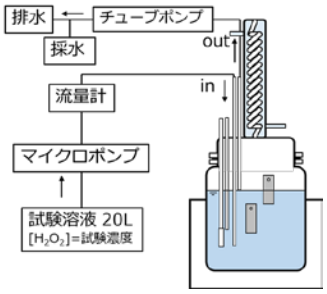


図 1 腐食試験装置概略図

炭素鋼の腐食速度は照射の有無に依らず、Cathodic reaction index（[O_2] + 0.4 [H_2O_2]）に比例するとの報告がある[1)]。本研究で得られた腐食速度を Cathodic reaction index で整理して図 2 に示す。30ppm H_2O_2添加条件下では、H_2O_2による腐食加速が認められたが、一方で 300ppm まで添加しても、これ以上の腐食速度増大は認められなかった。高濃度の H_2O_2添加条件下において、腐食速度が Cathodic reaction index から予想される値と比較して小さくなった理由として、試験片表面まで供給される実効的な H_2O_2濃度がバルクと比較して小さくなっていることが考えられる。すなわち、H_2O_2のフェントン反応による分解と、腐食生成物の拡散障壁としての作用が考えられた。

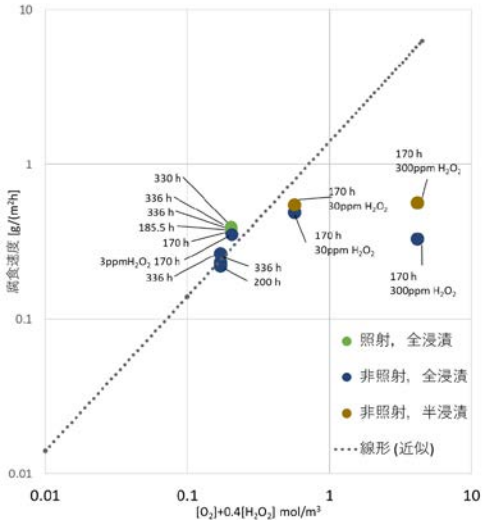


図 2 腐食速度 vs. Cathodic reaction index

【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 JPJA20P20333127 の助成を受けて実施しているものです。

1) M. Yamamoto, et al., European Corrosion Congress, 2015.

* Hiroshi Abe[1], Nobunari Takizawa[1], Yutaka Watanabe[1]
[1]Tohoku Univ.

α／β／γ線ラジオリシス影響下における格納容器系統内広域防食の実現
(6) ウルトラファインバブルによる炭素鋼の腐食抑制効果の検討

Challenge toward extensive corrosion prevention in PCV system under the Influence of α/β/γ radiation

(6) Investigation of corrosion inhibition effect of carbon steel by ultra-fine bubbles

*堤　祐介[1]，武藤優介[2]，渡辺日香里[2]，四反田　功[2]，板垣昌幸[2]，片山英樹[1]

[1]物質・材料研究機構，[2]東京理科大学

福島第一原子力発電所のデブリ取り出し工程において、PCV 鋼構造物の長期信頼性を確保するため、副次影響の無い新規防食技術として、ウルトラファインバブルの適用を検討した。本大会では、不活性バブルを導入した希釈海水中での炭素鋼の初期腐食挙動の変化を報告する。

キーワード：ラジオリシス，腐食，α線，β線，窒素酸化物，過酸化水素，ウルトラファインバブル

1. 緒言

デブリの本格的取り出し工程における福島第一原子力発電所 1～3 号機 PCV 内部は微量の塩化物イオン、燃料デブリ由来のα／βラジオリシスと複雑な腐食環境であり、大気混入による溶存酸素濃度上昇による構造材料の腐食反応の加速が懸念される。本研究では上記環境における新たな防食法として、ウルトラファインバブルの活用を検討しており、その効果の検証に取り組んでいる。

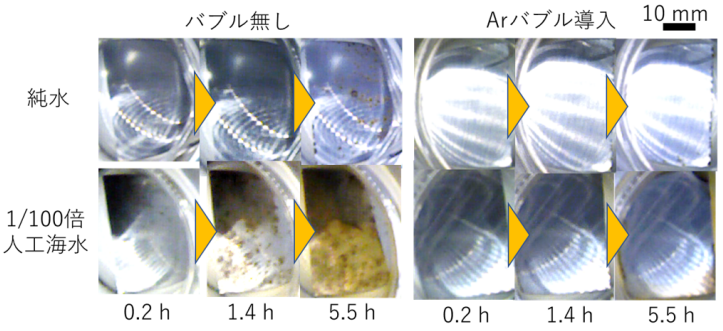


図１　炭素鋼の発錆挙動

2. 実験

ウルトラファインバブル生成装置（バヴィタス HYK-20-SD, Ligaric）を用いて 10 倍から 1000 倍に希釈した人工海水中に Ar ガスのウルトラファインバブルを導入した(約 4x10^9 個/mL、気泡径<200nm)。この溶液中に炭素鋼(SM490A)を浸漬し、表面での発錆挙動の観察および連続的な腐食速度の変化を電気化学インピーダンス法により評価した。この結果、ウルトラファインバブルを導入した水溶液中では、浸漬後 24 h までの初期において炭素鋼の腐食が抑制されることが確認された。Ar ウルトラファイバブル導入の工程中、溶液内の溶存酸素(DO)は数分以内に 0 ppm まで低下しており、腐食試験用のガラスセルに注いだ後も一定時間低 DO 環境が維持された。このため、ウルトラファインバブル導入による腐食抑制は、導入プロセスによる効率的な脱気による低 DO 環境でカソード反応が抑制されたためであると考えられる。

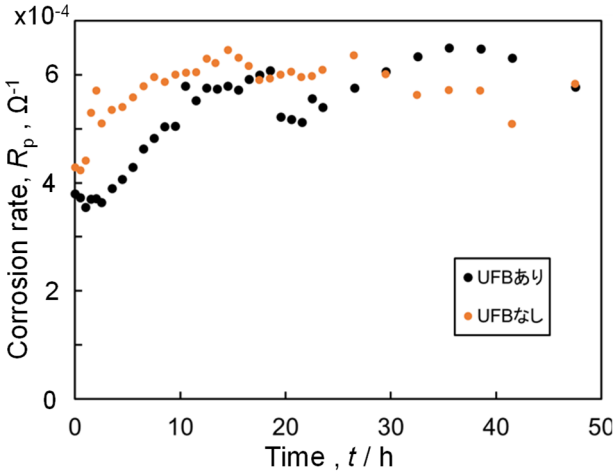


図２　炭素鋼の発錆挙動

【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 JPJA20P20333127 の助成を受けて実施しているものです。

* Yusuke Tsutsumi[1], Yusuke Muto[2], Hikari Watanabe[2], Isao Shitanda[2], Masayuki Itagaki[2], and Hideki Katayama[1]

[1]NIMS, and [2]Tokyo University of Science

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

[1K01-05] Debris 2

Chair: Masahide Takano (JAEA)

Wed. Mar 16, 2022 9:30 AM - 10:55 AM Room K

[1K01] Research on the stability of fuel debris consisting of oxides and alloys

*Daisuke Akiyama[1], Akira Kirishima[1], Nobuaki Sato[1], Takayuki Sasaki[3], Masayuki Watanabe[2], Yuta Kumagai[2], Ryoji Kusaka[2] (1. Tohoku Univ., 2. JAEA, 3. Kyoto Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM

[1K02] Research on the stability of fuel debris consisting of oxides and alloys

*Masayuki Watanabe[1], Yuta Kumagai[1], Ryoji Kusaka[1], Masami Nakada[1], Daisuke Akiyama[2], Akira Kirishima[2], Nobuaki Sato[2], Takayuki Sasaki[3] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Tohoku University, 3. Kyoto University)

9:45 AM - 10:00 AM

[1K03] Research on the stability of fuel debris consisting of oxides and alloys

*Takayuki Sasaki[1], Ryutaro Tonna[1], Taishi Kobayashi[1], Daisuke Akiyama[2], Akira Kirishima[2], Nobuaki Sato[2], Masayuki Watanabe[3], Yuta Kumagai[3], Ryoji Kusaka[3] (1. Kyoto Univ., 2. Tohoku Univ., 3. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM

[1K04] Research on the stability of fuel debris consisting of oxides and alloys

*Akira Kirishima[1], Daisuke Akiyama[1], Nobuaki Sato[1], Takayuki Sasaki[2], Masayuki Watanabe[3], Yuta Kumagai[3], Ryouji Kusaka[3] (1. Tohoku Univ., 2. Kyoto Univ., 3. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM

[1K05] Development of sequential extraction procedure for the evaluation of chemical stability of uranium-zirconium oxide

*Hiroki Nakazumi[1], Daisuke Akiyama[1], Akira Kirishima[1] (1. Tohoku Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

合金相を含む燃料デブリの安定性評価のための基盤研究
（11）ウラン-ジルコニウム-ステンレス鋼系模擬デブリの合成および評価

Research on the stability of fuel debris consisting of oxides and alloys

(11) Synthesis and evaluation of simulated fuel debris in the UO_2-Zr-SS system

*秋山 大輔[1]，桐島 陽[1]，佐藤 修彰[1]，佐々木 隆之[2]，渡邉 雅之[3]，熊谷 友多[3]，日下 良二[3]

[1]東北大，[2]京大，[3]JAEA

抄録：ウラン-ジルコニウム-ステンレス鋼系模擬デブリを合成し、XRD、SEM-EDX を用いて固相分析を行った。また、模擬デブリを純水や海水に浸漬した後の固相状態についても評価を行った。

キーワード：燃料デブリ，福島第一原子力発電所事故，合金デブリ

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所事故では溶融した燃料が被覆管のジルカロイや、ステンレス等の鉄を主成分とした合金と高温で反応し、燃料デブリを生成したと考えられている。今後、取出しや処理、処分に際して、生じた燃料デブリの性状を予測することが重要となる。そこで、本研究では Zr もしくは ZrO_2 とステンレス鋼の構成元素を含む模擬燃料デブリを調製し、XRD 及び SEM-EDX を用いてその構造解析を行った。

2. 実験方法

UO_2 粉末を金属 Zr もしくは ZrO_2 粉末、SUS304 もしくは金属 Fe 粉末をそれぞれ混合し、Ar 気流下、もしくは Ar+2%O_2 気流下で 1200-1700℃で 1~12 時間加熱して模擬デブリを調製した。得られた試料を XRD 及び SEM-EDX を用いて構造解析及び組成分析を行い、加熱温度、加熱時間、雰囲気の依存性を評価した。

3. 結果と議論

加熱実験の結果、Ar 雰囲気 1200℃では加熱時間によらず UO_2-Zr(ZrO_2)-SUS(Fe)系模擬デブリは相関係に変化は見られなかったが、1600℃で加熱後 UO_2 は加熱時間とともに UO_{2+x} に酸化し、さらに Zr が酸化して tetragonal-ZrO_2 (t-ZrO_2)相が確認された。一方、Ar+2%O_2 雰囲気では 1 時間加熱で UO_2 は 1200℃では U_3O_8 に、1600℃では UO_{2+x} 相を生成し、Zr は t-ZrO_2 相に酸化された。1600℃で生成した UO_{2+x} 相は Zr, Fe が固溶しているとみられ、いずれの条件も加熱時間が長くなるにつれて格子定数が低下し、一定となった。Zr が含まれる系(UO_2-Zr(ZrO_2)-SUS(Fe)系)では Zr が含まれない系(UO_2-SUS(Fe)系)に比べ UO_{2+x} 相の格子定数が大きく低下した。これは図 1 に示す SEM-EDX の結果より、Fe に比べ Zr が UO_2 相に多く固溶していることと、イオン半径(CN=8)が Zr(IV): 84pm, Fe(II): 92pm[1]であり Zr(IV)のほうが Fe(II)よりイオン半径が小さいことが要因であると考えられる。

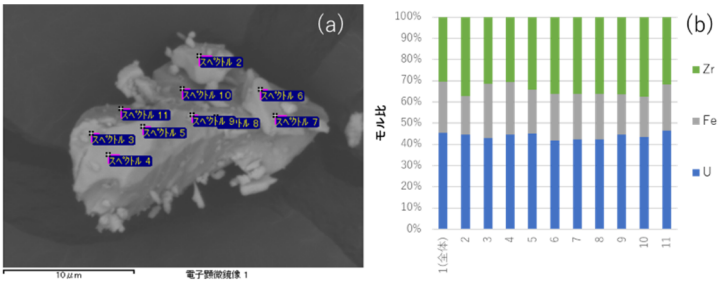


図 1. UO_2-Zr-Fe 系模擬デブリ(1600℃, Ar+2%O_2 雰囲気, 2 時間加熱)(a) SEM 像 (b) EDX 分析結果(モル比 U:Zr:Fe)

参考文献

[1] R.D. Shannon, Acta Cryst., A32, 751-767(1976)

【謝辞】本研究は，日本原子力研究開発機構・廃炉国際共同研究センターの「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」の一部として実施した.

* Daisuke Akiyama[1], Akira Kirishima[1], Nobuaki Sato[1], Takayuki Sasaki[2], Masayuki Watanabe[3], Yuta Kumagai[3] and Ryoji Kusaka[3]

[1]Tohoku Univ., [2]Kyoto Univ., [3]JAEA

合金相を含む燃料デブリの安定性評価のための基盤研究
（12）模擬燃料デブリの化学状態分析と酸化劣化に対する安定性評価

Research on the stability of fuel debris consisting of oxides and alloys

(12) Chemical state analysis and stability evaluation for oxidative degradation of the simulated debris

*渡邉 雅之[1]，熊谷 友多[1]，日下 良二[1]，中田 正美[1]，秋山 大輔[2]，桐島 陽[2]，佐藤 修彰[2]，佐々木 隆之[3]

[1]JAEA，[2]東北大，[3]京大

合成したウラン–ジルコニウムーステンレス鋼系模擬デブリを水および過酸化水素水に浸漬し，模擬デブリの変性を分光学的に分析するとともに，U 等の溶出率，過酸化水素の消費量を評価した．

キーワード：燃料デブリ，過酸化水素，変質相

1. 緒言

福島第一原発炉内では，SUS 配管や圧力容器等の構造材と溶融した燃料や被覆管成分が高温で反応し，合金相を含む燃料デブリが形成されたと考えられる．1F 炉内環境における燃料デブリの安定性評価には，燃料デブリの表面でどのような化学反応が進み，放射性物質の溶出挙動に影響を及ぼす可能性があるのかを把握しておく必要がある．そこで，本報告では，UO_2 と SUS に加えてジルコニウムを含む模擬デブリ試料（UO_2-Zr(ZrO_2)-SUS 系模擬デブリ）について，経年変化処理として純水および過酸化水素水溶液への浸漬試験を行い，溶液分析，レーザー分光分析，メスバウアー分光分析により浸漬による化学的な変化を調べた．[1]

2. 実験

東北大学で合成された UO_2-Zr(ZrO_2)-SUS 系模擬デブリ 4 種類（表 1）に比較対象の UO_2 を含めて 5 種類（模擬デブリ等試料）の試料を用いて，純水浸漬試験および過酸化水素(H_2O_2)水溶液への浸漬試験を行い，これらの浸漬試験を経年変化処理として，浸漬前後の化学状態変化の分光分析を実施した．

表 1 本研究における UO_2-SUS-Zr(ZrO_2)系模擬燃料デブリ試料

試料	合成条件*	主なU含有相
USZr 1200-O	1200 °C, 2% O_2	U_3O_8
USZr 1600-O	1600 °C, 2% O_2	UO_2(s.s.)** (low Zr)
USZr 1600-A	1600 °C, Ar	UO_2
$USZrO_2$*** 1600-O	1600 °C, 2% O_2	UO_2(s.s.) (high Zr)

*加熱時間は全サンプル 1 時間
**格子定数の減少から固溶体の形成が考えられる場合は $UO_{2(s.s)}$ と表記した．
***出発物質に ZrO2 を使用，他は金属 Zr

3. 結果と考察

H_2O_2 浸漬試験の結果を図 1 に示す．全試料でウランの溶出が観測されたが，$USZrO_2$1600-O では溶出ウランは UO_2 と比較して 1/10 以下と低濃度で，他よりも安定であった．これは，この試料の UO_2 相がジルコニウムの固溶が進んだ UO_2(s.s.)であるため，H_2O_2 の分解が起こり安定化に寄与していることを明らかにした[1]．発表では，分光結果についても報告する予定である．

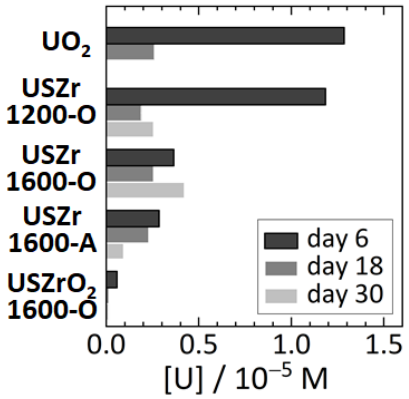


図 1 H_2O_2 浸漬によるウランの溶出

参考文献

[1] “Uranium dissolution and uranyl peroxide formation by immersion of simulated fuel debris in aqueous H2O2 solution”, J. Nucl. Sci. Technol. in press.

【謝辞】本研究は，日本原子力研究開発機構・廃炉国際共同研究センターの「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」の一部として実施した．

* Masayuki Watanabe[1], Yuta Kumagai[1], Ryoji Kusaka[1], Masami Nakada[1], Akira Kirishima[2], Daisuke Akiyama[2], Nobuaki Sato[2], Takayuki Sasaki[3], [1]JAEA,[2]Tohoku Univ., [3]Kyoto Univ.

合金相を含む燃料デブリの安定性評価のための基盤研究
（13）模擬デブリからの FP 核種の溶出挙動評価

Research on the stability of fuel debris consisting of oxides and alloys
(13) Leaching behavior of FPs from the simulated debris

*佐々木隆之[1]，頓名龍太郎[1]，小林大志[1]，秋山大輔[2]，桐島 陽[2]，佐藤修彰[2]，
渡邉雅之[3]，熊谷友多[3]，日下良二[3]
[1]京大，[2]東北大，[3]JAEA

合成したウラン-ジルコニウム-ステンレス鋼系模擬デブリを水に浸漬し，模擬デブリからの核分裂生成物（FPs）およびウランの溶出率を測定し，安定性評価を行った。また，溶出後の核種の溶存状態について評価した。

キーワード：燃料デブリ，核分裂生成物，溶出挙動

1. 緒言

福島第一原発炉内では，SUS 配管や圧力容器等の構造材と溶融した燃料や被覆管成分が高温で反応し，合金相を含む燃料デブリが形成されたとみられる。本報告では，UO_2-Zr-SUS 系等の模擬デブリを，熱中性子照射により核分裂生成させる照射法、および、非放射性元素を添加する添加法[1)]により合成し，これを経年変化処理として水浸漬した試験の結果を報告する。浸漬による模擬デブリの構造変化の有無や，模擬デブリに含まれる FPs や U の溶出率を測定し，ここから模擬デブリの化学的安定性評価を行った。核種のコロイド生成について評価するため、ろ過フィルタ孔径依存性やサイズ排除クロマトグラフィ（LC）と ICP-MS 法を組み合わせた粒径分布解析を実施した。

2. 実験

UO_2 と SUS304 粉末および Zr 金属粉末をモル比（U:Fe+Cr+N:Zr）が 1:1:1 または 1:1:0 となるよう混合し，Ar 雰囲気 [試料名略号 G] または 2% O_2 雰囲気 [O] で，1200℃ [2] および 1600℃ [6] で x 時間 [x; 1-8] 加熱し模擬デブリを合成した。これを過塩素酸 Na 水や海水に一定期間浸漬，FPs および U の溶出率を評価した。さらに、nm～数百 nm の孔径を有する限外ろ過フィルタやサイズ排除クロマトグラフィ用カラムにより上澄み（液相）をろ過し、ろ液に含まれる元素濃度を ICP-MS により測定、コロイド生成の有無を確認した。

3. 結果と考察

本プロジェクトで調製した試料の多くは様々な酸化物相や金属相の混合物であるものの、溶出率等のデータを系統的に蓄積することができた。熱力学的解釈等によるより定量的な議論には、単相試料の調製やその溶解挙動について更なる検討が必要である。以下、成果例として添加法試料 [C] の結果を示す。UO_2 と SUS304 粉末および Zr 金属の混合粉末 [A] を Ar 雰囲気 1200℃で加熱した試料（試料名 CAG2x）の UO_2 相は加熱前後で格子定数に変化はなく、Zr、SUS 成分との顕著な反応は確認されなかった。2% O_2 雰囲気 1200℃で加熱したとき（CAO2x）は、UO_2 相の酸化が進行し、水浸漬した際のウランの溶解が明らかに促進された。一方、Ar 雰囲気または 2% O_2 雰囲気 1600℃で加熱した試料（CAG6x, CAO6x）では Zr(IV)の UO_2 相への固溶が進行し、Zr を含まない UO_2-SUS 系 [S] 模擬デブリ（CSG6x）よりウランの溶解が抑制された。Eu も同様に溶解が抑制され、一部液相で Eu コロイド生成が示唆された（限外ろ過）。一方、Cs, Sr は固相状態によらずその殆どが溶解した。限外ろ過法の結果は、Cs, Sr は水和イオンとしての溶存を示唆したが、LC-ICP-MS 法では、Sr が疑似コロイドを生成している可能性も示唆された。

1) 2021 年日本原子力学会春の年会, 3I12, 佐々木ら。

【謝辞】本研究は，日本原子力研究開発機構・廃炉国際共同研究センターの「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」の一部として実施した。

---

*Takayuki Sasaki[1], Ryutaro Tonna[1], Taishi Kobayashi[1], Daisuke Akiyama[2], Akira Kirishima[2], Nobuaki Sato[2], Masayuki Watanabe[3], Yuta Kumagai[3], Ryoji Kusaka[3], [1] Kyoto Univ., [2]Tohoku Univ., [3]JAEA.

合金相を含む燃料デブリの安定性評価のための基盤研究
（14）模擬デブリからの MA 核種の溶出挙動評価および全体まとめ

Research on the stability of fuel debris consisting of oxides and alloys

(14) Leaching behavior of actinides from the simulated debris and project summary

*桐島 陽[1]，秋山 大輔[1]，佐藤 修彰[1]，佐々木 隆之[2]，渡邉 雅之[3]，熊谷 友多[3]，日下 良二[3]

[1]東北大，[2]京大，[3]JAEA

合成したウラン-ジルコニウム-ステンレス鋼系模擬デブリを純水や海水に一定期間浸漬後，模擬デブリからの U, Np, Am の溶出率を測定して安定性評価を行った。また，シリーズ発表を行ったプロジェクト全体のまとめを説明する。

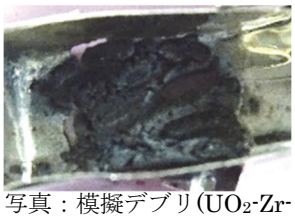
キーワード：燃料デブリ，マイナーアクチノイド，溶出挙動

1. 緒言

福島第一原発炉内では，SUS 配管や圧力容器等の構造材と溶融した燃料や被覆管成分が高温で反応し，合金相を含む燃料デブリが形成されたとみられる。本報告では，UO_2-Zr-SUS 系等の模擬デブリを高温熱処理により合成し，これを経年変化処理として純水や海水への浸漬した試験の結果を報告する。浸漬による模擬デブリの構造の変化の有無や，模擬デブリに含まれる U, Np, Am の溶出率を測定し，ここから模擬デブリの化学的安定性評価を行った。加えて，プロジェクトで得られた成果の全体像についてもまとめて紹介する。

2. 実験

^{237}Np および ^{241}Am の MA トレーサーを添加した UO_2 と SUS304 粉末および Zr 金属粉末をモル比(U : Fe+Cr+Ni : Zr) が 1:1:1 または 1:1:0 となるように秤量し，摩砕混合した。これを管状電気炉に入れて，Ar(6N)雰囲気または 2% O_2 雰囲気で，1200℃, 1600℃および 1700℃で加熱し模擬デブリを合成した。この模擬デブリを純水および海水に一定期間浸漬し，^{238}U, ^{237}Np, ^{241}Am の溶出率をαスペクトロメトリで評価した。また，浸漬前後の模擬デブリの結晶構造を粉末 X 線回折(XRD)により評価し比較した。



写真：模擬デブリ(UO_2-Zr-SUS, 1700℃, in 2% O_2)

3. 結果と考察

最長で 400 日間の浸漬試験を行い，浸漬前後の模擬デブリの XRD パターンを比較したところ顕著な変化は観察されず，この模擬デブリの主要な結晶相は水中で化学的に安定であることが分かった。また，模擬デブリ原料として Zr 金属が含まれる場合，2 % O_2 雰囲気 1600℃でみかけの相平衡状態まで加熱を行っても U_3O_8 相があらわれず、UO_2 固溶体相が安定に存在した。この結果，UO_2-Zr-SUS 系模擬デブリからのアクチノイド溶出は UO_2-SUS 系に比べ抑制された。さらに，UO_2-Zr-SUS 系では 1600℃で合成を行った場合，Zr(IV)の立方晶 UO_2 への固溶がより進行し，この結果，図 1 に示すように 1200℃で合成した模擬デブリに比べてアクチノイドの溶出が顕著に抑制されることが分かった。このほか，UO_2(s.s.)固溶体の格子定数と各核種の溶出率の相関傾向についても報告を行う。

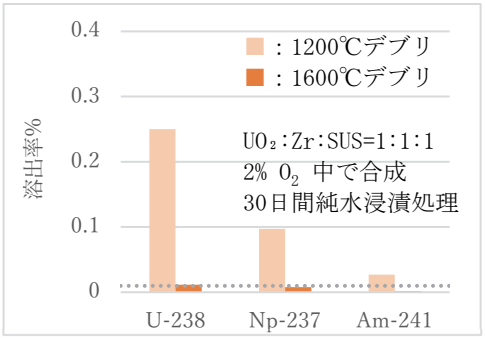


図 1 合成温度の異なる模擬デブリからの核種溶出率比較

【謝辞】本研究は，日本原子力研究開発機構・廃炉国際共同研究センターの「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」の一部として実施した。

---

* Akira Kirishima[1], Daisuke Akiyama[1], Nobuaki Sato[1], Takayuki Sasaki[2], Masayuki Watanabe[3], Yuta Kumagai[3], Ryoji Kusaka[3]

[1]Tohoku Univ., [2]Kyoto Univ., [3]JAEA,

ウラン-ジルコニウム酸化物の化学的安定性評価のための逐次抽出法の開発

Development of sequential extraction procedure for the evaluation of chemical stability of uranium-zirconium oxide

*中角 弘樹[1]，秋山 大輔[1]，桐島 陽[1]
[1]東北大学

抄録：燃料デブリの化学的安定性評価のために、炉内環境及び今後の処理で想定される条件を考慮した逐次抽出法の開発を行った。本手法をウラン-ジルコニウム酸化物へ適用し、ウランとジルコニウムの溶出量の比較から安定性の評価を試みた。

キーワード：ウラン-ジルコニウム酸化物，福島第一原子力発電所事故，逐次抽出法，燃料デブリ

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所の廃止措置において、今後燃料デブリの取り出し作業の確立や中長期の保管のためにも燃料デブリの化学的性状の調査は必須である。しかし、現状では化学的な安定性を評価する共通の指標が無く、研究グループ間で実験条件が異なるために結果を定量的に比較することは困難である。そこで、本研究では地球化学分野で土壌の化学的性状を調査するために用いられている逐次抽出法を応用した燃料デブリ版逐次抽出法を開発した。本手法をウラン-ジルコニウム酸化物固溶体に適用し、安定性の評価を試みた。

2. 実験

2-1. 模擬デブリの合成

U_3O_8 粉末を Ar+10%H_2 気流下 1000℃で 4 時間加熱し UO_2 を調製した。次に、調製した UO_2 粉末と ZrO_2 粉末をモル比 U:Zr= 9:1, 1:1, 1:9 等で混合し、Ar+10%H_2 気流下 1600℃で 4 時間加熱し(U, Zr)O_2 固溶体を調製し、それぞれ XRD を用いて結晶構造を評価した。

2-2. 燃料デブリ版逐次抽出法

実験には小型の遠心式ろ過デバイスを用いた。固相試料を 200 mg デバイスに入れ、そこに抽出液を 400 µl 注入し 1 時間浸漬後、遠心分離により固液分離した。次に、超純水で試料を洗浄後、より強力な抽出液を注入し浸漬を行った。各抽出段階で液相に溶出した U と Zr の元素濃度を ICP-AES を用いて測定した。用いた抽出液は純水、$NaHCO_3$ 溶液、過酸化水素水、酢酸、塩酸、硝酸等である。

3. 結果と考察

U:Zr= 9:1 で調製した模擬デブリは、立方晶の(U, Zr)O_2 固溶体であることが確認された。UO_2 と(U, Zr)O_2 固溶体を逐次抽出した結果を図 1 に示す。いずれの抽出液においても固溶体の形成により U の溶出が抑制される傾向がみられた。一方、酢酸による抽出と比較して、$NaHCO_3$ 溶液による抽出では UO_2 と(U, Zr)O_2 固溶体からの U 溶出率に大きな差が見られた。$NaHCO_3$ 溶液による抽出試験は固溶体形成による溶出抑制効果を高感度で検出できる可能性がある。このほか U と Zr を異なる組成で調製した模擬デブリからの溶出挙動についても報告を行う。

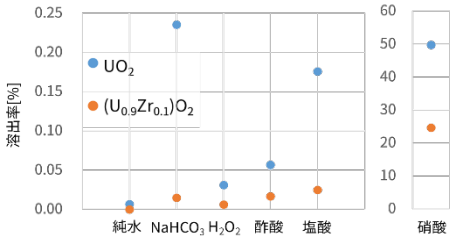


図 1　UO_2 と$(U_{0.9}, Zr_{0.1})O_2$ 固溶体からの U 溶出率比較

*Hiroki Nakazumi[1], Daisuke Akiyama[1] and Akira Kirishima[1]
[1]Tohoku Univ.

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

[1K06-09] Waste Management 1

Chair: Masayuki Watanabe (JAEA)

Wed. Mar 16, 2022 10:55 AM - 12:05 PM Room K

[1K06] Kinetics on oxidation / evaporation behavior of insoluble residues (platinum group alloys) in high-level radioactive waste

*Seishiro Tanaka[1], Sakasita Kouki[1], Nitta Asahi[1], Sato Isamu[1], Matsuura Haruaki[1], Tada Haruka[2] (1. TOKYO CITY UNIVERSITY, 2. IHI Corporation)

10:55 AM - 11:10 AM

[1K07] Fluorination Method for Classification of the Waste Generated by Fuel Debris Removal

*Daisuke Watanabe[1], Keita Endo[1] (1. Hitachi-GE)

11:10 AM - 11:25 AM

[1K08] Fluorination Method for Classification of the Waste Generated by Fuel Debris Removal

*Masahide Takano[1], Ayako Sudo[1], Daisuke Watanabe[2] (1. JAEA, 2. Hitachi-GE)

11:25 AM - 11:40 AM

[1K09] Development of glass matrices with high loading capacity and feeding forms for melting of high-level nuclear wastes from high-burnup and/or MOX spent fuels

*Tetsuji Yano[1], Mizuto Saito[1], Hiroyuki Kadono[1], Tetsuo Kishi[1], Takeshi Tsukada[2], Kohei Oowaku[2], Ryou Souma[2] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Japan Nuclear Fuel Limited)

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

高レベル放射性廃棄物中の不溶解残渣(白金族合金)の酸化・蒸発挙動における速度論的評価
Kinetics on oxidation / evaporation behavior of insoluble residues (platinum group alloys) in high-level radioactive waste

*田中征志朗[1]　坂下航輝[1]　新田旭[1]　佐藤勇[1]　松浦治明[1]　多田晴香[2]
[1]東京都市大学 [2]株式会社 IHI

高レベル放射性廃棄物に含まれる白金族成分は、ガラス溶融炉内において、仮焼層状態や炉底へ沈殿・堆積する等様々な影響を与える。そこで、白金族成分のうち、不溶解残渣として存在する Mo を含む白金族合金を作製し、ガラス溶融炉内の酸化・蒸発挙動を評価した。
キーワード:再処理、白金族合金、酸化・蒸発、反応速度論

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物に含まれる白金族合金のガラス固化プロセスにおける廃液組成変動による影響を検討するため、模擬白金族合金を作製し、酸化・蒸発挙動の速度論的評価を行った。

再処理分離工程で核分裂生成物を含む放射性廃棄物は、ガラス固化のうえ、地層処分に供される予定である。ガラス溶融炉では、白金族元素が微粒子合金としてガラスの組織に取り込まれずに存在しており、溶融炉底部の電極部へ沈殿するなど、ガラス固化プロセスに様々な影響を与えるとされている。

そこで本研究では、模擬白金族合金を作製し、この酸化・蒸発挙動の微視的メカニズムを詳細に検討することを目的として、作製した合金の加熱試験を行い、加熱後の試料断面における冶金学的観察と酸化量（酸化被膜厚さや重量増加）から酸化・蒸発速度を評価した。

2. 実験方法

核種崩壊生成コード ORIGEN2 計算や照射後試験結果を参考し、組成を複数設定し、Mo、Ru、Rh、及び Pd の粉末試薬から混合粉を得た。現行燃料、MOX 燃料及び高燃焼度燃料で微妙な組成の違いがあるが、照射後試験の結果から Mo の濃度の大きな変化が見受けられるため、本試験では Mo の組成を主なパラメータとして、15wt%、20wt%及び 40wt%の 3 試料を準備した。作製した混合粉はプレス成型を用いて 200MPa で圧粉体に形成し、アーク溶解法にて溶融し、ボタン状合金試料(図 1 左)を作製した。ボタン状試料は低速カッターを用いて、板状（3mm×4mm×1mm 程度）に加工し（図 1 右)、TG-DTA を用いて加熱温度や保持時間をパラメータとして加熱試験を実施した。加熱温度は 700℃～900℃、保持時間は 0h～2h とした。試験雰囲気はガラス中の酸素分圧に近い、空気雰囲気とした。加熱前後の合金試料に対して X 線回折（XRD）及び SEM-EDS により得られた試料表面と断面における結晶構造及び元素分布から TG-DTA の結果と合わせて、酸化・蒸発機構と速度論を考察した。

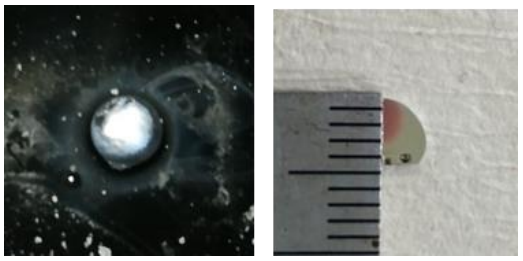


図 1　合金試料(左：ボタン状、右：板状)

3. 結果と考察

900℃で 2 時間保持した TG 曲線を図 3 に示す。Mo15wt%は昇温時直線的に重量増加し、900℃保持時は放物線的に重量増加を示す。Mo20wt%及び Mo40wt%は、昇温時 800℃付近で急激に重量減少し、Mo15wt%と同様に放物線的に重量増加(装置特性上、Mo40wt%の 800℃以降のデータはグラフに取り込まれていない)。800℃で何が生じているか、確認するため、900℃まで昇温した試料に対する SEM-EDS 観察を行った(図 3)。図 3 で示すように表層付近において著しく Mo 濃度が低いことがわかった。

この結果から、最も酸化しやすい Mo が加熱の初期から合金表面で酸化物を生成する。795℃は MoO_3 の融点であり、試料のジオメトリ変化が TG 曲線の激変に関与していると考えられる。その後、800℃以降においても Mo の酸化・蒸発は選択的に進行し、Mo 濃度は試料から減じる一方、Ru の酸化が同時に起こるため、重量は増加するものと考えられる。

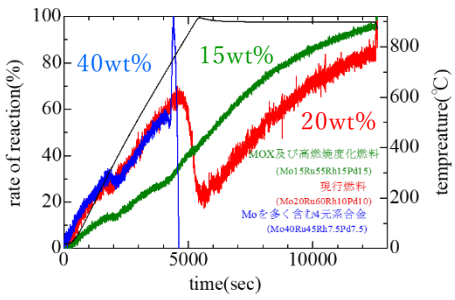


図 2　合金(3 組成)に対する TG 曲線
(昇温＋900℃×2h)

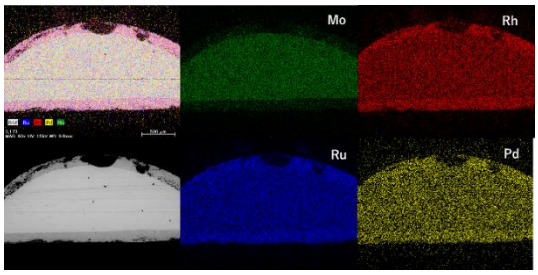


図 3　Mo40wt%試料(900℃0h)の断面元素分布

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「令和 3 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業（JPJ010599)」の成果の一部である。

参考文献

[1]「METI 令和 2 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」(東京都市大学) 報告書

*Seishiro Tanaka[1] , Kouki Sakasita[1], Asahi Nitta[1] ,Isamu Sato[1], Haruaki Matuura[1]and Haruka Tada[2]
[1]Tokyo City Univ.[2]IHI Corporation

燃料デブリ取出しに伴い発生する廃棄物のフッ化技術を用いた分別方法の研究開発
(5) 模擬廃棄物のフッ化試験（その２）

Fluorination Method for Classification of the Waste Generated by Fuel Debris Removal

(5) Fluorination Experiment on Simulated Waste (Part 2)

*渡邉 大輔[1]，遠藤 慶太[1]

[1]日立ＧＥ

$(U,Zr,Gd)O_2$ とコンクリートを原料として集光加熱法により調製した模擬 MCCI 生成物を用い、そのフッ化挙動を評価した。フッ化により U と Si の 99 %が揮発し、Zr、Gd、Ca、Al、Fe は固体として残留したことから、U をフッ化揮発して分別できる見通しを得た。

キーワード：福島第一原子力発電所，MCCI，模擬燃料デブリ，フッ化，廃棄物管理

1. 緒言

福島第一原子力発電所（1F）の燃料デブリ取出し時に発生する廃棄物の管理負荷を軽減するため、廃棄物をフッ化して核燃料物質をフッ化揮発させ、管理負荷の高い核燃料物質とその他の廃棄物とに分別する方法を開発している[1]。核燃料物質は炉内燃料デブリや溶融炉心ーコンクリート相互作用（MCCI）生成物として廃棄物に含まれると想定され、これらのフッ化挙動を明らかにする必要がある。MCCI 生成物は生成時の酸化還元条件により構成化合物の組成が変化し、前回発表では金属 Zr 含有率の調整により還元側条件及び酸化側条件で調製した金属を含む模擬 MCCI 生成物のフッ化挙動を報告した[2]。本報告では、より酸化が進んだ条件を想定して酸化物成分のみで調製した模擬 MCCI 生成物のフッ化挙動を評価することを目的とした。

2. 実験

$(U,Zr,Gd)O_2$ 及びコンクリートを原料として集光加熱法により溶融固化した模擬 MCCI 生成物をフッ化試験に用いた。試料の重量は 3.5 g であった。Ni 製のボートに試料を載せてフッ化反応炉内に装荷し、炉内温度約 600℃において F_2 ガスを 300 ml/min で供給して試料をフッ化した。ボート底部には熱電対を設置し、フッ化の発熱反応に伴う温度変化を測定した。フッ化試験後、固体残渣とコールドトラップで回収した揮発性フッ化物の各種分析を行い、フッ化挙動を評価した。

3. 結果

フッ化試験において、ボート底部の温度はフッ素供給開始直後から上昇して約 10 分で最大となり、その後低下して約 50 分でフッ化開始前温度とほぼ同じ温度で一定となったことから、50 分程度でフッ化反応が終了したと判断した。フッ化試験前後の試料の外観を図 1 に示す。フッ化前試料は黒色であったが、フッ化後の固体残渣は白色に変化していた。固体残渣の塊を割ったところ内部まで変色しており、固体の内部まで反応が進んだことが示された。固体残渣は白色と黄色の主に 2 種に分類された。走査電子顕微鏡/エネルギー分散型 X 線元素分析（SEM-EDS）で分析したところ、白色の固体残渣は主に Zr、Ca、Al、Fe を含むフッ化物であり、黄色の固体残渣は主に Ni を含むフッ化物であることが示された。フッ化前試料に Ni は含まれないため、試料ボートの Ni の一部がフッ化されて固体残渣に混入したと考えられる。固体残渣を X 線回折分析したところ、$CaZrF_6$、AlF_3、$NiZrF_6$ などのフッ化物が生成していることが示された。フッ化前試料と固体残渣を溶解して誘導結合プラズマ質量分析（ICP-MS）および誘導結合プラズマ発光分光分析（ICP-AES）で組成分析したところ、核燃料物質の U とコンクリート成分の Si は固体残渣中にほぼ残されておらず、また、Zr、Gd、及びコンクリート成分の Ca、Al、Fe は固体残渣中にほぼ残留していることが示された。組成分析結果を用いてフッ化時の揮発率を評価したところ、U と Si の揮発率は 99 %であった。

以上の結果から、より酸化側条件で生成する MCCI 生成物についても、U の大部分をフッ化揮発して固体残渣から分別できる見通しが得られた。



図 1 フッ化前後の試料外観
(a)フッ化前試料、(b)フッ化後の固体残渣、
(c)固体残渣の塊の断面

参考文献

[1] 渡邉ら、日本原子力学会 2020 年春の年会、1I07.
[2] 遠藤ら、日本原子力学会 2020 年春の年会、1I08.

本報告は、日本原子力研究開発機構からの受託事業として、日立ＧＥニュークリア・エナジー(株)が実施した令和 2 年度「燃料デブリ取出しに伴い発生する廃棄物のフッ化技術を用いた分別方法の研究開発」の成果を含みます。

* Daisuke Watanabe[1] and Keita Endo[1]
[1]Hitachi-GE

燃料デブリ取出しに伴い発生する廃棄物のフッ化技術を用いた分別方法の研究開発
（6）集光加熱による酸化物模擬廃棄物調製と分析

Fluorination Method for Classification of the Waste Generated by Fuel Debris Removal
(6) Preparation and Analysis of the Simulated Oxide Waste by Light-Concentrating Heating

*高野 公秀[1]，須藤 彩子[1]，渡邉 大輔[2]
[1]原子力機構，[2]日立ＧＥ

フッ化試験に供給するため、MCCI 生成物の酸化物主成分を想定した$(U, Zr, Gd)O_2$－コンクリート系の模擬廃棄物を集光加熱により調製し、切断面の生成相を分析した。

キーワード：福島第一原子力発電所，MCCI，模擬燃料デブリ，集光加熱

1. 緒言　福島第一原子力発電所事故で生じた可能性のある炉心溶融物－コンクリート相互作用（MCCI）生成物のうち、炉心由来の$(U, Zr, Gd)O_2$と格納容器底部のコンクリートが混ざり合いながら完全溶融を経た部位を想定し、フッ化試験に供給するための模擬廃棄物試料を集光加熱の手法により調製した。固化した試料断面の観察・分析により生成相を調べた結果を報告する。

2. 試験方法　焼結法で作製し平均組成が$U_{0.482}Zr_{0.482}Gd_{0.036}O_2$で表されるペレット（U リッチの立方晶と Zr リッチの正方晶に相分離）と、自作コンクリート（普通ポルトランドセメント/川砂/川砂利を重量比 1/2/3 で固化）をそれぞれ粉末化し、両者を重量比 60/40 で乳鉢中混合した後に直径 10 mm、質量 3.5 g のペレット状に加圧成型した。これをタングステンるつぼに入れて集光加熱装置（Xe ランプ最大出力 4.8 kW）の試料室に装荷し、ビデオカメラで状態を常に観察しながら Ar 気流中でペレット上端面に集光することで加熱し、溶融・固化した（図 1 参照）。加熱後の試料をるつぼごと鉛直に切断し、研磨後に X 線回折測定、光学顕微鏡観察、走査電子顕微鏡/エネルギー分散型 X 線元素分析（SEM/EDX）により生成相を分析した。

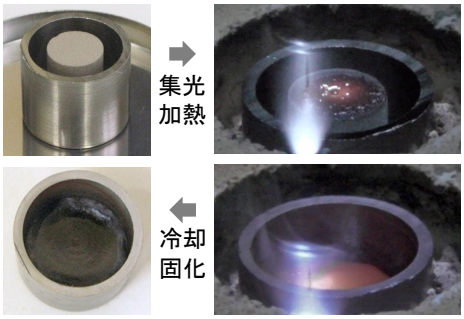


図 1 加熱前後の試料外観（左）と加熱中の溶融の様子（右）

3. 観察・分析結果　切断面の光学顕微鏡による全体像と SEM 観察像を図 2 に示す。領域 A の SEM 像のように、断面全域に渡って、コンクリート由来のケイ酸ガラス中に U と Zr を主成分とする微細な二酸化物が析出し、領域によってはデンドライト状であった。EDX の簡易定量分析による析出二酸化物の代表的元素組成は、U/Zr/Gd/Ca/(Fe,Mg,Al) = 54/41/2/2/1 (at%)である。格子定数（立方晶単相、0.5317 nm）をUO_2–$(Zr, Ca)O_2$系の仮想的な Vegard 則と比較した結果、U/Zr 比の分析値 57/43 と概ね一致した。一方、Si、Ca、Al を主成分とするケイ酸ガラス中にも U（最大 1 at%）、Zr（同 4 at%）、Gd（<1 at%）が溶け込んでいた。図 2 の断面全体像において、るつぼ底面と内壁付近には大小様々な気泡が見られ、溶融物の粘性のためにコンクリートからの脱ガス成分が溶融中に抜けきらなかったことがわかる。また、るつぼ直近の部位には、領域 B の SEM 像に示すように、完全溶融には至らなかった粗大な$(U, Zr, Gd)O_2$の粒子が散見された。集光加熱中のるつぼ表面からの放熱が避けられず、内壁直近付近は溶融物内部より幾分温度が低かったと推測される。$(U, Zr)O_2$とコンクリート系の計算状態図からの類推により、加熱中の溶融物内部の温度は少なくとも 2100℃程度には達していたと推測される。

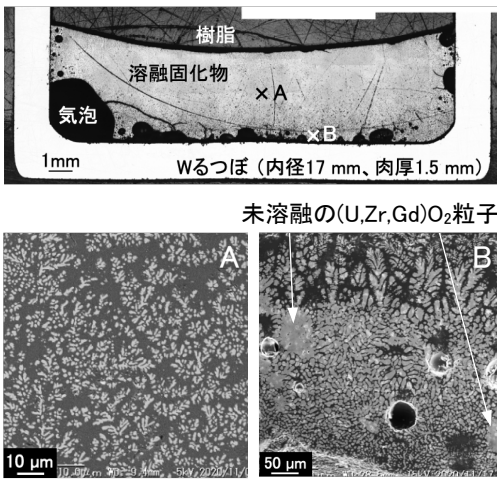


図 2 試料断面全体像（上）と SEM による組織観察像（下）

本報告は、日本原子力研究開発機構からの受託事業として、日立ＧＥニュークリア・エナジー(株)が実施した令和 2 年度「燃料デブリ取出しに伴い発生する廃棄物のフッ化技術を用いた分別方法の研究開発」において、原子力機構が連携先機関として実施した成果です。

*Masahide Takano[1], Ayako Sudo[1] and Daisuke Watanabe[2]
[1]JAEA, [2]Hitachi-GE

高燃焼度および MOX 使用済み燃料から生じる高レベル放射性廃棄物固化のための高充填性能ガラスマトリックスの開発および溶融プロセスにおける原料供給形態の研究

Development of glass matrices with high loading capacity and feeding forms for melting og high-level nuclear wastes from high-burnup and/or MOX spent fuels

*矢野哲司[1]，齋藤瑞登[1]，角野裕之[1]，岸 哲生[1]，塚田毅志[2]，大和久耕平[2]，相馬 諒[2]
[1]東京工業大学，[2]日本原燃

将来発生する高燃焼度使用済み燃料や MOX 使用済み燃料の再処理より生じる高レベル放射性廃棄物のガラス固化には、相応の新しいガラスマトリックスと溶融方法に開発が求められる。本発表では予想されるこれら高レベル放射性廃棄物を高重点可能な新たなボロシリケートガラスマトリックスとそれらの溶融炉への供給方法の開発について進捗状況を報告する。

キーワード：高レベル放射性廃棄物, ガラス固化, 高燃焼度使用済み燃料, MOX 使用済み燃料, ガラスマトリックス

1. 緒言

原子力発電所から発生する放射性廃棄物は、燃料の高燃焼度化や MOX 燃料の使用により今後変化することが想定されている。それぞれの使用済み燃料は再処理よって有用元素とそのほかの廃棄物成分に分離されるが、このうち高レベル放射性廃棄物はその組成が従来のものから大きく変化する。例えば、イエローフェーズ（YP）生成元素やマイナーアクチノイド元素の濃度増加が見込まれており、最終的な固化と地層処分を考慮した再処理工程の最適化が求められ、同時にそれらを固定化するガラスマトリックスも開発が必要である。特に最終処分場を最小化する上で充填率は重要であり、マトリックスガラスと溶融プロセスはともにより高いレベルのガラス固化を達成しなければならない。当研究グループでは、高燃焼度使用済み燃料、MOX 使用済み燃料から発生する高レベル放射性廃棄物（廃液）を模擬し、それらを充填可能な新規ボロシリケートガラスマトリックスをコンビナトリアル法で探索し、溶融炉への供給方法について開発を行なっている。

2. 実験方法

2-1. ガラス組成探索

コンビナトリアル手法では、複数の組成のガラス粉末を調合してガラスマトリックス組成を制御して、酸化物換算で 20~40 mass%（Na_2O は除く）の模擬廃棄物を混合して乾燥させ、白金坩堝で 1200oC, 2h 溶融し、炉内から流下させてガラス固化体を得た。固化体は外観、粉末 XRD などの測定を行ってガラス化の状態を評価した。組成は網目形成酸化物比（Al_2O_3/B_2O_3, SiO_2/B_2O_3）、網目形成酸化物の割合などを変化させた。

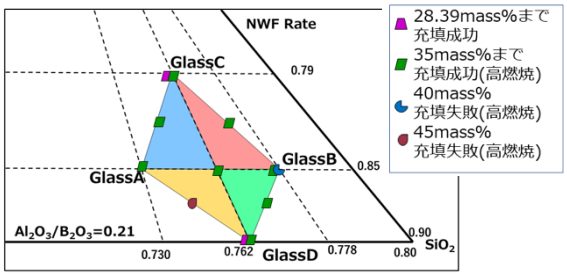


Fig. 1 Evaluation results on the loading capacity of HLW from high-burnup spent fuel.

2-2. 溶融炉への供給形態

ガラス原料の供給形態には、ガラス粉末を整形した球状ブリケット（BQT）とガラスファイバーを堆積させたガラスファイバーカートリッジ（GFC）について検討した。BQT は現行固化体用マトリックスボロシリケートガラスをボールミル粉砕した粉末を無機バインダーで成形し、直径 1cm の BQT を得た。GFC は同じ組成の直径数 μ のファイバーよりなり、1~2cm キューブ状に切り出した。これらを高燃焼度模擬廃液、MOX 模擬廃液とともに、電気炉内に挿入した 7.5 cm-I.D.のシリカガラスセルへ投入し、溶融状況を観察、冷却隊を観察評価した。

3. 結果

Fig. 1 に高燃焼度模擬廃棄物を充填させた際の溶解状態の可否を示す。探索した範囲の基本的な組成比全ての領域で YP 生成を認めず、35 mass%を含む均質なガラス化を確認できた。また、MOX 使用済み燃料においても高い充填率で良好な充填ガラス化を確認でき、充填性能の高い組成領域を両廃棄物に対して見出した。講演では、供給方法に関する結果も含めて報告を行う。

本研究は経済産業省資源エネルギー庁「令和 3 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術基盤研究事業(JPJ010599)」の成果の一部である。

*Tetsuji Yano[1], Mizuto Saito[1], Hiroyuki Kadono[1], Tetsuo Kishi[1], Takeshi Tsukada[2], Kouhei Oowaku[2], Ryou Souma[2]

[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Japan Nuclear Fuel Limited

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

[1K10-13] Waste Management 2

Chair: Hisashi Mikami (Fuji Electric)

Wed. Mar 16, 2022 2:45 PM - 4:00 PM Room K

[1K10] Development test for the Mineralization Device of Analytical Waste Liquid

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

2:45 PM - 3:00 PM

[1K11] Study of ideal solution flowing speed in liquid waste treatment

*Naoki Sekine[1], Takashi Eda[1], Takahiro Konno[1], Masashi Kayano[1], Kazuhiro Taguchi[2], Yoshiharu Usui[2], Takahiro Kawasaki[2], Hideyuki Terunuma[2] (1. JAEA, 2. Inspection Development)

3:00 PM - 3:15 PM

[1K12] Characterization of carbonate slurry prepared by coagulation and sedimentation process with sludge circulating

*Tomoaki Kato[1], Isao Yamagishi[1] (1. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

[1K13] Characterization of carbonate slurry prepared by coagulation and sedimentation process with sludge circulating

*Isao Yamagishi[1], Tomoaki Kato[1] (1. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

分析廃液の無機化処理装置の開発試験

Development test for the Mineralization Device of Analytical Waste Liquid

*廣田 賢司[1]，菊池 貴宏[2]，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、超音波化学酸化、分析廃液

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、有機溶媒が含まれる廃液の処理はできない。しかし、今後導入するカールフィッシャー法では無機物と有機溶媒（主にメタノール）が混ざった分析廃液が発生し、処分方法が課題となる。このため、分析廃液中の有機溶媒を化学酸化で分解する技術の開発を行っている。分析廃液には核燃料物質が含まれており、分解はグローブボックス内で行う必要があることから、常温常圧で激しい化学反応が発生しない方法が求められ、電気化学酸化や超音波化学酸化を用いた化学的な分解方法を採用する予定である。

2. 試験内容

電気化学酸化法は、金属イオンを含む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により有機分子を分解する手法である。また、超音波化学酸化法は、溶液中に超音波を発振し生じる水酸化ラジカルにより有機分子を分解する手法である。これらは有機溶媒を常温常圧で CO_2 と H_2O に分解できる有効な手段と考えている。電気化学酸化法について、溶液中に含まれる金属イオンが分解速度に影響することを考慮し、金属イオンに Ag^+, Ce^{3+}, Co^{2+}を用いた試験を行った。また、超音波化学酸化法については、電気化学酸化中の溶液に超音波を発振することにより分解速度に改善が見られるか確認した。

有機物の分解速度については、分解によって発生する CO_2 を定量することにより評価した。

3. 結果及び考察

電気化学酸化法により溶液中の有機溶媒を全て分解することができ、分解速度は金属イオンに Ag^+を用いた場合が最も大きく、次に Ce^{3+}が大きかった。超音波化学酸化法は、金属イオンに Ag^+を用いた場合については効果が見られなかったが、金属イオンに Ce^{3+}を用いた場合に分解速度を大きくする効果があった。

これらのことから、電気化学酸化法、超音波化学酸化法が有機溶媒を分解する有効な手段であることが分かった。これらを組み合わせることでより効果的に分解できるものと考えられる。

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).

---

*K. Hirota[1], T. Kikuchi[1], T. Konno[1], N. Sekine[1], Y. Tazawa[1].

[1]Japan Atomic Energy Agency.

分析廃液処理における最適な送液速度の検討

Study of ideal solution flowing speed in liquid waste treatment

*関根 直紀[1]，江田 考志[1]，紺野 貴裕[1]，茅野雅志[1]，田口一浩[2]，薄井芳治[2]，川﨑貴啓[2]，照沼秀幸[2]

[1]JAEA，[2]検査開発

分析廃液処理設備の吸着材に不溶性タンニンを用いて、分析廃液中の核燃料物質（プルトニウムやウラン）を除去している。吸着材と分析廃液の接触時間が核燃料物質の除去能力に影響することから、接触時間（送液速度に相当）をパラメータとした試験を行い、その結果を基に、分析廃液処理時間の改善を図った。

キーワード：分析廃液処理，プルトニウム，ウラン，吸着，不溶性タンニン

1. 緒言

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、「Pu センター」）の分析工程で発生する分析廃液には核燃料物質（プルトニウムやウラン）が含まれており、廃棄する前に核燃料物質を除去する必要がある。このため、Pu センターでは、吸着材に不溶性タンニンを用いた二次廃棄物が発生しない分析廃液処理技術を開発・実用化し、処理を実施している。不溶性タンニンによる核燃料物質の除去については設計通りの性能が得られているが、処理時間については設計目標を満たさず、改善する必要があった。

2. 試験

2-1. 本検討に至るまでの背景

分析廃液処理では、分析廃液を吸着材が充填された一次吸着、二次吸着、三次吸着のそれぞれのカラムに順番に送液し、所定の放射能濃度以下になるまでこの操作を繰り返すことで核燃料物質を除去している。現状、1 回の処理における核燃料物質の除去効率が低く、複数回の繰り返し送液処理が必要であった。そのため、吸着剤への接触時間（送液速度に依存）の最適化を図り、繰り返し処理回数を減らすことにより、全体の処理時間の改善を目指した。

2-2. 試験概要

核燃料物質の除去効率の最適化を図るために、ビーカー試験により分析廃液と吸着剤の最適な接触時間を見出した。その結果を基に送液速度を現状よりも遅い 1.5L/h に変更（変更前の送液速度は一次吸着 : 10.0L/h、二次吸着及び三次吸着 : 3.0L/h）し、実際の分析廃液の処理を行い、処理時間の改善効果を確認した。

3. 結果及び考察

送液速度を遅くし分析廃液と吸着剤の接触時間を長くすることにより、一次吸着で平均繰り返し送液回数が約 5 回から約 2 回に減少、二次吸着及び三次吸着で平均繰り返し送液回数が約 3 回から約 2 回に減少した。

この結果、送液速度を遅くすることにより、1 回の送液時間は増加するが、核燃料物質の除去効率が向上し繰り返し送液回数が削減できたことより、全体の処理時間を約 77%に短縮することが出来た。

---

*Naoki Sekine[1], Takashi Eda[1], Takahiro Konno[1], Masashi Kayano[1], Kazuhiro Taguchi[2], Yoshiharu Usui[2], Takahiro Kawasaki[2] and Hideyuki Terunuma[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Inspection Development Company Ltd.

汚泥返送式スラリーの特性評価

(1) 炭酸塩スラリーの作製と物性評価

Characterization of carbonate slurry prepared by coagulation and sedimentation process with sludge circulating

(1) Preparation and property evaluation of carbonate slurry

*加藤 友彰[1]、山岸 功[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

汚泥廃棄物の減容につながる返送式凝集沈殿法により炭酸塩スラリーを作製し、粒子の成長過程および、沈降性を検討した。粒度分布測定および電子顕微鏡観察により、作製過程における返送に伴う粒子径の増大が確認された。さらに、作製したスラリーは高い沈降性を示すことが明らかとなった。

キーワード：多核種除去設備、高性能容器、沈降、カルシウム、マグネシウム

1．緒言 多核種除去設備（ALPS）前処理過程で発生する Mg、Ca を主成分とする炭酸塩沈殿はクロスフローフィルター（CFF）で濃縮後、放射性炭酸塩スラリー廃棄物として高性能容器に保管されている。現行で排出されるスラリー体積の 80%以上が水分であるため[1]、スラリーのさらなる脱水により減容化が見込めるが、現行法では CFF の目詰まり等の懸念から高い濃縮の実現は困難である。濃縮率を上げる方式として、生成した沈殿を種晶として反応槽へ連続供給し粒子を粗大化させる汚泥返送式凝集沈殿法[2]があり、安全な保管においてはそのスラリーの性状の把握が重要である。そこで本発表では汚泥返送式凝集沈殿法を用いて炭酸塩スラリーを作製し、粒子の成長過程および沈降性を検討した。

2. 試験方法 スラリーは栗田工業（株）が作製した。2019 年の ALPS 入口水濃度より、原水中の Mg、Ca 濃度を表 1 の値とした。人工海水等で調整した原水および炭酸ナトリウム溶液を反応槽に連続供給しながら、水酸化ナトリウム溶液で pH 12 程度に調整し沈殿を生成させた。これを汚泥返送式凝集沈殿法により濃縮し、懸濁物質（SS）濃度 300 g/L のスラリー（返送式スラリーH）を得た。得られたスラリーを均一混合し、透明容器内で静置して外観を観察した。また、作製過程及び作製した返送式スラリーH はエタノールで脱水し SEM/EDX で観察した。さらにスラリーの化学的特徴づけを XRD により行った。

表 1 スラリーの作製条件

		返送式スラリーH	現行式スラリーC[3]
濃縮方式		汚泥返送式凝集沈殿法[2]	CFF濃縮
原水濃度 (mg/L)	Mg	51	292
	Ca	56	223
SS濃度 (g/L)		300	150
2週間静置後の様子			

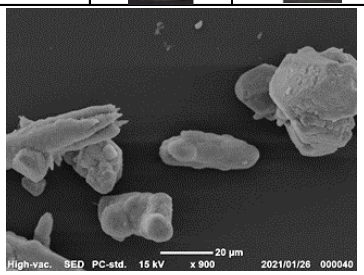


図 1 返送式スラリーの SEM 像

3. 試験結果・考察 作製した返送式スラリーH は静置により上澄み液と沈降層への分離が確認された（表 1）。既報[3]で作製した現行の ALPS を模擬したスラリーC と比較して、返送式スラリーH では SS 濃度が 2 倍高いにも関わらず、沈降層体積割合はスラリーC の 1/2 以下となり、返送式スラリーH の高い沈降性が確認された。粒子の形状観察の結果、作製初期では Mg および Ca 由来の微細粒子の凝集体として観察された。濃縮が進むにつれ、Ca 由来の粒子の粒子径は大きくなり、針状の粒子と、多面体の粒子が形成し、同時に、主に針状の粒子上に Mg 由来の粒子が付着し覆う様子が観察された。汚泥滞留時間約 50 日を経て作製したスラリーは約 40 μm の表面が Mg に富んだラグビーボール状の粒子と Ca に富んだ多面体型の粒子が確認された（図 1）。さらに XRD による分析の結果、返送式スラリーH の主な化学種は炭酸カルシウムと水酸化マグネシウムであることが明らかとなった（図 2）。これらの結果より、汚泥返送に伴うスラリー中の炭酸カルシウムおよび水酸化マグネシウム粒子径の増大が返送式スラリーH の高い沈降性に起因すると示唆された。

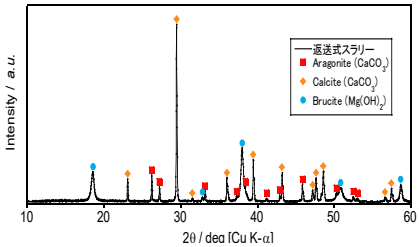


図 2 返送式スラリーの XRD パターン

謝辞 本成果を発表するにあたり協力頂いた佐川祐介氏に深く感謝致します。

参考文献

[1] HIC 上のたまり水発生の原因と対策の検討・実施状況（TEPCO）、 第 35 回特定原子力施設監視・評価検討会資料 (2015.5.22)

[2] 篠原ら「多核種除去設備で発生する炭酸塩スラリーの脱水性向上」日本原子力学会 2016 年春の年会 (2016)

[3] 山岸ら「HIC 模擬炭酸塩スラリーの照射実験、(5) スラリーの化学組成が性状に及ぼす影響」日本原子力学会 2021 年秋の大会 (2021)

*Tomoaki Kato[1]、 Isao Yamagishi[1]

[1]JAEA

汚泥返送式スラリーの特性評価

(2) 照射後炭酸塩スラリーの気泡保持特性

Characterization of carbonate slurry prepared by coagulation and sedimentation process with sludge circulating

(2) Bubble formation and retention in the irradiated slurry

*山岸 功[1]、加藤 友彰[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

汚泥廃棄物の減容につながる返送式凝集沈殿法を用いて炭酸塩スラリーを作製し、ガンマ線照射で生成する気泡の保持特性を検討した。分割可能な多段式円筒容器にスラリーを充填し、気泡保持に伴うスラリー密度の低下から高さ方向の気泡分布を求めた結果、下部よりも上部のスラリーに気泡が多く保持される傾向が認められた。

キーワード：多核種除去設備、カルシウム、マグネシウム、照射、水素

1. 緒言 多核種除去設備の前処理で生じる放射性炭酸塩スラリーを収納した廃棄物容器で水素発生に起因する溢水が発生したことから、現行前処理を模擬した炭酸塩スラリー（以下、現行式C と表記）を多段式容器に充填してガンマ線照射試験を行い、スラリー内に発生した気泡の高さ方向の分布を調べて報告した[1,2]。本発表では、汚泥廃棄物の減容につながる汚泥返送式凝集沈殿法で作製した炭酸塩スラリー（以下、返送式H と表記）[3]の照射試験結果について報告する。

2. 試験方法 栗田工業（株）が作製した現行式C[1]および返送式H[3]をろ過あるいは静置して白色沈降層を濃縮し、既報[2]の PEEK 製5 段容器に充填した。現行式C は1 段ごとにピペットで充填できたが、沈降しやすい返送式H は攪拌した後に一気に5 段分を容器に充填し、2 h 静置後に沈降で生じた上澄みを除き、沈降層高さを計測した。Co-60 ガンマ線による照射開始時の沈降層の懸濁物質濃度（以下、SS 濃度と表記）を図1 に示す。積算吸収線量は各段に貼った CTA フィルムで測定し、返送式H で 138 Gy / 158 h、現行式C で 135 Gy / 94 h であった。照射後に5 段容器上部からノギスで沈降層と上澄み層の高さを測定した。各段を分離して重量を測定し、気泡を含んだ沈降層密度を求めた。1–4 段の沈降層を混合して 20 分間振とうすることで脱泡し、重量測定より気泡を含まない沈降層密度を求めた。脱泡前後の密度差より各段の気泡保持量を求めた。返送式 H については、上記手順で充填して 160 h 静置（沈降層高さ 35 cm、SS 濃度 1173 g/L）してから各段の密度を測定する非照射試験を別途実施した。

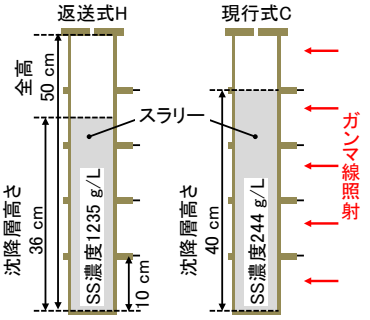


図1 照射開始時の沈降層

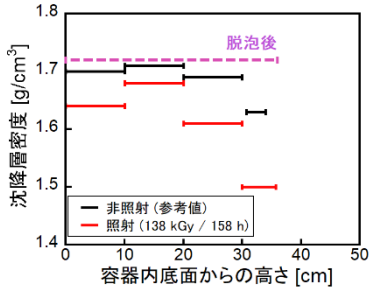


図2 返送式Hの密度変化

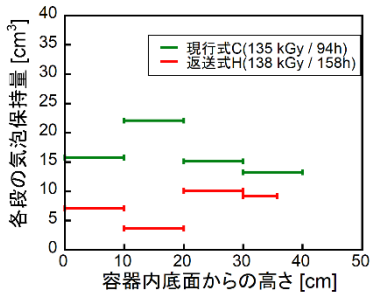


図3 各段の気泡保持量

3. 試験結果・考察 本試験では、気泡を保持する沈降層をほぼ同じ積算線量で照射した。返送式H の沈降層高さは照射開始時で 36 cm であり、照射による沈降層高さ変化は 0.1 cm 以下と微量であり、現行式C も同様であった。上澄み層は 2.6 cm 形成され、現行式C の 4.0 cm より少なかった。返送式H の沈降層密度を比較すると、照射後の気泡を含んだ密度は静置のみの非照射試験の密度よりも低く、照射後に脱泡した密度は非照射の密度よりも高かった（図 2）。照射後の各段における気泡保持量を図3 に示す。返送式H の4 段目は沈降層が半分程度の条件で算出したが、下部（0-20 cm）よりも上部（20-36 cm）の沈降層に気泡が多く保持される傾向が認められた。本試験では、現行式C と比べ、返送式H の気泡保持量は少なかったが、照射で生じた水素は、気泡以外に溶存水素のまま液中拡散でも放出されるので、粒子形状や含水率、照射時間などの影響を受けた結果と考えられる。

謝辞 本成果を発表するにあたり協力頂いた佐川祐介氏に深く感謝致します。

参考文献

[1] 山岸ら「HIC 模擬炭酸塩スラリーの照射実験、(5) スラリーの化学組成が性状に及ぼす影響」日本原子力学会 2021 年秋の大会 (2021)
[2] 加藤ら「HIC 模擬炭酸塩スラリーの照射実験、(6) 照射後スラリーの気泡保持特性」日本原子力学会 2021 年秋の大会 (2021)
[3] 加藤ら「汚泥返送式スラリーの特性評価、(1) 炭酸塩スラリーの作製と物性評価」日本原子力学会 2022 年春の年会 (2022)

* Isao Yamagishi [1]、Tomoaki Kato [1]
[1]JAEA

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

[1K14-18] Stabilization and Immobilization

Chair: Daisuke Akiyama (Tohoku Univ.)

Wed. Mar 16, 2022 4:00 PM - 5:30 PM Room K

[1K14] The influence of electron irradiation on the mechanical properties of potassium and metakaolin based geopolymers

*Yaru Yang[1], Thi Chau Duyen Le[2], Isamu Kudou[3,4], Thi Mai Dung Do[1], Koichi Niihara[1], Tadachika Nakayama[1], Gordon Thorogood[1,5], Hisayuki Suematsu[1] (1. Extreme Energy-Density Research Institute, Nagaoka University of Technology , 2. Dandang University of Science and Technology, Vietnam, 3. Department of Nuclear System Safety Engineering, Nagaoka University of Technology, 4. ADVAN ENG. Co., ltd, 5. ANSTO, Australia)

4:00 PM - 4:15 PM

[1K15] Estimation of maximum filling ratio of lead-containing products in cementation

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

4:15 PM - 4:30 PM

[1K16] Development of low temperature solidification process of radioactive waste liquid by freeze drying method

*Akihiko Kajinami[1], Sou Watanabe[2] (1. Faculty of Engineering, Kobe University, 2. Japan Atomic Energy Agency)

4:30 PM - 4:45 PM

[1K17] A geopolymer for solidification of radioactive waste

*Hisashi Mikami[1], Nobuyuki Sekine[1], Kimihiro Onozaki[1], Milena Prazska[2], Marcela Brazsekova[2] (1. Fuji Electric, 2. Jacobs Slovakia)

4:45 PM - 5:00 PM

[1K18] Development of geopolymer cured at ambient temperature for the containment of radioactive wastes

*Norikazu Kinoshita[1], Hitoshi Nakashima[1], Yuya Yoda[1], Motoyuki Asada[1], Yuki Sasaki[1], Kazuyuki Torii[1], Makoto Inagaki[2], Shun Sekimoto[2], Keisuke Sueki[3], Aya Sakaguchi[3] (1. Shimizu, 2. Kyoto Univ., 3. Tsukuba Univ.)

5:00 PM - 5:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

The influence of electron irradiation on the mechanical properties of potassium and metakaolin based geopolymers

*Yaru Yang[1], Thi-Chau-Duyen Le[2], Isamu Kudo[3,4], Thi-Mai-Dung Do[1], Koichi Niihara[1], Tadachika Nakayama[1], and Gordon Thorogood[1,5], Hisayuki Suematsu[1]

[1]Extreme Energy-Density Research Institute, Nagaoka University of Technology,
1603-1 Kamotomioka-cho, Nagaoka, Niigata 940-2188, Japan

[2]Dandang University of Science and Technology,54 Nguyen Luong Bang, Lien Chieu, Danang City, Vietnam

[3]Department of Nuclear System Safety Engineering, Nagaoka University of Technology,
1603-1 Kamotomioka-cho, Nagaoka, Niigata 940-2188, Japan

[4]ADVAN ENG. Co., ltd.3399-34, Shimami-cho, Kata-ku, Niigata 950-3102, Japan

[5] ANSTO, New Illawarra Rd, Lucas Heights, NSW, 2234, Australia

Abstract:

After the decommissioning of JMTR, a geopolymer treatment method for aluminum alloy wastes is 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 influence of electron irradiation on its mechanical properties is carried out.

Keywords: Geopolymer, metakaolin, hardness, electron irradiation

Introduction

With the development of the nuclear industry, there are inevitable problems of nuclear power plant decommission and nuclear waste disposal. The disposal of some radioactive metal ions, in particular aluminum alloys from the JMTR reactor core, 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 can adsorb metal ions in the framework [2]. Utilizing this property, we have proposed geopolymers being used to compact radioactive aluminum ions by replacing a part of the raw materials. The influence of irradiation on its mechanical properties is important. In this study, the effect of electron radiation on the Vickers hardness of geopolymers is investigated.

Experiment

Geopolymer samples were made of AFACO silica, metakaolin powder, potassium hydroxide and potassium silicate solution with molar ratios of Al: Si: K: H_2O =1: 2.1: 0.8: 8. Samples were cured at 60 ℃ for 1, 2, 3, 4, 6, 16 and 24 hours with lid respectively, then demolded and moved to RT without lid until the 14 days. The potassium and metakaolin-based geopolymer was irradiated by ETIGO-III at a peak voltage 2MeV, current 5kA and a pulse with of 100 ns from one to four shots up to 17 kGy. A Vickers indenter was loaded at 1 kgf to analyze Vickers hardness.

Results and Discussion

The Vickers hardness of the center and the full area of the sample were measured. The result in Fig. 1shows that the Vickers hardness (between 70 and 100 MPa) is slightly increased in the center area relative to the full area, however not so much different up to 17 kGy.

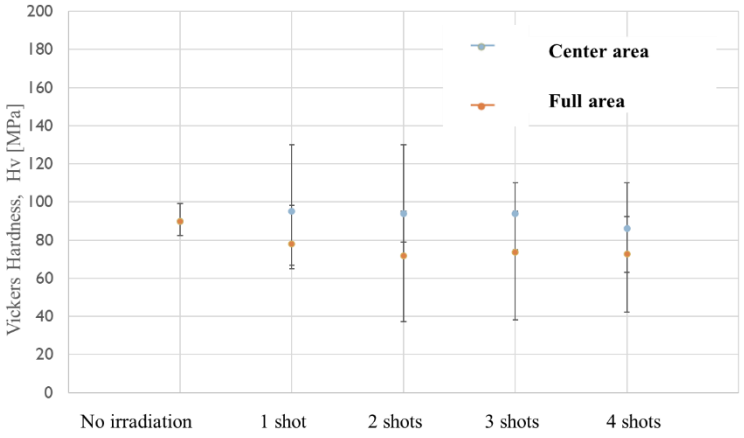


Fig. 1 Vickers hardness of geopolymer before and after irradiation

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).

セメント固化処理における鉛製品の最大充填量の推定

Estimation of maximum filling ratio of lead-containing products in cementation

*佐藤　淳也，髙橋　裕太，砂原　淳，齊藤　利充，大杉　武史

日本原子力研究開発機構

セメント固化処理が鉛製品からの鉛の溶出性に及ぼす影響を明らかにするため、鉛製品のセメント固化試料を対象に溶出試験を実施した。鉛製品の充填率を変えて作製したセメント固化試料からの鉛の溶出量を測定し、充填率と鉛の溶出量の関係から、産業廃棄物の判定基準を満たす各鉛製品の最大充填量を推定した。また、セメント固化処理を行うことで各鉛製品からの鉛の溶出量が増大することが分かった。

キーワード：鉛，溶出試験，廃棄物，セメント固化処理

1. 緒言

原子力施設では放射線の遮蔽材として様々な鉛を含む製品(以下、鉛製品)が使用されており、使用後の鉛製品の一部は放射性廃棄物となる。産業廃棄物では、鉛は有害な重金属の一つとして廃棄物からの溶出量の基準値(以下、判定基準)が設けられており、放射性廃棄物の処分においても産業廃棄物と同等の判定基準が適用された場合には、廃棄体に重金属の閉じ込め性が要求される。鉛製品を一般的な固化材料であるセメントで固化処理した場合には、高アルカリ環境となるため鉛の溶出量は増大すると想定される。したがって、前報[1]にて単体の溶出試験では判定基準を満たすと報告した鉛製品であっても、セメント固化処理により判定基準を超過することが懸念された。このため本報では、セメント固化処理が鉛製品からの鉛の溶出性に及ぼす影響を明らかにするため、鉛製品のセメント固化試料を対象に廃棄物処理法に基づく溶出試験を実施した。得られた鉛の溶出に関するデータから、産業廃棄物の判定基準を満たす鉛製品の最大充填量を推定した。

2. 実験

鉛製品は、原子力機構で使用されている鉛アクリル、鉛手袋及び鉛ガラスの未使用品を用いた。研究用セメント(セメント協会)、イオン交換水及び鉛製品を、水セメント比が 0.50 となるように混練した後、20℃の恒温槽内で 28 日間封緘養生してセメント固化試料を作製した。なお、鉛製品は混練物全体に対して 5, 10 及び 30 mass%となるように混合した。養生後のセメント固化試料は、粉砕して 0.50～4.75 mm となるように粒度を調整した後、環境庁告示 13 号に準拠した溶出試験に供した。液固比が 10 となるようにイオン交換水を加え、温度 20 °C，回転数 200 rpm，振幅 4 cm の条件で 6 時間水平振とうした。溶出液は、遠心分離処理（3000 G，20 分間）をした後、孔径 1.0 μm のメンブレンフィルターでろ過した。誘導結合プラズマ発光分光分析装置(ThermoFisher 製 iCAP6000)を用いて、イットリウムを用いた内標準法により、溶出液中の鉛を定量した。

3. 結果・考察

鉛ガラスセメント固化試料の溶出試験結果を一例として図 1 に示す。鉛製品の充填率と溶出液中の鉛濃度の関係から、判定基準を満たすための最大充填量は、鉛ガラスで約 10%, 鉛手袋で約 20%, 鉛アクリルで 1%未満とそれぞれ推定できた。また、鉛製品 1 g 当たりの溶出量を算出し、鉛製品ごとにセメント固化処理の有無による溶出量の変化を調査した結果、すべての鉛製品がセメント固化処理することで鉛の溶出量が増加してることが分かった。

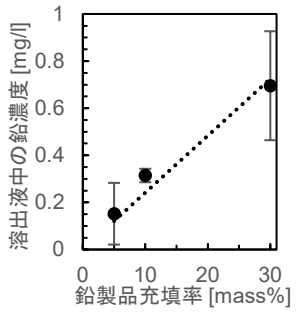


図 1.　鉛ガラスセメント固化試料からの鉛の溶出濃度

今後は、鉛製品やセメント固化試料に含まれる鉛の化学形態を同定し、セメント固化処理時に鉛の溶出性が増加する詳細なメカニズムを明らかにする。

参考文献

[1] 佐藤ら，原子力学会 2020 年秋の大会，1B04，オンライン 2020 年 9 月

*Junya Sato, Yuta Takahashi, Jun Sunahara, Toshimitsu Saito and Takeshi Osugi

JAEA

フリーズドライ法による放射性廃液の低温固化プロセスの開発

Development of low temperature solidification process
of radioactive waste liquid by freeze drying method

*梶並昭彦[1]，渡部 創[2]
[1]神戸大学，[2]日本原子力研究開発機構

フリーズドライ（FD）法により放射性廃液を低温でガラス固化する方法について検討を行った。模擬放射性廃液とケイ酸ナトリウムなどのガラスネットワーク形成成分を含む水溶液を混合し、加水分解によりゲル状物を合成した。それを FD 法により水分を除去することにより、廃液成分をゲル内に固定化を行った。その化学的安定性、構造について検討を行った。

キーワード：フリーズドライ、放射性廃液、低温固化

1. 緒言

高レベル放射性廃液のガラス固化は、現行法ではガラス成分と高レベル放射性廃液成分を混合し、加熱して、その溶融体を急冷して合成する。しかし、試料を 1000℃以上に加熱し、溶融：急冷する必要があり、操作が複雑になる問題がある。そこで、高レベル放射性廃液とネットワーク形成成分を含む溶液を混合し、加水分解後、真空凍結乾燥（FD）で水分を除去することで、高レベル放射性廃液成分を固定化するプロセスを開発した。今回は、模擬廃液として、Ce（III）, Ce（IV）溶液を用い、メタケイ酸ナトリウム（Na_2SiO_3）水溶液に添加し、加水分解し、真空凍結乾燥することにより　Ce を含むシリカゲルを合成した。その構造、化学的安定性について検討を行った。

2. 実験方法

2M 硝酸溶液に硝酸セリウム(III)六水塩（$Ce(NO_3)_3 \cdot 6\ H_2O$）または硝酸二アンモニウムセリウム(IV)を添加し、所定濃度の溶液を調製した。その溶液を２M メタケイ酸ナトリウム溶液に滴下し、ｐH6－7 になるように調製した。ゲル状物を液体窒素で急冷し、真空凍結乾燥後、真空下で 200℃2 時間加熱した。得られた固化物を水洗し､風乾して試料を得た｡得られた試料の構造についてはＸ線回折(XRD)､Ｘ線吸収端微細構造測定(XAFS)などによって検討を行った。また、化学的安定性については、浸出速度試験 [1] を行った。

3. 結果および考察

図 1 に Ce（III）FD 処理試料の X 線回折パターンを示した。200℃加熱後でも硝酸ナトリウムに起因する鋭いピークが見られたが、洗浄後には、ピークは消失し、硝酸ナトリウムが完全に除去され、Ce（III）を含有する非晶質粉体（シリカゲル）が得られたことが明らかとなった。

現在、中部電力との共同研究「フリーズドライ法を用いた放射性廃液の低温ガラス固化プロセスの創生」にて　最適なガラス組成について検討を行っている。

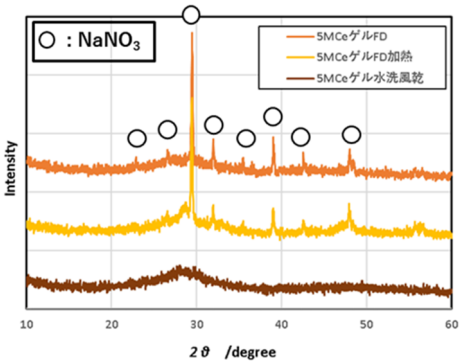


図 1 Ce(III) FD 処理試料の XRD パターン

参考文献

[1] ASTM C1285, ASTM International, West Conshohocken, PA, 2008.

*Akihiko Kajinami[1], Sou Watanabe[2]
[1]Kobe Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency

放射性廃棄物固化材としてのジオポリマー
（9）SIAL®による NaOH の固化

A geopolymer for solidification of radioactive waste

(9) Solidification of Sodium Hydroxide using geopolymer solidification technology SIAL®

*見上 寿[1]，関根 伸行[1]，小野崎 公宏[1]，プラツカ ミレーナ[2]，ブラセコヴァ マルセラ[2]

[1]富士電機，[2]ジェイコブス スロバキア

スロバキア、チェコの放射性廃棄物処理に運用されているジオポリマー技術 SIAL® による NaOH の固型化の検討状況を紹介する。

キーワード：ジオポリマー アルカリ活性剤 水酸化ナトリウム　金属ナトリウム　安定化

1. 緒言

ジオポリマー技術 SIAL® は約 20 年以上にわたって実証された安全で費用対効果に優れた放射性廃棄物の固化材として スロバキア、チェコの放射性廃棄物処理に用いられている [1)]。国内でも、発電所廃棄物を用いたホット試験を実施し、良好な特性が確認されている [2)]。ここでは、高速増殖炉の冷却材である金属ナトリウムの安定化により生成される水酸化ナトリウムの固型化への適用性を検討した結果を紹介する。

2. 金属ナトリウムの処理

2-1. 処理方策と状況

高速増殖炉の冷却材として金属ナトリウムは広く使用されており、既に解体されている海外の先行炉における金属ナトリウムは、水酸化ナトリウムや、炭酸ナトリウム、硫酸ナトリウムのような形態に安定化したのち、放出あるいは保管廃棄されている。固化には特殊セメントが用いられている。

2-2. ジオポリマー適用の利点

ジオポリマーは、原材料の一つとして、水酸化ナトリウムのようなアルカリ活性剤を用いている。そこで、予備的な試験として、金属ナトリウムの安定化で生成が予測される濃度の水酸化ナトリウム溶液を用いた場合の充填率や圧縮強度を確認した。また、安定化プロセスに対する固化処理設備概念を検討した。

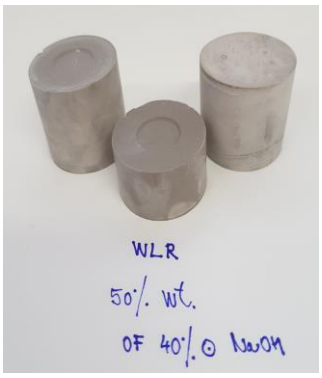
2-3. 予備試験

ジオポリマーの原材料としては、フライアッシュ、高炉スラグ等の二次廃棄物を用いる方法、鉱物の一種であるカオリナイトを焼成したメタカオリンを用いる方法等がある。ここでは、後者を用いたジオポリマー技術の一つである SIAL®を用いた試験を実施した。

2-4. 試験結果

固化サンプルの外観を右図に示す。

試験の結果、40wt%濃度の水酸化ナトリウム溶液の充填率は約 50wt%まで可能であり、圧縮強度は約 44 MPa であった。



3. 結論

金属ナトリウムの安定化により生成される水酸化ナトリウムの固型化にジオポリマーが適用できることが確認された。

参考文献

[1] 2014 年秋の大会 G48,"Geopolymer solidification technology approved by Czech/Slovakia Nuclear Authority"

[2] 2020 年秋の大会 1B13「放射性廃棄物固化材としてのジオポリマー(4) SIAL ® による放射性廃棄物 の固化試験」

---

*Hisashi Mikami[1], Nobuyuki Sekine[1] ,Kimihiro Onozaki[1] , Milena Prazska[2] and Marcela Brazsekova[2]

[1]Fuji Electric Co.Ltd., [2]Jacobs Slovakia s.r.o.

放射性廃棄物封じ込めのための常温養生ジオポリマーの開発

(4) 放射線環境下での溶出挙動

Development of geopolymer cured at ambient temperature for the containment of radioactive wastes
(4) Leaching behavior in radiation environment

*木下 哲一[1]，中島 均[1]，依田 侑也[1]，浅田 素之[1]，佐々木 勇気[1]，鳥居 和敬[1]，
稲垣 誠[2]，関本 俊[2]，末木 啓介[3]，坂口 綾[3]
[1]清水建設，[2]京都大学，[3]筑波大学

実際の放射性廃棄物を固化したときの封じ込め性能を評価するため、環境レベルから 15 Gy/h までの線量下における Sr と Cs の溶出率を測定した。模擬廃棄物を 1–5 M の NaOH 溶液を用いて作成したジオポリマーで固化した。線量率と溶出率の関係、溶出率の NaOH 溶液濃度や分配係数との関係について報告する。

キーワード：放射線環境，溶出率，ジオポリマー，アルカリ濃度

ジオポリマーはアルカリ溶液とフライアッシュ等を練り混ぜて作成した硬化体で、セメントに代わる材料として、放射性廃棄物の固化への利用が期待されている。当研究グループでは、毒劇物の指定を受けない 1.25 M を下回る濃度の NaOH 溶液を用いた低アルカリジオポリマーの開発を行っている。実際の放射性廃棄物を固化すると、封じ込められた放射性同位体からの放射線に晒されるため、溶出率等への影響が懸念される。本発表では、様々な線量下における溶出率について報告する。

フライアッシュと高炉スラグ混合材にアクチベータとして 1–5 M の NaOH 溶液を混ぜ合わせ、そこへ模擬廃棄物としての都市ゴミ焼却灰を混ぜ合わせて固化した。この模擬廃棄体を 2 mm 以下に粉砕し、ガラス製のバイアル瓶にはかり取った。10 倍量の水と混ぜ合わせ、京都大学複合原子力科学研究所の ^{60}Co 照射施設内の様々な位置で照射しながら、スターラーを用いて 2 時間の撹拌を行った後にろ過した。このろ液に含まれる Sr と Cs の濃度を ICP-MS を用いて測定した。

環境レベルから 15 Gy/h における各元素の溶出率をそれぞれ図 1–2に示した。15 Gy/h 以下では、線量が増大しても溶出率に有意な変化は見られなかった。また、Sr と Cs の溶出率は、アクチベータに用いた NaOH 溶液の濃度の増大とともに低くなる傾向が見られた。これまで NaOH 濃度と分配係数の関係を明らかにしてきたが、その分配係数から予想される傾向とは矛盾ない溶出率となった。15 Gy/h は、590 MBq/kg の ^{90}Sr、15 GBq/kg の ^{137}Cs からの吸収線量に相当する。廃棄体中の濃度がこの程度以下であれば、放射線による溶出率への影響は見られないことが明らかになった。しかしながら、線量率の増大に伴う水の分解による水素の発生は懸念される。

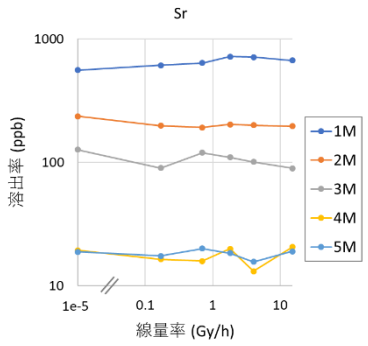


図 1　Sr の溶出率

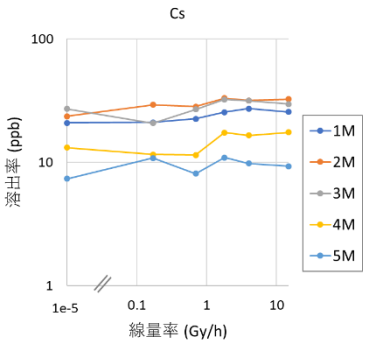


図 2　Cs の溶出率

*Norikazu Kinoshita[1], Hitoshi Nakashima[1], Yuya Yoda[1], Motoyuki Asada[1], Yuki Sasaki[1], Kazuyuki Torii[1], Makoto Inagaki[2], Shun Sekimoto[2], Keisuke Sueki[3], Aya Sakaguchi[3]
[1]Shimizu Co., [2]Kyoto Univ., [3]Univ. Tsukuba

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

[1L01-08] Liquid Metal Engineering in Fusion Reactor

Chair: Keisuke Mukai (Kyoto Univ.)

Wed. Mar 16, 2022 9:45 AM - 12:00 PM Room L

[1L01] Impurity evaluation by sampling in a large LiPb loop

*Yukinori Hamaji[1] (1. NIFS)

9:45 AM - 10:00 AM

[1L02] Composition and performance evaluation of functional liquid metals for breeding blanket in FFHR-b3

*Makoto Kobayashi[1,2], Junichi Miyazawa[1,2], Takuya Goto[1,2], Yukinori Hamaji[1,2] (1. National Institute for Fusion Science, 2. SOKENDAI)

10:00 AM - 10:15 AM

[1L03] Experimental study on improvement of material compatibility by using corrosion inhibitor for liquid metal heat transfer mediums of A-FNS irradiation capsule

*Tatsuhiro Hosaka[1], Masatoshi Kondo[1], Masami Ando[2], Satoshi Sato[2] (1. Tokyo Tech, 2. QST)

10:15 AM - 10:30 AM

[1L04] Study on applicability of FeCrAl alloys for liquid metal components on fusion reactors

*Susumu Hatakeyama[1], Yukihiro Miyakawa[1], Yoshimitsu Hishinuma[2], Masatoshi Kondo[1], Teruya Tanaka[2], Naoko Oono-Hori[3] (1. Tokyo Tech, 2. NIFS, 3. YNU)

10:30 AM - 10:45 AM

[1L05] Study on applicability of FeCrAl alloys for liquid metal components in fusion reactors

*Ryunosuke Nishio[1], Masatoshi Kondo[1], Teruya Tanaka[2], Naoko Oono[3] (1. Tokyo Tech, 2. NIFS, 3. Yokohama Natl. Univ.)

10:45 AM - 11:00 AM

[1L06] Study on applicability of FeCrAl alloys for liquid metal components on fusion reactors

*Miyakawa Yukihiro[1], Masatoshi Kondo[1], Teruya Tanaka[2], Naoko Oono[3] (1. Tokyo Tech, 2. NIFS, 3. Yokohama Natl. Univ)

11:00 AM - 11:15 AM

[1L07] Study on applicability of Additive Manufactured steels for liquid metal components on fusion reactors

*Masato Kibayashi[1], Yoshiki Kitamura[1], Masatoshi Kondo[1], Masahiro Onoi[2], Shotaro Morokoshi[2], Tomohiro Yonemoto[2] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. MTC)

11:15 AM - 11:30 AM

[1L08] Study on applicability of Additive Manufactured steels for liquid metal components on fusion reactors

*Yoshiki Kitamura[1], Masato Kibayashi[1], Masatoshi Kondo[1], Masahiro Onoi[2], Shotaro Morokoshi[2], Tomohiro Yonemoto[2], Yoshie Tamai[1] (1. Tokyo Tech, 2. MTC)

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

LiPb 大型ループにおける不純物のサンプリング評価

Impurity evaluation by sampling in a large LiPb loop

*浜地　志憲[1]
[1]核融合研

核融合科学研究所の大型リチウム鉛ループ Oroshhi-2 リチウム鉛に含まれる不純物の測定を行うため、リチウム鉛を大気に晒すことなくサンプリングするサンプリング試験部を製作し、リチウム鉛の取り出しを行った。取り出したリチウム鉛内部の不純物について、ICP 発光分光分析法によって分析を行った。

キーワード：ブランケット,液体ブランケット, 液体金属, リチウム鉛, 不純物

1. 緒言

核融合炉ブランケットにリチウムを含む液体を増殖材兼冷却材として用いる液体ブランケットは、リチウムや不純物の濃度制御の観点から固体ブランケットと比較して優位性がある。一方で解決すべき課題として、液体金属や溶融塩は腐食性が高いことを鑑み、運転時の配管腐食の把握と低減法の確立、液体中の不純物の評価と低減が挙げられる。液体金属中の不純物測定については、高速増殖原型炉もんじゅのナトリウムを大気に晒すことなく配管内で冷却・凝固させて取り出し、装置外で測定する手法の実績がある[1]。本研究では大型のリチウム鉛ループ Oroshhi-2（Operational Recovery Of Separated Hydrogen and Heat Inquiry-2)において、リチウム鉛中の不純物を調べるため、リチウム鉛のサンプリング試験部を製作し、取り出したリチウム鉛の組成を ICP 発光分光分析法を用いて分析した。

2. 実験

図 1 に今回製作した Oroshhi-2 のサンプリング試験部の写真を示す。サンプリング部は VCR 継手を両端に持つ外径 1/2 インチの SUS316 製の直管であり、前後のバルブでメインのループから隔離することが可能である。サンプリング部にはリチウム鉛の動作温度である約 300 度への加熱と、偏析を防ぐためのサンプリング時の急冷を実現が必要である。そのため、本サンプリング部では、加熱に非接触の半円筒セラミックファイバーヒーターを用い、冷却時は速やかにサンプリング部に冷却水をかけて急冷を行った。ループから取り出したリチウム鉛は、配管と分離したのち、表面の汚染部を溶解させたのち、バルク部の組成を ICP 発光分光分析法によって計測した。

発表では、サンプリング部を含むサブセクションの設計詳細と、得られた組成分析の結果、Oroshhi-2 ループに装備されたコールドトラップによる、ループの一部の温度を低下させた場合の不純物に対する影響に関して発表する。

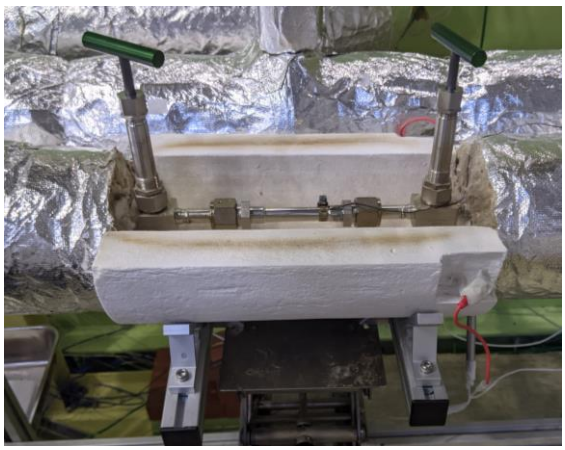


図 1 サンプリング試験部写真

参考文献

[1] 井上 達也 他,“ナトリウム機器の設計・製作” 日立評論 特集 1989 年 10 月号

*Yukinori Hamaji[1]
[1]NIFS.

FFHR-b3 における機能性液体金属の組成と性能評価

Composition and performance evaluation of functional liquid metals for breeding blanket in FFHR-b3

*小林真[1,2]、宮澤順一[1,2]、後藤拓也[1,2]、濱地志憲[1,2]
[1]核融合科学研究所、[2]総合研究大学院大学

FFHR-b3 のカートリッジ式ブランケットでの使用を検討している機能性液体金属を提案した。増殖ブランケットへの適用のため、熱力学平衡計算及び中性子輸送計算により、トリチウム増殖性能、密度、融点、蒸気圧、及び放射線遮蔽性能を評価した。

キーワード：TBR, **ブランケット、機能性液体金属、核発熱**

1. 緒言

FFHR-b3 においては、カートリッジ式ブランケットの材料腐食を防護する機能性液体金属を使用することが検討されている。本設計において、真空容器底に液溜まりを設置するため、機能性液体金属には、十分なトリチウム増殖性能、低密度、低融点だけでなく、低蒸気圧という特性が求められる。本研究では、このような要求を満たす機能性液体金属を探索するため、組成と性能評価を実施した。

2. 実験・解析方法

液体増殖材の構成元素は、低融点、安価、化学的反応性が低い、中性子捕獲断面積が低い、中性子増倍効果を有する、といった性質を持つ、鉛(Pb)、ビスマス(Bi)、スズ(Sn)に絞り、また、配管金属材中に溶解した酸素と結合し、安定層が自己形成すると共に損傷した安定層の自己修復を期待して、微量のエルビウム(Er)を含有することとした。これらの元素とリチウムの化合物について、融点と蒸気圧は熱力学平衡計算コードである Factsage 及び組成比から概算し、トリチウム増倍率(TBR)、放射線量が高いインボード側マグネットにおける核発熱及び高速中性子束はシンプルトーラスモデル（図１）を用い、MCNP6 により計算した。ここで、遮蔽ブランケット材はタングステンカーバイドを想定した。

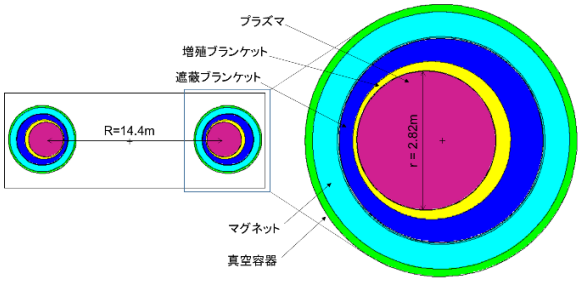


図１　シンプルトーラスモデルの概要

結果・結論

はじめに、250℃程度で液相がある各機能性液体金属組成を絞り込んだ。これらの液体金属について性能を表１にまとめた。Sn を含んだ金属は融点は高いものの、液相が出現する温度は低く、密度が小さく蒸気圧も低いなどの特徴と共に、TBR>1 を達成できることが示された。一方、インボード側マグネットの核発熱や高速中性子束はやや高く、放射線の遮蔽性能は他の候補材に劣ることが示された。

表１　各候補材の性能まとめ(核融合出力 3GW 想定)

Name	Composition (atm.%)	^{6}Li enrichment (atm.% in Li)	Density (g/cm^3)	Liquid phase temp. (℃)	Melting point (℃)	Vapor pressure (Pa at 500℃)	TBR	Nuclear heat at inboard SCM [mW/cm^3]	Fast neutron flux at inboard SCM [n cm^{-2} s^{-1}]
LP-17	$Pb_{83}Li_{17}$	90	9.4	←	235	1.6 x 10^{-3}	1.24	0.88	1.4x10^{10}
ELP-25	$Pb_{74.8}Li_{25}Er_{0.2}$	↑	8.7	(186)	(328)	(1.4 x 10^{-3})	1.32	0.88	1.4x10^{10}
ELB-25	$Bi_{74.8}Li_{25}Er_{0.2}$	↑	8.3	(252)	(422)	(1.4 x 10^{-3})	1.27	0.96	1.6x10^{10}
ELS-25	$Sn_{74.8}Li_{25}Er_{0.2}$	↑	5.6	(215)	(468)	(1.8 x 10^{-5})	1.14	1.1	2.1x10^{10}
ELPS-25	$Sn_{68.8}Pb_6Li_{25}Er_{0.2}$	↑	5.9	(177)	(477)	(8.4 x 10^{-5})	1.15	1.0	1.9x10^{10}
ELBS-25	$Sn_{43.3}Bi_{31.5}Li_{25}Er_{0.2}$	↑	6.9	(135)	(599)	(4.2 x 10^{-4})	1.19	0.97	1.7x10^{10}

* Makoto I. Kobayashi[1,2], Junichi Miyazawa[1,2], Takuya Goto[1,2], Yukinori Hamaji[1,2]
[1]National Institute for Fusion Science, [2]SOKENDAI

先進核融合中性子源における液体金属伝熱促進材の材料共存性向上方法に関する研究

Experimental study on improvement of material compatibility by using corrosion inhibitor for liquid metal heat transfer mediums of A-FNS irradiation capsule

*保坂 龍広[1]，近藤 正聡[2]，佐藤 聡[3]，安堂 正己[3]
[1]東京工業大学工学院機械系，東京工業大学科学技術創成研究院[2]
[3]量子科学技術研究機構六ケ所核融合研究所

先進核融合中性子源(A-FNS)において、照射キャプセル内に試験片と共に充填する伝熱促進材として液体リチウム、液体ナトリウムが検討されている。本研究の目的は、これらの伝熱促進材と F82H の材料共存性および腐食抑制方法を明らかにする事である。

キーワード:核融合炉, 伝熱促進材, 液体金属, 低放射化フェライト鋼, 粒界腐食

1. 緒言 低放射化フェライト鋼 F82H は核融合炉ブランケットの構造材として開発された低放射化フェライト鋼であり、高温条件における F82H における中性子照射効果を明らかにすることは A-FNS の重要な目的の1つである。中性子照射試験において温度制御性を高めるために照射キャプセル内を伝熱促進材で満たす。封入する伝熱促進材として液体金属リチウム(Li)、液体金属ナトリウム(Na)が検討されており、試験片の中性子照射による影響のみを観察するためには伝熱促進材による腐食を最小限にする必要がある。本研究の目的は、腐食抑制剤を液体金属伝熱促進材中へ添加することにより F82H の腐食を抑制する事が可能か明らかにする事である。

2. 実験条件 腐食抑制剤を添加した液体金属 Li もしくは Na を F82H 試験片とも坩堝に封入し Swagelok 社製のキャップで密閉して試験キャプセルを作製した。試験片のサイズは 15mm×10mm×1mm である。腐食抑制剤は炭化クロム粉末(Cr_3C_2)である。 坩堝の材質は F82H である。試験温度は 550℃で、試験時間は 250 時間、295 時間で実施した。腐食抑制剤を使用しない条件での試験も同様に実施した。

3. 実験結果・考察 腐食試験後に試験片表面を SEM で観察すると液体 Li の試験では、図 1(a)に示すように試験片表面には大きさ 0.1~1μm 程度の直径を有する粒状組織が確認され、試料表面に凹凸ができていることがわかった。炭化クロム粉末を添加した場合には試験片表面（図 1(b)）にはわずかに窪みが形成されていた。図 1(c)に示すように液体 Na に浸漬させた試験片表面を SEM で観察すると、粗大化した粒状組織が確認できたが、炭化クロム粉末を添加すると比較的細かい粒状組織が形成されていることがわかった（図 1(d)）。表面 SEM 観察から、炭化クロムを添加することで Li や Na による F82H の粒界腐食を抑制できる可能性が示唆された。

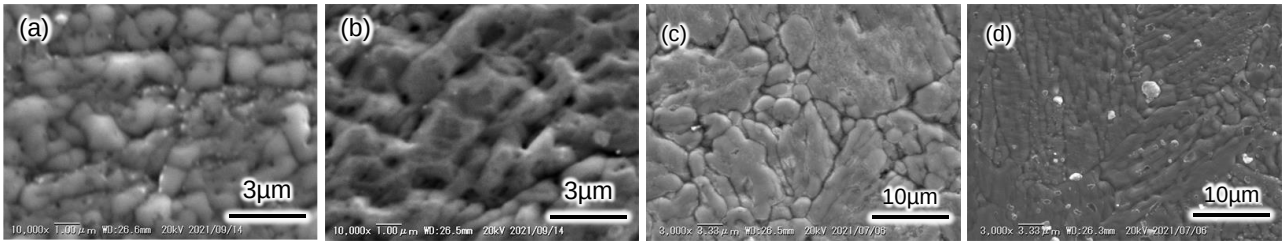


図 1 試験片表面の SEM 像 (a)液体 Li に 550℃250 時間浸漬, (b)炭化クロムを添加した液体 Li に 550℃295 時間浸漬, (c)液体 Na に 550℃295 時間浸漬 (d)炭化クロムを添加した液体 Na に 550℃295 時間浸漬

*Tatsuhiro Hosaka[1], Masatoshi Kondo[2], Satoshi Sato[3], Masami Ando[3]
[1]Tokyo Institute of Technology, School of Engineering, Department of Mechanical Engineering, [2]Tokyo Institute of Technology, Institute of Innovative Research, [3]National institute of Quantum and Science and Technology, Rokkasho Fusion Institute

核融合炉内液体金属機器における FeCrAl 合金の適用性検討
（1）酸化被膜形成挙動について

Study on applicability of FeCrAl alloys for liquid metal components in fusion reactors
(1) Formation behavior of oxide layer on FeCrAl alloys

*畑山奨[1], 宮川幸大[1], 菱沼良光[2], 近藤正聡[3], 田中照也[2], 大野直子[4]
[1]東京工業大学工学院機械系, [2]核融合科学研究所, [3]東京工業大学科学技術創成研究院,
[4]横浜国立大学大学院工学研究院

FeCrAl 合金を予備酸化処理することで形成する α-Al_2O_3 被膜は、耐食被覆や絶縁被覆、トリチウム透過防止膜として機能する。本研究では α-Al_2O_3 被膜の形成挙動や被膜と基盤の付着強度に関する研究を実施した。

キーワード：高温酸化, 酸化被膜, α -Al_2O_3, スクラッチ試験, 付着強度

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)の使用が検討されている。また、液体ダイバータの冷却材として液体金属錫(Sn)の使用が検討されている。これらの炉内機器の開発において、液体金属と化学的に共存する機能性被膜(MHD 圧力損失抑制のための電気絶縁被覆やトリチウム透過防止膜)が必要とされている。FeCrAl 合金を予備酸化処理した際に形成する α-Al_2O_3 被膜は、こうした機能性被覆として応用できる可能性が高い。本研究の目的は、様々な条件において形成した α-Al_2O_3 被膜の性状を明らかにする事である。



Fig. 1 予備酸化試験(1273K、2 時間)により NF12 上に形成した α-Al_2O_3 被膜断面の STEM BF 像

2. 実験条件 FeCrAl 合金(APMT: Fe-22Cr-5Al と NF12: Fe-11.6Cr-6.2Al, ODS)の短冊状試験片を対象にして、大気下における予備酸化試験を 1173 K、1273 K、1373 K の温度条件で実施した。酸化時間は 2 時間から 10 時間である。予備酸化試験後、酸化被膜の形成に伴う試験片の重量増を測定し、XRD および SEM/EDX、STEM 等により酸化被膜の性状を明らかにした。更に、マイクロスクラッチ試験により酸化被膜の付着強度を評価し、剥離する際の臨界荷重と被膜状態との関係性を明らかにした。マイクロスクラッチ試験は、スタイラス径が 15μm、スクラッチ速度が 5μm/s の条件で実施した。

3. 実験結果・考察 1173 K から 1373 K のいずれの温度においても、FeCrAl 合金の表面に α-Al_2O_3 被膜が形成される事が XRD 分析により分かった。予備酸化試験 (1273 K、2 時間) により NF12 上に形成した厚さ 400nm 程度の α-Al2O3 被膜断面の STEM BF 像を Fig. 1 に示す。APMT は予備酸化の時間に関わらず膜厚が約 500nm でほぼ一定となり、NF12 では酸化時間が長くなると膜厚が厚くなる傾向がある事がわかった。尚、NF12 に形成される被膜は APMT に形成される被膜よりも膜厚が厚くなる傾向があることがわかった。APMT 上に形成された α-Al_2O_3 被膜に対してマイクロスクラッチ試験を実施し、膜の剥離し始める臨界荷重を調べたところ、予備酸化試験の温度や時間に関わらず約 20mN で一定である事がわかった。NF12 上に形成された被膜の臨界荷重を同様にして調べたところ約 25mN -92mN であり、APMT よりも剥離開始時の臨界荷重が大きい事がわかった。

*Susumu Hatakeyama[1], Yukihiro Miyakawa[1], Yoshimitsu Hishinuma[2], Masatoshi Kondo[3], Teruya Tanaka[2] and Naoko Oono[4]
[1]Tokyo Institute of Technology, School of Engineering, Department of Mechanical Engineering, [2]National Institute for Fusion Science,
[3]Tokyo Institute of Technology, Institute of Innovative Research, [4]Yokohama National University.

核融合炉内液体金属機器における FeCrAl 合金の適用性検討
（2）自己形成酸化被膜の MHD 圧力損失抑制効果について

Study on applicability of FeCrAl alloys for liquid metal components in fusion reactors

(2) Mitigation of MHD pressure drop by self-healing oxide layer

*西尾 龍乃介[1]，近藤 正聡[2]，田中 照也[3]，大野 直子[4]

[1]東京工業大学工学院機械系，[2]東京工業大学ゼロカーボンエネルギー研究所，

[3]核融合科学研究所ヘリカル研究部，[4]横浜国立大学大学院工学研究院

FeCrAl 合金が自己形成・修復する Al-rich 酸化被膜は、MHD 圧力損失を抑制する効果があると期待されている。Al-rich 酸化被膜の電気的性質と、それによる MHD 圧力損失抑制効果について調査した。

キーワード：核融合炉，液体金属ブランケット，MHD 圧力損失，電磁流体力学，酸化被膜

1. 緒言

トリチウム増殖材として鉛リチウム合金を用いた液体金属ブランケット概念では、流体が強磁場下を横切る際に生じる電磁力による MHD 圧力損失を抑制する技術が必要とされる。流路内面を電気的に絶縁することによる MHD 圧力損失の抑制が検討されている。一方で FeCrAl 合金は、核融合炉内液体金属機器の構造材料の候補とされている。この合金は 1273K 程度の大気下で予備酸化処理を行うことにより高い電気絶縁性能を有したアルミナ(Al_2O_3)を形成し、鉛リチウム環境下では $LiAlO_2$ を自己形成する事が分かってきている。予備酸化処理後の FeCrAl 合金を流路内側に挿入することで、これらの Al-rich 酸化被膜が絶縁被覆の役割を果たし、MHD 圧力損失を抑制することが期待されている。本研究の目的は自己形成・修復する Al-rich 酸化被膜による MHD 圧力損失抑制効果を調査することである。

2. Al-rich 酸化被膜の電気伝導率測定

FeCrAl 合金試験片(Kanthal® APMT, Fe-21Cr-5Al)に対して 1373K の大気中における予備酸化処理(10 時間)を行い、試験片表面に酸化被膜を形成させた。XRD により酸化被膜の組成は α-Al_2O_3 と分析された。図 1 に示す実験装置を用いて、大気雰囲気下で試験片表面の酸化被膜の電気伝導率を 300K~1073K の温度範囲で測定した。図 2 に電気伝導率の測定結果を示す。液体金属ブランケットの運用温度とされる 773K 以上の高温域においても高い電気絶縁性能を示した。

3. 酸化被膜の MHD 圧力損失抑制効果のシミュレーション計算

図 3(a)に示す実験装置を用いて約 0.6T の磁場下における MHD 圧力損失を測定する試験を計画している。その装置の寸法における 1 次元シミュレーション計算を行った。図 3(b)に Re 数 10000～25000 の範囲における MHD 圧力損失を示す。1μm 程度のアルミナの酸化被膜は MHD 圧力損失を十分に抑制することが分かった。

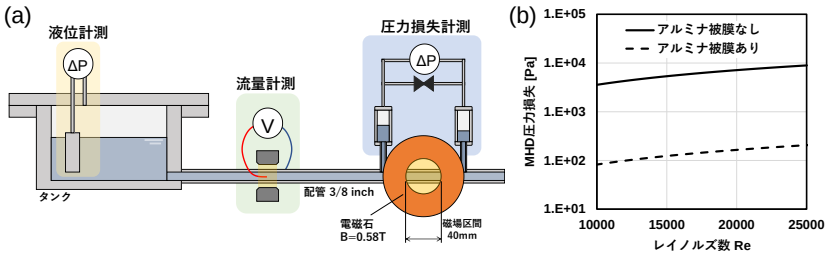


図 3(a)約 0.6T の磁場下における MHD 圧力損失測定実験装置、(b)一次元シミュレーション結果



図 1 電気伝導率測定実験装

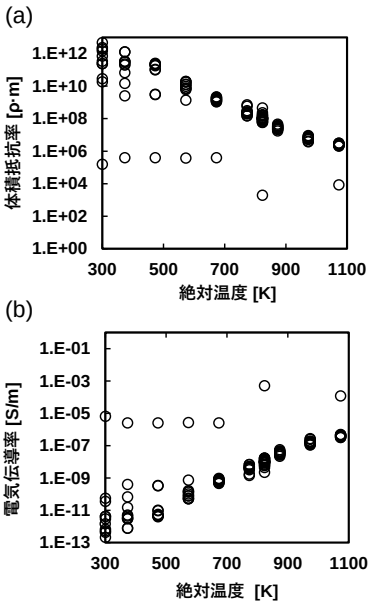


図 2 予備酸化処理後 FeCrAl 合金酸化被膜の(a)体積抵抗率、(b)電気伝導率

*Ryunosuke Nishio[1], Masatoshi Kondo[2], Teruya Tanaka[3] and Naoko Oono[4]
[1]Tokyo Institute of Technology, School of Engineering, Department of Mechanical Engineering, [2]Tokyo Institute of Technology, Laboratory for Zero-Carbon Energy, [3]National Institute for Fusion Science, [4] Faculty of Engineering Yokohama National University

核融合炉内液体金属機器における FeCrAl 合金の適用性検討 （3）液体ダイバータにおける FeCrAl 合金の効果について

Study on applicability of FeCrAl alloys for liquid metal components on fusion reactors
(3) Applicability of FeCrAl alloys in liquid diverter concepts

*宮川 幸大[1], 近藤 正聡[1], 田中 照也[2], 大野 直子[3]
[1]東京工業大学, [2]核融合科学研究所, [3]横浜国立大学

液体金属錫中における FeCrAl 合金(NF12, SP10, SOC6, SOC4)と低放射化フェライト鋼(JLF-1)の材料共存性を 773K の静止場(250 時間)または流動場(250-1000 時間)により調べた．予備酸化処理により表面にアルミナ被膜を形成した FeCrAl 合金は液体錫による腐食を抑制できることが分かった．

キーワード：液体ダイバータ，液体金属錫，腐食, FeCrAl 合金

1. 緒言　液体金属錫 (Sn)は液体ダイバータの候補冷却材として期待されている．しかし，構造材料との化学的共存性が課題とされている．本研究の目的は液体金属 Sn の静止場・流動場における数種類の FeCrAl 合金および低放射化フェライト鋼の化学的共存性を明らかにすることである．

2. 実験方法　FeCrAl 合金 NF12(Fe-12Cr-6Al), SP10(Fe-15Cr-6Al), SOC6(Fe-16Cr-4Al), SOC4(Fe-16Cr-2Al) と数種類の鉄鋼材料の短冊状試験片の合計 12 枚を試験片ホルダーに装荷し，100rpm で攪拌した液体金属 Sn 中に 250-1000 時間浸漬させた．同様の温度条件にて静止場試験も実施した．NF12, SP10 の試験片の一部と SOC6, SOC4 の試験片の表面を鏡面研磨した後 1273K の大気中で予備酸化処理を 10 時間施した．低放射化フェライト鋼 JLF-1 の試験片には低酸素分圧下において予備酸化処理を施し表面に Cr_2O_3 を形成させた。実験後，試験片を 333K の水酸化ナトリウム水溶液(0.1M)中で洗浄し試験片に付着した Sn を除去した．試験前後の試験片の重量変化から重量損失を求め，酸化被膜および流れの影響等を確認した．SEM/EDX を用いて，試験片の表面及び表層断面の分析を行った．

3. 実験結果　FeCrAl 合金において予備酸化処理を施した試験片は，静止場及び流動場ともに優れた耐食性を示した．しかし，予備酸化処理を施さなかった試験片は激しく腐食し，1000 時間攪拌流動場試験では完全に溶解した．Fig.1 に液体金属 Sn による SP10 の重量損失結果を示す．予備酸化処理を施していない SP10 の重量損失は，予備酸化処理を施した試験片の重量損失と比較し非常に大きく，さらに流動場の重量損失は静止場の重量損失よりも大きい事がわかった．また，予備酸化処理を施した 250 時間腐食試験では静止場・流動場の試験片の重量損失に違いは見られなかったが，1000 時間の攪拌流動場試験では試験片の重量損失が大きく増加した．Fig.2 に 1000 時間攪拌流動場試験後の予備酸化を施した SOC6 の角部断面分析結果を示す．側面部に Al_2O_3 膜が健在なのに対し角部は欠けており，試験片内部に Sn が侵入していることが分かる．これは，液体金属 Sn の流れにより角部の酸化膜が破壊され、Sn が材料組織中に侵入した事が原因であると考えられる．一方で予備酸化処理した JLF-1 は，予備酸化なしの試料より重量損失が小さかった．しかし，Fig.3 に示すように液体金属 Sn によって酸化膜は破壊され FeSn 合金を形成しながら腐食されることが分かった．

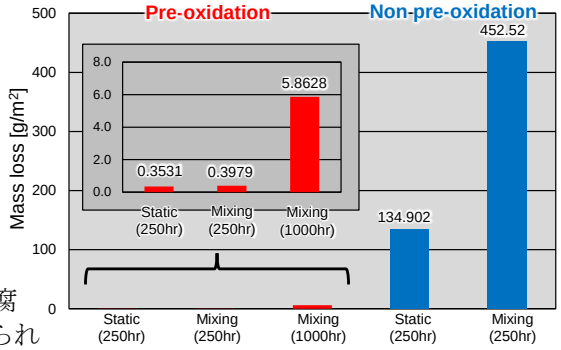


Fig.1 SP10 重量損失結果

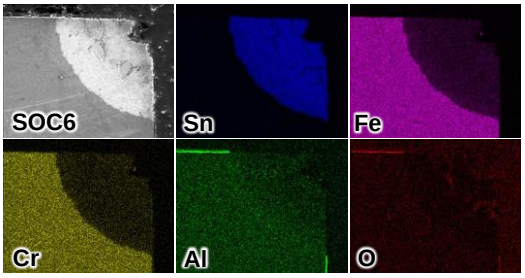


Fig.2 予備酸化処理を施して液体 Sn に浸漬した SOC6 の SEM/EDX マッピング分析

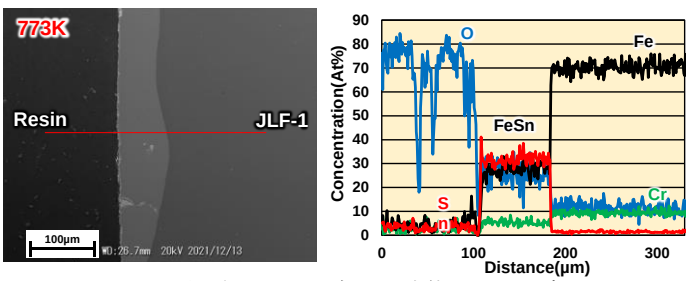


Fig.3 予備酸化処理を施して液体 Sn に浸漬した JLF-1 の断面分析結果

*Yukihiro Miyakawa[1], Masatoshi Kondo[1], Teruya Tanaka[2], Naoko Oono[3]
1 Tokyo Tech, 2 NIFS, 3 Yokohama Natl. Univ.

核融合炉内液体金属機器における積層造形材の適用性検討
(1)316L 積層造形材と液体金属との共存性について

Study on applicability of Additive Manufactured steels for liquid metal components on fusion reactors
(1) compatibility of 316L Additive Manufacturing Materials with liquid metal

*木林 政人[1], 北村 嘉規[1], 近藤 正聡[1], 尾ノ井 正裕[2], 唐土 庄太郎[2], 米本 朋弘[2]
[1]東京工業大学, [2]金属技研

本研究では、電子ビーム積層造形法により 316L 積層造形材を新たに製作し、金属組織や化学組成の均一性を明らかにした。また、熱処理による 316L 積層造形材に金属組織や化学組成の変化を明らかにした。更に、核融合炉や高速炉等で用いられる液体金属冷却材(錫や鉛ビスマス)との化学的共存性を静止場腐食試験により調べた。

キーワード：積層造形材，液体金属，腐食，316L

1. 緒言　金属積層造形は複雑な三次元構造物を溶接することなく製造することが出来る技術である。316L オーステナイト鋼は優れた耐食性と機械的特性を併せ持ち炉内構造材として使用されている。本研究では 316L 積層造形材の微視組織と積層方向の依存性を明らかにすると共に、従来の 316L 溶解材と 316L 積層造形材を用いて、核融合炉や高速炉等で用いられる液体金属冷却材(錫(Sn)や鉛ビスマス(PbBi))による静止場腐食試験を行い試験前後の質量変化を調べ、腐食メカニズムを考察した。

2. 実験　電子ビーム積層造形装置 EBM A2X を用いて作製した積層造形材のインゴット(10mm×10mm×10mm)を積層造形方向に水平、垂直それぞれの方向に切断、研磨して試験片(10mm×10mm×1mm)を作製した。組織の均質化を目的とした焼き鈍し熱処理を 1100℃、2h の条件で試験片に施した。材料組織を観察するために、湿式研磨後の試験片に対して電解エッチングを 50wt 硝酸水溶液中で印加電圧 1.5V で実施した。エッチング時間は、積層造形材は 5 秒間，溶解材は 15 秒間である。その後、光学顕微鏡及び電子顕微鏡により表面観察を行った。また、高温腐食試験は、500℃、250 時間の条件で行った。試験後に付着した液体金属を洗浄した後、試験前後の重量変化を測定し組成の変化をエネルギー分散型 X 線分析法、X 線回折法を用いて分析した。

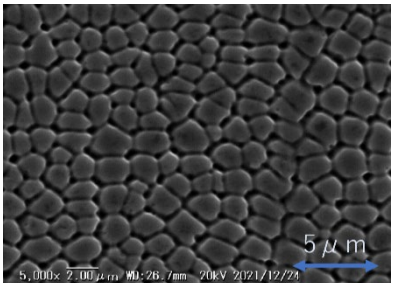


図 1 316L 積層造形材に観察されたサブグレイン組織の SEM 像

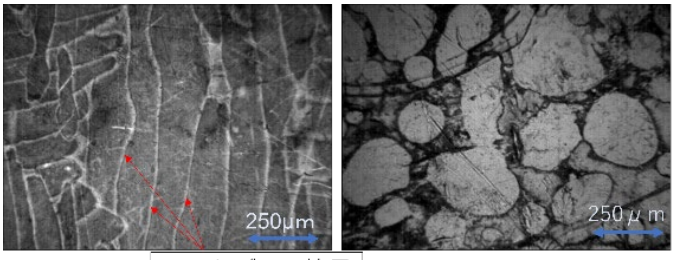


図2 316L 積層造形材の OM 像
(左:腐食試験前 右:腐食試験後)

3. 結果・考察　316L 積層造形材の組織観察によって、1~2μm 程度の直径を持つサブグレイン組織(図 1)、及び電子ビームの走査痕であるメルトプール境界(図 2 左)が確認された。1100℃の焼き鈍し処理後の試験片では以上の組織は確認されなかったことより再結晶化が起きたことが示された。液体 Pb-Bi による高温腐食試験では、316L 材の Ni の溶出及び酸化腐食が観察され，約2g/m^2 の重量の減少が確認された。メルトプールの境界とサブグレイン境界が選択的に腐食されることで積層造形材の腐食は溶解材と比較してより大きかった。液体 Sn による高温腐食試験では、316L 溶解材と316L 積層造形材いずれも Sn-Fe の金属間化合物が形成し腐食が生じていることが分かった。

M.Kibayashi[1], Y.Kitamura[1], M.Kondo[1], M.Onoi[2], S.Morokoshi[2], T.Yonemoto[2],
[1]Tokyo Institute of Technology.,[2] MTC

核融合炉内液体金属機器における積層造形材の適用性検討
(2) Al 添加型積層造形材の耐食性について

Study on applicability of Additive Manufactured steels for liquid metal components on fusion reactors
(2) Corrosion resistance of Al-containing Additive Manufactured steels

*北村嘉規[1]，木林政人[1]，近藤正聡[1]，尾ノ井正裕[2]，唐土庄太郎[2]，米本朋弘[2]，玉井芳恵[1]
[1]東京工業大学，[2]金属技研株式会社

316L オーステナイト鋼をベースに Al を 5wt%添加した FeCrNiAl 鋼のブロック 3 種類を積層造形により製造した。316L と Al の溶解材の粉末を原料にした積層造形 FeCrNiAl 鋼は表面に保護性酸化被膜を形成する事が分かった。

キーワード：積層造形，液体金属，腐食，アルミナ被膜

1. 緒言　液体重金属に対して優れた耐食性をもつ Al 含有鋼の課題として溶接性・加工性が挙げられるが、積層造形技術により製造することでシームレスな Al 含有鋼製機器を製造することが可能となる。本研究の目的は、FeCrNiAl 鋼の積層造形材を製造し、核融合炉や高速炉の冷媒として期待されている各種液体金属(錫(Sn)、鉛リチウム(Pb-16Li)、鉛ビスマス(Pb-Bi))との化学的共存性について調べることである。

2. 実験条件　316L(95 wt%)と Al(5 wt%)の混合粉末を原料に使用して電子ビーム積層造形法により FeCrNiAl 鋼の積層造形材 2 種(AM-L 材, AM-H 材)を製作した。更に、316L と Al の溶解材の粉末を原料にした積層造形材(AM-D 材)も製造した(図 1)。表 1 に本研究で製作した積層造形材の化学組成を示す。AM-L 材の積層造形時の予熱温度は 620℃、AM-H 材および AM-D 材は 680℃である。積層造形材のブロックから試験片形状(10mm×10mm×1mm)に加工し表面を湿式研磨した後、組織や SEM/EDX を用いて Al の分布等について調べた。また、1000℃の大気雰囲気下の予備酸化試験(10 時間)により、保護性 Al_2O_3 被膜の形成挙動について調べた。予備酸化処理を施した試験片に対して、500℃の液体金属(錫(Sn)、鉛リチウム(Pb-16Li)、鉛ビスマス(PbBi))下での 250 時間の静止場腐食試験を行った。腐食試験後、試料表面の金属を除去し、腐食による重量変化を調べ、試料表面や断面を SEM/EDX と XRD を用いて分析した。



図 1 積層造形材のブロック (10mm×10mm×10mm)

表 1　各試料の化学組成(wt%)

	Cr	Ni	Al	Mo	Si	Mn	C	Fe
AM-L, AM-H	16.44	11.91	5.00	1.99	0.83	0.66	0.02	Bal.
AM-D	17.40	12.45	5.07	2.11	0.92	0.68	0.02	Bal.

3. 実験結果・考察　AM-L 材、AM-H 材、AM-D 材の順に試料内部の空隙密度が小さくなり Al の均一性が高くなった。図 2 に各試料の予備酸化試験による重量増加を示す。予備酸化試験の結果、AM-L 材と AM-H 材の表面に Cr_2MnO_4(厚さ 4μm 程度)および α-Al_2O_3(厚さ 1μm 程度)が形成された。AM-D 材では均一に α-Al_2O_3(厚さ 1μm 程度)が形成されていることがわかった(図 3)。AM-D 材は表面酸化被膜による耐食性の向上が示唆される結果となった。

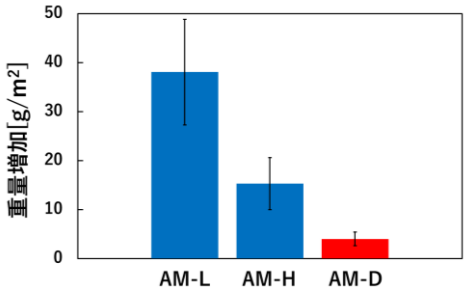


図 2 予備酸化試験による重量増加

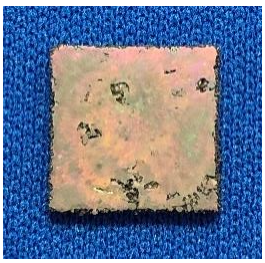


図 3 予備酸化試験後の AM-D 材 (10mm×10mm×1mm)

*Yoshiki Kitamura[1], Masato Kibayashi[1], Masatoshi Kondo[1], Masahiro Onoi[2], Shotaro Morokoshi[2], Tomohiro Yonemoto[2] and Yoshie Tamai[1]
[1]Tokyo Tech., [2]MTC.

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

[1L09-13] Tritium Breeder and Coating Technique

Chair: Makoto Kobayashi (NIFS)

Wed. Mar 16, 2022 2:45 PM - 4:15 PM Room L

[1L09] CO_2 absorption characteristics of disk-shaped and powder Li_2ZrO_3 samples under various exposure conditions.

*Kosuke Tominami[1], Akihiro Hirano[1], Hiroki Tsuboi[1], Akira Taniike[1], Yuichi Furuyama[1] (1. Kobe Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

[1L10] CO_2 absorption characteristics of a blanket material Li_2TiO_3 under various exposure conditions

*Hiroki Tsuboi[1], Akihiro Hirano[1], Kosuke Tominami[1], Akira Taniike[1], Yuichi Furuyama[1] (1. Kobe Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM

[1L11] Study on fretting corrosion in solid breeder blanket

*Haruya Masaki[1], Masatoshi Kondo[1], Jae-Hwan Kim[2], Masaru Nakamichi[2] (1. Tokyo Tech, 2. QST)

3:15 PM - 3:30 PM

[1L12] Fabrication and characterization of zirconium oxide coating on tubular steel substrate by metal organic decomposition

*Khiem Duy Do[1], Ryosuke Norizuki[1], Hikaru Fujiwara[1], Kento Shirota[1], Teruya Tanaka[2], Takumi Chikada[1] (1. Shizuoka Univ., 2. NIFS)

3:30 PM - 3:45 PM

[1L13] Effects of heavy-ion irradiation on electrical properties and hydrogen isotope permeation behavior of functional ceramic coatings

*Hikaru Fujiwara[1], Ryosuke Norizuki[1], Sota Miura[1], Sho Kano[2], Teruya Tanaka[3], Wataru Inami[1], Yoshimasa Kawata[1], Takumi Chikada[1] (1. Shizuoka Univ., 2. UTokyo, 3. NIFS)

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

種々の曝露雰囲気における固形・粉末(状)Li_2ZrO_3試料のCO_2吸収特性

CO_2 absorption characteristics of disk-shaped and powder Li_2ZrO_3 samples under various exposure conditions.

*冨浪　洸亮, 平野　晃大,　壷井　裕気,　谷池　晃,　古山　雄一
神戸大学大学院　海事科学研究科

本研究では作製した固形および粉末(状)Li_2ZrO_3試料を乾燥 CO_2 ガス、乾燥空気、湿潤空気等に曝露し、CO_2吸収量を比較することで、CO_2吸収特性をより詳しく調べた。

キーワード: Li_2ZrO_3, CO_2吸収特性, NRBS 分析, 重量測定

1. 緒言

ブランケット候補材料である Li_2ZrO_3 は室温で CO_2 を吸収することが報告されており、材料表面に Li_2CO_3 を形成する。その結果、ブランケット材料の役割の一つであるトリチウム生産の効率が低下する可能性がある。本研究では固形試料と固形試料に比べ曝露面積が大きい粉末試料を作製し、CO_2 濃度及び H_2O 濃度を変えた種々の雰囲気に曝露することで、試料表面近傍領域と試料全体での Li_2ZrO_3 の CO_2 吸収特性を調べた。

2. 実験方法

実験で用いた固形試料は、Li_2CO_3 粉末と ZrO_2 粉末を混合・焼結して作製し、その後、固形試料を粉砕して粉末試料とした。固形および粉末試料を乾燥 CO_2 ガス、乾燥空気、湿潤空気等に曝露した。これら試料に非ラザフォード後方散乱分光法(NRBS)および重量測定を用いて分析を行った。NRBS 分析より試料表面近傍の炭素面密度を CO_2 吸収量として、また、重量測定より重量増加分を試料全体の CO_2 吸収量として評価した。曝露時の CO_2 濃度は乾燥 CO_2 ガスが 3000ppm 以上と高く、乾燥空気・湿潤空気は共に 450ppm であり、一方、H_2O 濃度は湿潤空気が 16000ppm 以上、乾燥 CO_2 ガス・乾燥空気は共に 5000ppm であった。

3. 実験結果・考察

図 1 に NRBS 分析から得た種々の雰囲気に曝露された低密度固形試料における炭素面密度の時間変化を示す。縦軸は炭素面密度、横軸は曝露時間を表す。炭素面密度の値は、湿潤空気・乾燥 CO_2 ガス・乾燥空気の曝露条件の順に大きくなっており、800 時間曝露後の炭素面密度値は、湿潤空気が 2.19×10^{18} [cm^{-2}]、乾燥 CO_2 ガスが 1.17×10^{18} [cm^{-2}]、乾燥空気が 0.72×10^{18} [cm^{-2}]を示した。

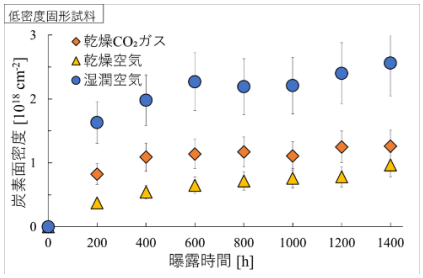


図 1.各雰囲気に曝露された低密度固形試料の炭素面密度

図 2 は NRBS 分析から得た種々の雰囲気に曝露された低密度粉末試料における炭素面密度の時間変化を示したものである。縦軸、横軸は図 1 と同じである。炭素面密度は、図 1 と同様の曝露条件の順に大きな値を示しており、700 時間曝露後の炭素面密度値は湿潤空気が 2.60×10^{18} [cm^{-2}]、乾燥 CO_2 ガスが 2.16×10^{18} [cm^{-2}]、乾燥空気が 1.96×10^{18} [cm^{-2}]となった。全ての曝露条件において、粉末試料が固形試料よりも炭素面密度の値は大きいことを示している。

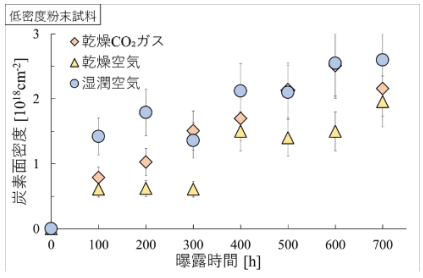


図 2.各雰囲気に曝露された低密度粉末試料の炭素面密度

これらより、粉末試料の CO_2 吸収量が全曝露条件で固形試料よりも大きいことから、曝露雰囲気の条件だけでなく、試料表面積の大きさも、試料表面近傍領域においての CO_2 吸収特性に関係があるものと考えられる。

*Kosuke Tominami, Akihiro Hirano, Hiroki Tsuboi, Akira Taniike, Yuichi Furuyama
Graduate School of Maritime Sciences Kobe University

様々な曝露条件下での Li_2TiO_3ブランケット材料における CO_2吸収特性

CO_2 absorption characteristics of a blanket material Li_2TiO_3 under various exposure conditions

*壷井 裕気，平野 晃大，冨浪 洸亮，谷池 晃，古山 雄一
神戸大学大学院 海事科学研究科

本研究では Li_2TiO_3試料を乾燥 CO_2ガス、湿潤 CO_2ガス、湿潤空気、大気、乾燥空気に曝露することによって、Li_2TiO_3の CO_2吸収特性を調べた。各雰囲気に曝露された試料は、重量測定及び非ラザフォード後方散乱分光法(NRBS)を用いて、CO_2吸収量を評価した。

キーワード： Li_2TiO_3、ブランケット材料、CO_2吸収特性、NRBS 分析、様々な曝露雰囲気下

1. 緒言

Li_2TiO_3はブランケット材料の有力な候補として考えられているが、室温で CO_2を吸収する性質を持つことによりブランケット材料の役割であるトリチウムの生産効率が低下する可能性がある。このことより、Li_2TiO_3の CO_2吸収特性を詳しく研究する必要がある。Li_2TiO_3は H_2O との反応性がないとされているが、我々の研究により、Li_2TiO_3の CO_2吸収特性は曝露雰囲気中の H_2O の影響を受けていることが分かってきた。本研究では Li_2TiO_3試料を様々な雰囲気に曝露し、雰囲気中の H_2O が Li_2TiO_3の CO_2吸収に与える影響を調べた。CO_2吸収量の評価には、重量測定と非ラザフォード後方散乱分光法(NRBS)の分析を用いた。

2. 実験方法

Li_2CO_3と TiO_2を攪拌、焼結し Li_2TiO_3試料を作製した。これらの試料を室温で乾燥 CO_2ガス、湿潤 CO_2ガス、湿潤空気、大気、乾燥空気に曝露し、一定時間毎に重量測定および NRBS 分析を行った。重量測定では、重量増加率を CO_2吸収量として、NRBS 分析では、炭素面密度を CO_2吸収量として評価した。

3. 結果と考察

図 1 は、重量測定で得た各雰囲気に曝露された低密度試料における重量増加率の時間変化を示したものである。縦軸は重量増加率、横軸は曝露時間を表している。曝露雰囲気中の湿度は、湿潤 CO_2ガス（＞16,000ppm）、湿潤空気（＞16,000ppm）、大気（6,000~12,000ppm）、乾燥 CO_2ガス（＜5,000ppm）、乾燥空気（＜5,000ppm）の順に大きいので、試料全体での CO_2吸収量は、雰囲気中の CO_2量だけでなく、H_2O 量にも依存しているものと考えられる。

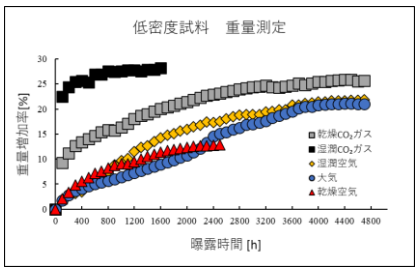


図 1　各雰囲気に曝露された低密度試料における重量増加率の時間変化

図 2 は、NRBS 分析で得た各雰囲気に曝露された低密度試料における炭素面密度の時間変化を示したものである。縦軸は炭素面密度、横軸は曝露時間を表している。試料表面近傍での CO_2吸収量は、湿潤空気曝露試料が乾燥 CO_2ガス曝露試料より大きくなっていることから、試料全体に比べて、雰囲気中の H_2O により強く影響を受けていると考えられる。

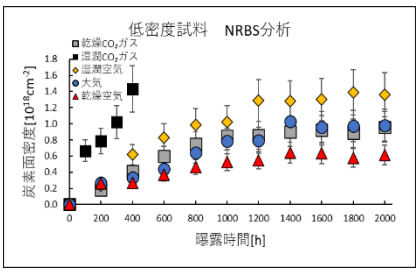


図 2　各雰囲気に曝露された低密度試料における炭素面密度の時間変化

これらの結果から、Li_2TiO_3試料の CO_2吸収量は、雰囲気中の CO_2量だけでなく H_2O 量にも依存することが分かった。また、NRBS 分析による試料表面近傍での CO_2吸収量は、試料全体に比べて、雰囲気中の H_2O による影響が強く表れていると考えられる。

---

*Hiroki Tsuboi, Akihiro Hirano, Kosuke Tominami, Akira Taniike, Yuichi Furuyama
Graduate School of Maritime Sciences Kobe University

核融合炉固体ブランケットにおけるフレッチングコロージョンに関する研究

Study on fretting corrosion in solid breeder blanket

*正木 晴也[1], 近藤 正聡[1], 金 宰煥[2], 中道 勝[2]

[1]東京工業大学, [2]量子科学技術研究開発機構

チタン酸リチウム(Li_2TiO_3)の微小球と、低放射化フェライト鋼(F82H)や FeCrAl 合金 APMT の平板試験片のフレッチング試験を、試験片温度を室温、100 °C 、200 °C、 300 °C と変化させながら、大気環境下で行った。Li_2TiO_3 微小球の一部が摩耗し、そのデブリが平板試験片に付着することがわかった。高温条件における保護性酸化被膜の形成により、微小球や平板試験片のフレッチング摩耗が緩和される可能性がある事がわかった。

キーワード：核融合、フレッチングコロージョン、ブランケット、固体増殖材、低放射化フェライト鋼、チタン酸リチウム、トリチウム増殖材、冷却管、微小球

1. 緒言　核融合炉の燃料増殖ブランケット内部では、冷却管の振動によってトリチウム増殖材と構造材料の間でフレッチングコロージョンが発生する可能性がある。先行研究でトリチウム増殖材の候補であるチタン酸リチウム(Li_2TiO_3)微小球と構造材の候補である低放射化フェライト鋼(F82H)平板試験片の室温大気中でのフレッチングコロージョンの基本的な挙動が明らかにされた[1]。しかし、高温下での挙動は明らかにされていない。本研究の目的は、高温環境下におけるフレッチングコロージョンの挙動、及び温度の影響を明らかにすることである。また、保護性酸化被膜を形成する FeCrAl 合金のフレッチングコロージョン耐性についても調べた。

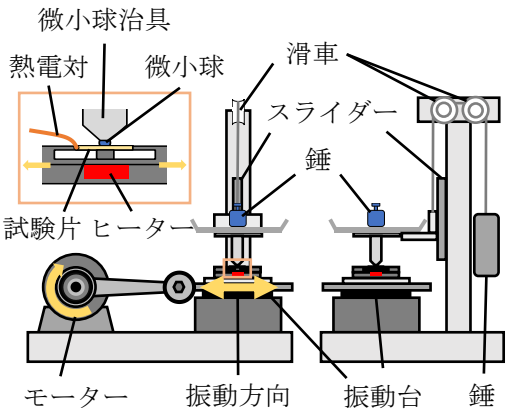


図 1　フレッチングコロージョン試験装置

2. 実験方法　図 1 にフレッチングコロージョン試験装置の模式図を示す。振幅 120 μm, 振動数 50 Hz で振動する平板試験片上に Li_2TiO_3 微小球を 1.0 N の荷重を与えて点接触させた。大気環境下で試験片温度を室温、100 °C、200 °C、300 °C と変化させた。試験時間は 10 分間とした。平板試験片には F82H BA12 HEAT (Fe-7.88Cr-1.78W)と APMT (Fe-21.1Cr-5.06Al)を用いた。試験後、平板試験片および微小球の損傷や摩耗、酸化の観察や分析を電子顕微鏡およびレーザー顕微鏡を用いて行った。

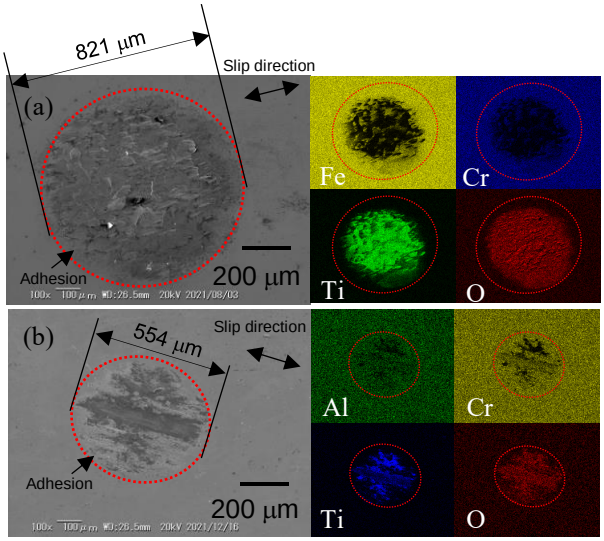


図 2　300°C でのフレッチング試験後の (a)F82H と(b)APMT 試験片の SEM/EDX 像

3. 実験結果・考察　図 2(a)は、300 °C でのフレッチング試験後の F82H 試験片の SEM/EDX 像である。フレッチングスカーの長さは 821 μm であった。フレッチングスカーの中央部分に Ti と O が確認された。フレッチングによって Li_2TiO_3 微小球が摩耗して生成されたデブリの一部が付着したものと考えられる。図 2(b)は 300 °C でのフレッチング試験後の APMT 試験片の SEM/EDX 像である。フレッチングスカーの長さは 554 μm であった。フレッチングスカーの振動方向の両脇付近を中心にデブリの付着が確認されたものの付着量は F82H の場合に比べて少なかった。保護性のある酸化被膜の形成によりフレッチングコロージョンが抑制された可能性がある。

参考文献

[1] N.Takahashi *et al*., Plasma Fusion Res. **16**, 2405032(2021)

*Haruya Masaki[1], Masatoshi Kondo[1], Jae-Hwan Kim[2] and Masaru Nakamichi[2]

[1]Tokyo Institute of Technology, [2]National Institute of Quantum Science and Technology

Fabrication and Characterization of Zirconium Oxide Coating on Tubular Steel Substrate by Metal Organic Decomposition

*Khiem Duy Do[1], Ryosuke Norizuki[1], Hikaru Fujiwara[1], Kento Shirota[1], Teruya Tanaka[2], Takumi Chikada[1]

[1]Shizuoka Univ., [2]NIFS

To reduce tritium permeation through structural materials on blanket components in an actual fusion reactor, zirconium oxide (ZrO_2) coatings on 316L type stainless steel tubes were fabricated by the metal organic decomposition method.

Keywords: tritium, permeation, coating, corrosion, zirconium oxide, tube

1. Introduction

Multifunctional ceramic coatings in fusion reactor blankets have been investigated for tritium permeation reduction, electrical insulation, and corrosion protection [1,2]. Practically, the fabrication of homogeneous ceramic coatings on the fusion blanket components such as ducts and complex-shaped surfaces is challenging. In terms of sustainable development, it is critical to establish a ceramic coating technique on the inner surface of complicated-shape ducts for the liquid metal breeder in the blanket. Therefore, in this study, we applied the metal organic decomposition (MOD) method to fabricate the ceramic coating on tubular steel.

2. Experiment

316L stainless steel (SS316L) tubes of half an inch in outer diameter and up to 250 mm in length were used as the substrates, and the ZrO_2 coating was fabricated on both the outer and inner surfaces of the tubes by the MOD method. To form a homogenous coating on the long tube, the dipping, drying, and the pre-heat process was repeated eight times, and the heat treatment was processed two times. The inner coated surface was observed by field emission scanning electron microscopy (FE-SEM), and the coating thickness was determined at the middle and both head tubes by cross-sectional observation.

3. Results and discussion

Figure shows the images of uncoated and ZrO_2-coated tubes and the SEM images of the inner surface of the uncoated and ZrO_2-coated tube. The SEM observation indicated a homogeneous formation on the inner surface of the coated tube, and the coating thickness is approximately 400 nm for each tubing-coated position. To evaluate the characterizations and compatibility of the coating with liquid breeding materials, we are proceeding with the deuterium permeation measurements, electrical measurements, and corrosion tests by liquid lithium-lead exposure. The detailed results will be released and discussed in the presentation.

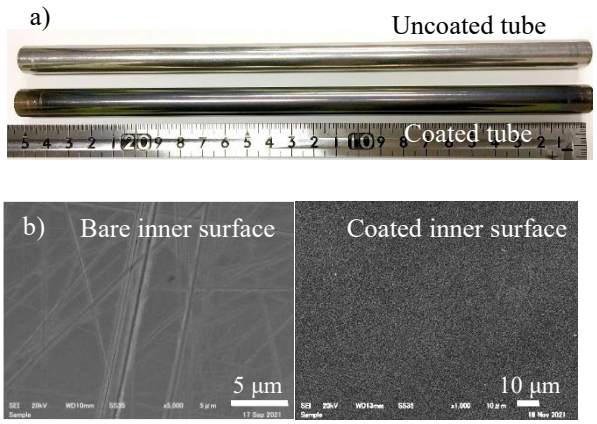


Figure. a) Images of uncoated and ZrO_2-coated SS316L tubes, and b) inner surface SEM images of uncoated and ZrO_2-coated SS316L tubes

References

[1] M. Matsunaga *et al.*, J. Nucl. Mater. 511 (2018) 537–543.

[2] R. Norizuki *et al.*, Fusion Eng. Des. 168 (2021) 112438.

機能性セラミックス被覆の電気特性と水素同位体透過挙動に与える重イオン照射影響

Effects of heavy-ion irradiation on electrical properties and hydrogen isotope permeation behavior of functional ceramic coatings

*藤原 輝[1]，法月 亮介[1]，三浦 颯太[1]，叶野 翔[2]，田中 照也[3]，居波 渉[1]，川田 善正[1]，近田 拓未[1]

[1]静岡大学，[2]東京大学，[3]核融合科学研究所

核融合炉ブランケットでの適用が検討されている機能性被覆の電気特性および水素同位体透過挙動に対する照射影響を電気化学インピーダンス測定および重水素透過試験を用いて調べ、被覆特性の簡便な評価手法としての電気化学インピーダンス測定の適用性について検討した。

キーワード：トリチウム，透過，被覆，照射，電気化学インピーダンス測定

1. 緒言

核融合炉ブランケットにおける鋼材からのトリチウムの透過漏洩を抑制するために、トリチウム透過低減被覆の研究が進められている。近年では、炉内の放射線環境の模擬として重イオン照射が実施され、被覆の微細構造や水素同位体透過挙動に与える照射影響が詳細に調べられている[1]。しかし、これらの特性は主に破壊検査によって評価され、また、試料加工や前処理に多大な時間と労力がかかるため、実機で利用する材料の評価としては適用し難い。そこで本研究では、簡便な手法である電気化学インピーダンス測定と従来の重水素透過試験を用いて種々のセラミックス被覆に及ぼす照射影響を比較することで、電気化学インピーダンス測定による被覆の性能評価の適用性を調べた。

2. 実験手法

低放射化フェライト鋼 F82H を基板として用い、トリチウム透過低減被覆として酸化イットリウム（Y_2O_3）被覆を高周波マグネトロンスパッタリング法で、酸化ジルコニウム（ZrO_2）被覆を有機金属分解法で作製した。被覆試料に対して、2.8 MeV の鉄イオン、または 6.0 MeV のニッケルイオンを室温下で照射し、最大 10 dpa の損傷密度を与えた。その後、被覆表面に金属電極を作製し、200～550 ºC、1～10^5 Hz にて電気化学インピーダンス測定を実施した。

3. 結果・考察

図に室温下で 0.8 dpa の損傷密度を与えた ZrO_2 被覆試料および非照射試料の電気伝導率の温度依存性を示す。照射試料の伝導率は 350 ºC 以下においてほぼ一定の値を示したが、400 ºC 以上では非照射試料と同様に温度の増加に伴い増加した。照射損傷の導入によって伝導率の傾向が変化することが確認され、また、高温になるにつれて伝導率に与える照射影響は小さくなることが示された。発表では、重水素透過試験の結果と Y_2O_3 被覆試料の結果についてもあわせて報告する。

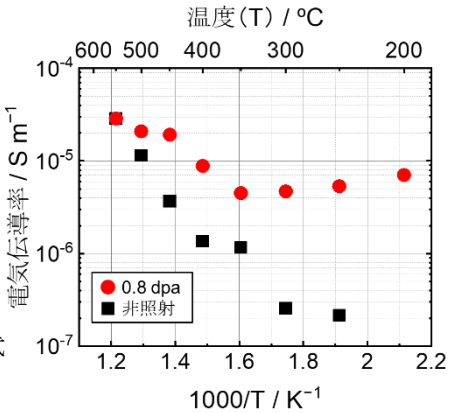


図　非照射および 0.8 dpa まで照射した ZrO_2 被覆試料の電気伝導率の温度依存性

参考文献

[1] K. Nakamura *et al*., J. Nucl. Mater. 537 (2020)152244

*Hikaru Fujiwara[1], Ryosuke Norizuki[1], Sota Miura[1], Sho Kano[2], Teruya Tanaka[3], Wataru Inami[1], Yoshimasa Kawata[1], Takumi Chikada[1]

[1]Shizuoka Univ., [2]Univ. of Tokyo, [3]NIFS

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

[1L14-17] Neutron Multiplier

Chair: Satoshi Ito (Tohoku Univ.)

Wed. Mar 16, 2022 4:15 PM - 5:30 PM Room L

[1L14] Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity

*Taehyun Hwang[1], Jae-Hwan Kim[1], Suguru Nakano[1], Yoshiaki Akatsu[1], Masaru Nakamichi[1] (1. QST)

4:15 PM - 4:30 PM

[1L15] Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity

*Yoshiaki Akatsu[1], Jae-Hwan Kim[1], Tae-Hyun Hwang[1], Suguru Nakano[1], Masaru Nakamichi[1] (1. QST)

4:30 PM - 4:45 PM

[1L16] R&D on an innovative metal refining technology for stably securing of beryllium resources

*Suguru Nakano[1], Jae-Hwan Kim[1], Yoshiaki Akatsu[1], Tae-Hyun Hwang[1], Ryuta Kasada[2], Masaru Nakamichi[1] (1. QST, 2. Tohoku Univ.)

4:45 PM - 5:00 PM

[1L17] Recycling process in joint area between beryllium and other materials

*Jae-Hwan Kim[1], Tae-hyun Hwang[1], Yoshiaki Akatsu[1], Suguru Nakano[1], Masaru Nakamichi[1] (1. National Institutes for Quantum Science and Technology)

5:00 PM - 5:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

ITER-BA 活動における先進中性子増倍材料の研究開発の現状 (33) プラズマ焼結製ベリライドの圧縮強度に関する研究

Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity
(33) Compressive strength of plasma-sintered beryllides

*黄 泰現, 金 宰煥, 中野 優, 赤津 孔明, 中道 勝
国立科学技術研究開発機構

日本の原型炉(DEMO)開発に向けた先進中性子増倍材料として、高温での安定性に優れたベリライドの製造技術の開発研究及びその特性評価を ITER-BA 活動を中心に進めている。本研究では、先進中性子増倍材の候補材であるベリライドの機械特性評価の一環として、ベリライドの圧縮強度を調べた結果について報告する。

キーワード：ベリライド、機械的特性、圧縮強度、プラズマ焼結

1. 緒言

日本の原型炉開発に向けた先進中性子増倍材として、優れた高温安定性を有しているベリリウム (Be) 金属間化合物であるベリライド($Be_{12}Ti$)に関する造粒技術開発及びその特性評価を行っている。高原子個数密度や設計簡略化などの観点から、ベリライドを微小球ではなくブロック形状で装荷する設計案が提案されている。本研究では、プラズマ焼結法を用いてベリライドブロック材を作製し、機械的特性評価を行った結果について報告する。

2. 実験法

$Be_{12}Ti$ の化学量論値である Be-7.7at.%Ti の混合粉末をアルゴン雰囲気制御炉にて 1200℃で 24 時間の単相化処理を実施し、原料粉末として使用した。1050℃、20 分間、54 MPa の条件でプラズマ焼結製 (KE-PAS II、化研製)のベリライドブロック材を製作し、走査型電子顕微鏡(SEM)及び電子線マイクロアナライザー(EPMA)による微細組織観察と X 線回折 (XRD) 分析による定性定量分析を行った。また、圧縮強度を調べるため、ワイヤーEDM(Electric Discharge Machining)でφ2.2×2.6mm の試験片に加工し、万能試験機を用いて、圧縮試験を実施した。また、破壊した残材の破断面の SEM 観察を行った。

3. 結果

EPMA 分析又は XRD 分析による定量定性分析を実施した結果、ベリライド単相粉末を用いたプラズマ焼結製ベリライドブロック材は、単相 $Be_{12}Ti$ に構成されていることが明らかになった。

ベリライドブロック材の室温での圧縮強度は約 1511 MPa を示した。また、圧縮試験後の破壊された残材の破断面を観察した結果、脆性破壊の特徴が見受けられた。今回の発表では、高温での圧縮強度について報告を行う。

---

* Taehyun HWANG, Jae-Hwan KIM, Suguru NAKANO, Yoshiaki AKATSU, Masaru NAKAMICHI
National Institutes for Quantum Science and Technology

ITER-BA 活動における先進中性子増倍材料の研究開発の現状 （34）ベリリウム金属間化合物微小球の機械的特性評価に関する研究

Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity
(34) Compressive properties of beryllium intermetallic compound pebbles as advanced neutron multipliers

*赤津 孔明[1], 金 宰煥[1], 黄 泰現[1], 中野 優[1],中道 勝[1]
[1]量子科学技術研究開発機構

日本の原型炉（DEMO）開発に向けた先進中性子増倍材料として、高温での安定性に優れたベリライドの製造技術の開発研究及びその特性評価を ITER-BA 活動を中心に進めている。本研究では、先進中性子増倍材の候補材であるベリライド微小球の機械的特性を評価した結果について報告する。

キーワード：ベリライド、微小球、機械的特性、

1. 緒言

日本の原型炉開発に向けた先進中性子増倍材として、優れた高温安定性を有しているベリリウム金属間化合物であるベリライドに関する造粒技術開発及びその特性研究を行っている。本研究では、プラズマ焼結法と回転電極法を用いて、単相 $Be_{12}V$ と $Be_{12}Ti_{0.3}V_{0.7}$ の 3 元系組成のベリライド微小球を製造し、その圧壊強度の評価結果について報告する。

2. 実験方法

Be、Ti、V の粉末を $Be_{12}V$ と $Be_{12}Ti_{0.3}V_{0.7}$ の化学量論値の組成で混合した後、その混合粉末を用い、焼結温度 800℃焼結時間 2 分 30 秒でプラズマ焼結製電極棒を製造した。その後、その電極棒を用いて微小球製造試験を行った。回転電極法による造粒条件は、He ガス雰囲気中で、アーク電流 80A、電極棒回転数 6000rpm である。製造した微小球の機械的特性評価を行うため、特注の治具を製作し、圧壊試験を行った。圧壊試験前後のベリライド微小球の表面・断面・破断面観察のため、電子線マイクロアナライザー/走査型電子顕微鏡（EPMA/SEM）を用いた。

3. まとめ

微小球の表面・断面組織の観察結果から、$Be_{12}V$ 微小球は $Be_{12}V$ 単相で、$Be_{12}Ti_{0.3}V_{0.7}$ 微小球は $Be_{12}V$ と $Be_{12}Ti$ の二相に構成されていることが分かった。また、$Be_{12}V$ 微小球の場合は、造粒時に表面にクラックが形成されている一方、$Be_{12}Ti_{0.3}V_{0.7}$ 微小球は、表面は非常に細かい組織になっており、表面クラックも見受けられなかった。そして、室温での圧壊強度を調べた結果、$Be_{12}V$ 微小球は約 40N の圧壊強度を示す一方、$Be_{12}Ti_{0.3}V_{0.7}$ 微小球は、約 140N の高い圧壊強度を示すことが分かった。この大きな強度の違いは、$Be_{12}V$ 微小球の表面クラックによる強度低下や $Be_{12}Ti_{0.3}V_{0.7}$ 微小球における二相による強度向上などによるものと考えられる。本発表では室温、600K と 820K での微小球の圧壊強度について報告する。

*Yoshiaki Akatsu[1], Jae-Hwan Kim[1], Taehyun Hwang[1], Suguru Nakano[1], Masaru Nakamichi[1]
[1]National Institutes for Quantum Science and Technology

ベリリウム資源の安定的な確保に向けた革新的金属精製技術開発研究
（5）難溶解性ベリリウム鉱石のマイクロ波加熱による溶解反応挙動評価

R&D on an innovative metal refining technology for stably securing of beryllium resources
(5) Evaluation of dissolution reaction behavior of beryllium ore as a hardly soluble substance by microwave heating

*中野　優[1]，金　宰煥[1]，赤津　孔明[1]，黄　泰現[1]，笠田　竜太[2]，中道　勝[1]
[1]量子科学技術研究開発機構，[2]東北大学

量研では、ベリリウム資源の安定的な確保に向けた革新的なベリリウム精製基盤技術を確立することに成功した。本発表では、難溶解性であるベリリウム鉱石を低温で溶解可能とした化学処理とマイクロ波加熱の複合化処理において、マイクロ波加熱が作用する溶解反応挙動についての試験研究成果を報告する。

キーワード：核融合炉，ベリリウム鉱石，溶解技術，マイクロ波加熱

1. 緒言

核融合炉ブラケットに大量に必要となる中性子増倍材のベリリウムは、ベリリウムを含有する鉱石から精製されるが、ベリリウム鉱石は非常に安定であるため、従来の精製法では、溶解過程において2000℃を超える溶融・急冷によってフリット化する工程が必要になる。量研では、難溶解性のベリリウム鉱石に対し溶解過程において、化学処理とマイクロ波加熱の複合化処理により、熱処理温度を250℃以下へ極端に下げることに成功した。本発表では、極端な低温化が実現された上記処理において、マイクロ波加熱によるベリリウム鉱石の溶解反応挙動について報告する。

2. 実験法

ベリリウムを含有する鉱石としてベリル（$Be_3Al_2Si_6O_{18}$）を出発原料として用いた。細かく粉砕したベリルに塩基性水溶液を加え、加熱処理を行った。加熱はマイクロ波による内部加熱とヒーターによる外部加熱をそれぞれ実施し、処理後の溶液中の元素分析を行うことで、加熱方式によるベリルの溶解度の比較評価を行った。

3. 結果

加熱温度が上昇すると共に、ベリル中のベリリウムの溶解度は上昇した。また加熱方式の違いにより、ベリリウムの溶解度の振る舞いに差が生じた。マイクロ波による内部加熱では、200℃付近からベリル中のベリリウムの溶解度が急激に上昇し40%を超える一方で、ヒーターによる外部加熱では、200℃を超えてもベリル中のベリリウムの溶解度は20%程度に留まっている。この結果は、外部加熱と内部加熱とでベリルの溶解における反応に違いが生じたことを示唆している。本発表では、加熱方式の違いによるベリル中のベリリウムの溶解度の詳細な振る舞いについて報告するとともに、マイクロ波加熱がベリル溶解反応に与える影響について、詳しく述べる。

---

*Suguru Nakano[1], Jae-Hwan Kim[1], Yoshiaki Akatsu[1], Tae-Hyun Hwang[1], Ryuta Kasada[2], Masaru Nakamichi[1]
[1]National Institutes for Quantum Science and Technology, [2]Tohoku University

ベリリウムの異材接合部におけるリサイクル技術の検討

Recycling process in joint area between beryllium and other materials

*金　宰煥[1]，黄　泰現[1]，赤津　孔明[1]，中野　優[1]，中道　勝[1]
[1]量子科学技術研究開発機構

科研費研究の一環として、核融合炉における使用済機器からの省エネ金属リサイクル技術開発を実施している。本研究では、核融合炉における主要機器のリサイクル技術開発として、プラズマ対向壁材料であるベリリウムと異材接合部における溶解・分離試験を含むリサイクル技術の検討結果について報告を行う。

キーワード：核融合炉、中性子増倍材、異材接合、ベリリウム、リサイクル

1. 緒言

核融合炉の様々な主要機器において、プラズマ対向壁材料であるベリリウムと構造材である低放射化フェライト鋼（F82H）の接合部を想定し、プラズマ焼結法を用いたベリリウムと F82H の異材接合試験を行い、その接合部のリサイクル技術の検討結果について報告を行う。

2. 実験法

始発原料として、Be ロッド（S65、Materion）と F82H（BA12 Heat,ID：BT2-1-4）から、直径φ20 ㎜、厚み 17 ㎜のシリンダー形状に加工・研磨（＃4000）を実施した。異材の接合試験では、二枚の異材をグラファイトダイに装荷し、1023K で、50MPa、90 分でプラズマ焼結を行った。接合後、試料を 3×3×35 ㎜に加工・研磨（＃1200）を行い、4 点曲げ試験を実施し、接合部の曲げ強度を求めた。また、電子線マイクロアナライザー（EPMA、JXA-8530F）を利用し、破断面・断面などの組成分析と観察を行った。そして、化学処理とマイクロ加熱の溶解試験を実施し、溶接部からのベリリウムの分離試験を行った。

3. 結果及びまとめ

プラズマ焼結法による Be と F82H の接合試験を行い、焼結時間が長くなることによって、接合部における反応層の厚さが増加した。その反応層は EPMA の組成分析結果から、$Be_{12}Fe$、Be_5Fe、Be_2Fe に構成されることが分かった。また、反応層の厚さの温度依存性を評価した結果、良好な直線性を得られ、反応層成長の活性化エネルギーは 116.2 kJ/mol を示した。更に、接合した材料の接合強度は、反応層の厚さに反比例する傾向を示すことを明らかにした。リサイクル技術検討結果、その反応層における Be の溶解・分離は可能であることを明らかにした。今回の発表では、この異材接合部における溶解試験及び、接合部からの Be 分離技術であるリサイクル技術の検討結果について報告を行う。

謝辞：本研究は JSPS 科研費 21H01071 の助成をうけたものです。

---

*Jae-Hwan Kim[1], Tae-Hyun Hwang[1], Yoshiaki Akatsu[1], Suguru Nakano[1], Masaru Nakamichi[1]
[1]National Institutes for Quantum Science and Technology