

Fri. Sep 9, 2022

Room A

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

[3A01-05] Stabilization and Immobilization 3

Chair: Ryosuke Maki (Okayama Univ. of Science)

9:30 AM - 10:55 AM Room A (E1 Bldg.1F No.10)

[3A01] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Norihiisa Osawa¹, Yoshihisa Kaneda¹, Kazuki Matsuzawa², Michio Kikuchi², Takeshi Yamamoto², Ayaka Kakuda³, Tomoyuki Sone³, Takeshi Osugi³, Ryoichiro Kuroki³ (1. Taiheiyō Consultant, 2. CRIEPI, 3. IRID/JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM

[3A02] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Kazuki Matsuzawa¹, Michio Kikuchi¹, Takeshi Yamamoto¹, Norihiisa Osawa², Ryo Sakamoto², Yoshihisa Kaneda², Ayaka Kakuda^{3,4}, Tomoyuki Sone^{3,4}, Takeshi Osugi^{3,4}, Ryoichiro Kuroki^{3,4} (1. CRIEPI, 2. Taiheiyō Consultant, 3. IRID, 4. JAEA)

9:45 AM - 10:00 AM

[3A03] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Ayaka Kakuda¹, Masahiro Namiki^{1,4}, Kouiti Tabata¹, Norihiisa Osawa², Yoshihisa Kaneda², Michio Kikuchi³, Takeshi Yamamoto³, Tomoyuki Sone¹, Takeshi Osugi¹, Ryoichiro Kuroki¹ (1. IRID/JAEA, 2. Taiheiyō Consultant, 3. CRIEPI, 4. present: Inspection Development)

10:00 AM - 10:15 AM

[3A04] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Takumi Taniguchi¹, Masahiro Namiki^{1,2}, Koichi Tabata¹, Ayaka Kakuda¹, Tomoyuki Sone¹, Takeshi Osugi¹, Ryoichiro Kuroki¹ (1. IRID/JAEA, 2. Inspection

Development)

10:15 AM - 10:30 AM

[3A05] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Koichi Tabata¹, Masahiro Namiki³, Osawa Norihiisa², Ryo Sakamoto², Yoshihisa Kaneda², Ayaka Kakuda¹, Tomoyuki Sone¹, Takeshi Osugi¹, Ryoichiro Kuroki¹ (1. IRID/JAEA, 2. Taiheiyō Consultant, 3. Inspection Development)

10:30 AM - 10:45 AM

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

[3A06-09] Stabilization and Immobilization 4

Chair: Tomofumi Sakuragi (RWMC)

10:55 AM - 12:00 PM Room A (E1 Bldg.1F No.10)

[3A06] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Junya Sato¹, Takumi Taniguchi¹, Kazuki Matsuzawa², Michio Kikuchi², Takeshi Yamamoto², Ayaka Kakuda¹, Tomoyuki Sone¹, Takeshi Osugi¹, Ryoichiro Kuroki¹ (1. JAEA, 2. CRIEPI)

10:55 AM - 11:10 AM

[3A07] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Yuta Takahashi¹, Mayu Enomoto¹, Ayaka Kakuda¹, Tomoyuki Sone¹, Takeshi Osugi¹, Ryoichiro Kuroki¹ (1. IRID/JAEA)

11:10 AM - 11:25 AM

[3A08] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Ryo Sakamoto¹, Yutaro Kobayashi¹, Kazuko Haga¹, Ayaka Kakuda^{2,3}, Tomoyuki Sone^{2,3}, Takeshi Osugi^{2,3}, Ryoichiro Kuroki^{2,3} (1. Taiheiyō Consultant, 2. IRID, 3. JAEA)

11:25 AM - 11:40 AM

[3A09] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear

Power Station

Kazuyoshi URUGA¹, *Shizue FURUKAWA¹, Tadafumi KOYAMA¹, Ayaka KAKUDA², Tomoyuki SONE², Takeshi OSUGI², Ryoichiro KUROKI² (1. CRIEPI, 2. IRID/JAEA)
11:40 AM - 11:55 AM

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

[3A10-14] Stabilization and Immobilization 5

Chair:Junya Sato(JAEA)

2:45 PM - 4:10 PM Room A (E1 Bldg.1F No.10)

[3A10] Challenge of Novel Hybrid-waste-solidification of Mobile Nuclei Generated in Fukushima Nuclear Power Station and Establishment of Rational Disposal Concept and its Safety Assessment

*Masahiko Nakase¹, Miki Harigai¹, Shinta Watanabe¹, Ryosuke Maki², Hidetoshi Kikunaga³, Tohru Kobayashi⁴, Tomofumi Sakuragi⁵, Ryo Hamada⁵, Hidekazu Asano⁵
(1. Tokyo Institute of Technology, 2. Okayama University of Science, 3. Tohoku University, 4. Japan Atomic Energy Agency, 5. Radioactive Waste Management Funding and Research Center)

2:45 PM - 3:00 PM

[3A11] Challenge of Novel Hybrid-waste-solidification of Mobile Nuclei Generated in Fukushima Nuclear Power Station and Establishment of Rational Disposal Concept and its Safety Assessment

*Ryosuke Maki¹, Masahiko Nakase², Miki Harigai², Shinta Watanabe², Hidetoshi Kikunaga³, Tohru Kobayashi⁴, Tomofumi Sakuragi⁵, Ryo Hamada⁵, Hidekazu Asano⁵ (1. Okayama University of Science, 2. Tokyo Institute of Technology, 3. Tohoku University, 4. Japan Atomic Energy Agency, 5. Radioactive Waste Management Funding and Research Center)

3:00 PM - 3:15 PM

[3A12] Challenge of Novel Hybrid-waste-solidification of Mobile Nuclei Generated in Fukushima Nuclear Power Station and Establishment of Rational Disposal Concept and its Safety Assessment

*Tomofumi Sakuragi¹, Ryo Hamada¹, Hidekazu Asano¹, Masahiko Nakase², Miki Harigai², Shinta Watanabe², Ryosuke Maki³, Hidetoshi Kikunaga⁴, Tohru Kobayashi⁵
(1. RWMC, 2. Tokyo Tech, 3. Okayama University of

Science, 4. Tohoku Univ., 5. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

[3A13] Challenge of Novel Hybrid-waste-solidification of Mobile Nuclei Generated in Fukushima Nuclear Power Station and Establishment of Rational Disposal Concept and its Safety Assessment

*Shinta Watanabe¹, Miki Harigai¹, Masahiko Nakase¹, Ryosuke Maki², Hidetoshi Kikunaga³, Tohru Kobayashi⁴, Tomofumi Sakuragi⁵, Ryo Hamada⁵, Hidekazu Asano⁵
(1. Tokyo Tech, 2. Okayama Univ. of Sci., 3. Tohoku Univ., 4. JAEA, 5. RWMC)

3:30 PM - 3:45 PM

[3A14] Challenge of Novel Hybrid-waste-solidification of Mobile Nuclei Generated in Fukushima Nuclear Power Station and Establishment of Rational Disposal Concept and its Safety Assessment

*Hidekazu Asano¹, Tomofumi Sakuragi¹, Ryo Hamada¹, Masahiko Nakase², Miki Harigai², Shinta Watanabe², Ryosuke Maki³, Hidetoshi Kikunaga⁴, Tohru Kobayashi⁵
(1. RWMC, 2. Tokyo Tech, 3. OUS, 4. Tohoku Univ., 5. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM

Room B

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

[3B01-04] Decommissioning of Fukushima Daiichi NPP 5

Chair:Shinichiro Uematsu(Hokkaido Univ.)

9:30 AM - 10:35 AM Room B (E1 Bldg.2F No.21)

[3B01] Application of FBG sensor strain measurement technology to the gripping mechanism of a robot arm

*Akihiko Nishimura^{1,3}, Koji Takasaki¹, Nobuyuki Ishihara² (1. JAEA, 2. deltafiber.jp, 3. Fukui Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM

[3B02] Current Status of 'Development of a Hybrid Method for Evaluating the Long-Term Structural Soundness of Nuclear Reactor Buildings Using Response Monitoring and Damage Imaging Technologies - Nuclear Energy Science & Technology and Human Resource Development Project'

*Koji Dozaki¹, Takayuki Aoki¹, Masaki Maeda¹ (1.

Tohoku Univ.)

9:45 AM - 10:00 AM

[3B03] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

*Yoichi Arai^{1,2}, Seiya Suzuki^{1,2}, Nobuo Okamura^{1,2}, Masayuki Watanabe^{1,2}, Shohei Kawano^{1,3}, Yoshiyuki Kawaharada^{1,3} (1. IRID, 2. JAEA, 3. TOSHIBA ESS)

10:00 AM - 10:15 AM

[3B04] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

*Seiya Suzuki^{1,2}, Yoichi Arai^{1,2}, Nobuo Okamura^{1,2}, Masayuki Watanabe^{1,2}, Shohei kawano^{1,3}, Yoshiyuki Kawarada^{1,3} (1. IRID, 2. JAEA, 3. TOSHIBA ESS)

10:15 AM - 10:30 AM

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

[3B05-09] Investigation of Radioactive Contamination

Chair:Daisuke Kawasaki(Univ. of Fukui)

10:35 AM - 11:55 AM Room B (E1 Bldg.2F No.21)

[3B05] The amount of hydrogen atom present in aggregates and cement pastes

*Norikazu Kinoshita¹, Takuma Noto¹, Hitoshi Nakashima¹, Kazuaki Kosako¹, Takahiro Kato¹, Misako Kurabe¹, Yoichi Kuroiwa¹, Yuki Sasaki¹, Kazuyuki Torii¹, Mariko Segawa² (1. Shimizu, 2. JAEA)

10:35 AM - 10:50 AM

[3B06] Study on Rational Treatment/Disposal of Contaminated Concrete Waste Considering Leaching Alteration

*Hiromichi Koike¹, Shinichiro Uematsu¹, Naoko Watanabe¹, Tamotsu Kozaki¹, Yuka Morinaga², Daisuke Minato², Toru Nagaoka² (1. Hokkaido Univ., 2. CRIEPI)

10:50 AM - 11:05 AM

[3B07] Study on Rational Treatment/Disposal of Contaminated Concrete Waste Considering Leaching Alteration

*Shinichiro Uematsu¹, Kyoya Watanabe¹, Naoko Watanabe¹, Tamotsu Kozaki¹, Yuka Morinaga², Daisuke Minato², Toru Nagaoka² (1. Hokkaido Univ., 2. CRIEPI)

11:05 AM - 11:20 AM

[3B08] Penetration behavior of cesium and iodine into epoxy coatings

*Daiki Fujino¹, Haruaki Matsuura¹, Isamu Sato¹, Eriko

Suzuki², Kuniyisa Nakajima² (1. TCU, 2. JAEA)

11:20 AM - 11:35 AM

[3B09] Development of Sr-90 analytical system based on highly sensitive laser absorption spectroscopy utilizing molecular isotope shifts (2)

*Ryohei Terabayashi¹, Kaoru Inoue¹, Masahiro Sakurai¹, Masabumi Miyabe², Shuichi Hasegawa¹ (1. UTokyo, 2. JAEA)

11:35 AM - 11:50 AM

Room C

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

[3C01-05] Simulation

Chair:Takeyasu Abe(JAEA)

9:45 AM - 11:10 AM Room C (E1 Bldg.2F No.22)

[3C01] A Study on Behavior of Buffer Material into a Neighboring Rock Fracture Considered Density Distribution Change in Buffer Material Based on Particle Diffusion Model

*Kengo Yamanaka¹ (1. Okayama Univ.)

9:45 AM - 10:00 AM

[3C02] Effects of Groundwater Flow and Saltwater Intrusion under Coastal Seabed Sediment on Radionuclide Releases Rate from a HLW Disposal

*Koraphat Fairat¹, Takumi Saito¹, Kanako Toda¹ (1. UTokyo)

10:00 AM - 10:15 AM

[3C03] Analyses of Coupled Thermo-Hydro-Mechanical (T-H-M) Processes in Buffer Material

*Daiko Okajima¹, Haruo Sato¹ (1. Okayama University)

10:15 AM - 10:30 AM

[3C04] Development of methodologies for validation of groundwater flow and mass transport model

*HIRONORI ONOE¹, HIROMITSU SAEGUSA¹, TATSUYA TANAKA², KEISUKE ISHIDA¹, KIYOSHI FUJISAKI¹, ATSUSHI SAWADA³ (1. NUMO, 2. OBAYASHI, 3. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM

[3C05] Development of methodologies for validation of groundwater flow and mass transport model

*Koji Hane¹, Hironori Onoe², Masayuki Ishibashi¹, Kazuto Tabei¹, Tadashi Namikawa¹, Youichi Tagawa¹, Hiromitsu Saegusa², Keisuke Ishida², Kiyoshi Fujisaki²,

Atsushi Sawada³ (1. KAJIMA, 2. NUMO, 3. JAEA)

10:45 AM - 11:00 AM

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

[3C06-08] Geological Environment

Chair: Haruo Sato (Okayama Univ.)

11:10 AM - 12:00 PM Room C (E1 Bldg.2F No.22)

[3C06] Development of the Topography and repository depth transition analysis tool for coastal areas (TARTAN-II)

*Masaaki Yamaguchi¹, Tomoko Kato¹, Suzuki Yuji²,
Satsuki Kabasawa¹, Mihara Morihito¹, Hitoshi Makino¹
(1. JAEA, 2. NESI)

11:10 AM - 11:25 AM

[3C07] Study on an evaluation technology related to the occurrence of volcanic and igneous activities

*Makoto Kawamura¹, Nariaki Nishiyama¹, Masakazu Niwa¹, Koji Umeda² (1. JAEA, 2. Hirosaki Univ.)

11:25 AM - 11:40 AM

[3C08] Study on confirmation of borehole closure for intermediate disposal of radioactive waste

*Takuma Sawaguchi¹, Hiroaki Murakami¹, Ryuji Takeuchi¹, Shizuka Takai¹, Tsuyoshi Sasagawa¹, Seiji Takeda¹ (1. JAEA)

11:40 AM - 11:55 AM

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

[3C09-14] Material

Chair: HIRONORI ONOE (NUMO)

2:45 PM - 4:25 PM Room C (E1 Bldg.2F No.22)

[3C09] Numerical analysis of geochemical degradation of concrete during groundwater infiltration: Effect of redox-oxidation condition

*Takeyasu Abe¹, Yoshihisa Iida¹ (1. JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM

[3C10] Radiolysis hydrogen yields of cement constituent crystals

*Jun Kumagai¹, Keisuke Hosomi², Shinya Hasegawa³,
Kumi Negishi³, Masaya Ida³ (1. IMASS, Nagoya Univ.,
2. Faculty of Engineering, Nagoya Univ., 3. Taiheiyō Consultant)

3:00 PM - 3:15 PM

[3C11] Experiments of bentonite spraying method for the clay plug

*Shun Kimura¹, Masaki Takeda¹, Takayuki Motoshima²,
Hanae Dan² (1. JAEA, 2. TAISEI)

3:15 PM - 3:30 PM

[3C12] Measurements of Thermodynamic Data of Water in Na-Bentonite in the Pressure Release System and Saturated Condition by Relative Humidity Method

*Haruo Sato¹ (1. Okayama University)

3:30 PM - 3:45 PM

[3C13] Quantification of changes in physical and chemical characteristics of concrete support in Horonobe Underground Research Laboratory

*Akihito Mochizuki¹, Matsui Hiroya¹, Yusuke Ozaki¹,
Takayuki Motoshima², Mayumi Jo², Masahito Shibata³,
Kumi Negishi³, Ryo Sakamoto³ (1. JAEA, 2. TAISEI, 3. Taiheiyō Consultant)

3:45 PM - 4:00 PM

[3C14] Quantification of changes in physical and chemical characteristics of concrete support in Horonobe Underground Research Laboratory

*Masahito Shibata¹, Kumi Negishi¹, Ryo Sakamoto¹,
Hiroya Matsui², Akihito Mochizuki², Yusuke Ozaki²
(1. Taiheiyō Consultant, 2. Japan Atomic Energy Agency)

4:00 PM - 4:15 PM

Room D

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

[3D01-03] Extractant and Complex Formation

Chair: Asako Shimada (JAEA)

10:00 AM - 10:50 AM Room D (E1 Bldg.2F No.23)

[3D01] Basic information on solvent extraction using ADAAM for Am/Cm separation

*Yuji Sasaki¹, Masashi Kaneko¹, Yasutoshi Ban¹, Hideya Suzuki¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

10:00 AM - 10:15 AM

[3D02] Crystal Structure Analysis of Sparingly Soluble Actinide(IV)-Nitrato Complexes with Double-Headed 2-Pyrrolidone Derivatives and Applicability to NUMAP Reprocessing

*Ryoma Ono¹, Tomoyuki Takeyama¹, Juliane März²,
Tamara Duckworth², Satoru Tsushima^{1,2}, Koichiro Takao¹ (1. Tokyo Tech, 2. HZDR)

10:15 AM - 10:30 AM

[3D03] Determination of the thermodynamic quantities of U(VI) complexation with amino acid by calorimetry

*Masahide Takei¹, Akira Kirishima¹, Akihiro Uehara²,
Daisuke Akiyama¹ (1. Tohoku Univ., 2. QST)

10:30 AM - 10:45 AM

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

[3D04-07] Analytical Technique 1

Chair:Takehiko Tsukahara(Tokyo Tech)

10:50 AM - 12:00 PM Room D (E1 Bldg.2F No.23)

[3D04] Development of measurement method of ²³⁶U using ICP-MS/MS

*Yasuyuki Tanaka¹, Van-Khoai Do¹, Yoshiaki Motoki¹,
Yuki Ohta¹, Hiroyuki Iwahashi¹, Kiyoko Kurosawa¹,
Takahiro Furuse¹ (1. JAEA)

10:50 AM - 11:05 AM

[3D05] Development of analytical method for interference-free determination of ⁷⁹Se in concrete by ICP-MS/MS

*Irvin Mardongan Banjarnahor¹, Van-Khoai Do¹,
Yoshiaki Motoki¹, Yuki Ohta¹, Hiroyuki Iwahashi¹,
Kiyoko Kurosawa¹, Takahiro Furuse¹ (1. Japan Atomic
Energy Agency)

11:05 AM - 11:20 AM

[3D06] Development of HCl-free Analysis Method of ^{113m}Cd Using Liquid Scintillation Counter

*Chihiro Ito¹, Yasuyuki Tanaka¹, Kiyoko Kurosawa¹,
Yoshiaki Motoki¹, Van-Khoai Do¹, Takahiro Furuse¹
(1. JAEA)

11:20 AM - 11:35 AM

[3D07] Effect of deviation from focal point and angle dependence in laser-induced breakdown spectroscopy (LIBS)

*Takahiro Karino¹, Katsuaki Akaoka¹, Ikuo Wakaida¹
(1. JAEA)

11:35 AM - 11:50 AM

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

[3D08-11] Analytical Technique 2

Chair:Yuji Sasaki(JAEA)

2:45 PM - 3:55 PM Room D (E1 Bldg.2F No.23)

[3D08] Evaluation of Separation Ability of Alpha-Nuclides by Micro-Plug Flow Extraction

*Naoki Shitara¹, Aileen Brandt¹, Takehiko Tsukahara¹
(1. Tokyo Tech)

2:45 PM - 3:00 PM

[3D09] Demonstration study of Analytical Methods and Identification of Issues using TMI-2 Debris for Chemical Analysis of Fuel Debris

*Satoshi Nakamura¹, Yasutoshi Ban¹, Mie Sugimoto¹,
Masaki Tambo¹, Hiroyuki Fukaya¹, Kenta Hiruta¹,
Takuya Yoshida¹, Hiroyuki Uehara¹, Yasuhiko Kimura¹,
Masahide Takano¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:00 PM - 3:15 PM

[3D10] Development of chemical separation method for the measurement of the ¹³⁵Cs/¹³⁷Cs isotopic ratio in environmental samples

*Asako Shimada¹, Masao Nomura², Takehiko
Tsukahara², Seiji Takeda¹ (1. JAEA, 2. Tokyo Tech)

3:15 PM - 3:30 PM

[3D11] Analysis of smear samples at Unit 2 reactor building of Fukushima Daiichi NPS

*Kazuo Kakiuchi¹, Asako Shimada¹, Saki Ohira¹,
Yoshihisa Iida¹ (1. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

Room E

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

[3E01-08] Accident Tolerant Fuel

Chair:Kinya Nakamura(CRIEPI)

9:45 AM - 11:55 AM Room E (E1 Bldg.2F No.24)

[3E01] Development of Cr-Coated Zircaloy for Accident Tolerant Fuels

*Hiroaki ABE¹, Kazuhiro TAKANABE¹, Akira
NAKAYAMA¹, Masatake Yamaguchi², Huilong YANG¹,
Sho KANO¹ (1. The University of Tokyo, 2. JAEA)

9:45 AM - 10:00 AM

[3E02] Development of Cr-Coated Zircaloy for Accident Tolerant Fuels

*Ying Chen¹, Davey Theresa¹, Jovellana John², Yang
Huilong², Kano Sho², Abe Hiroaki² (1. Tohoku Univ., 2.
UTokyo)

10:00 AM - 10:15 AM

[3E03] Development of Cr-Coated Zircaloy for Accident Tolerant Fuels

*Bo LI¹, Huilong YANG¹, Reuben Holmes¹, Lijuan CUI¹,
Sho KANO¹, Hiroaki ABE¹ (1. UTokyo)

10:15 AM - 10:30 AM

[3E04] Development of Cr-Coated Zircaloy for Accident Tolerant Fuels

*Sho Kano¹, Huilong Yang¹, Lijuan Cui¹, Hiroaki Abe¹
(1. UTokyo)

10:30 AM - 10:45 AM

[3E05] Development of Cr-Coated Zircaloy for Accident Tolerant Fuels

*Lijuan Cui¹, Yang Huilong¹, Kano Sho¹, Abe Hiroaki¹
(1. UTokyo)

10:45 AM - 11:00 AM

[3E06] Development of Cr-Coated Zircaloy for Accident Tolerant Fuels

*Neli Sashkova Nikolova¹, Huilong Yang¹, Sho Kano¹,
Hiroaki Abe¹ (1. University of Tokyo)

11:00 AM - 11:15 AM

[3E07] Development of Cr-Coated Zircaloy for Accident Tolerant Fuels

*Koichi Ogata¹, Yasunari Shinohara¹, Huilong Yang²,
Sho Kano², Hiroaki Abe² (1. NDC, 2. UTokyo)

11:15 AM - 11:30 AM

[3E08] Evaluation on thermodynamic properties of Cs-B-O compounds using DFT and lattice vibration calculations

*Chikashi Suzuki¹ (1. JAEA)

11:30 AM - 11:45 AM

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

[3E09-12] Corrosion Potential, Zinc Injection

Chair: Ryuji Nagaishi (JAEA)

2:45 PM - 3:55 PM Room E (E1 Bldg. 2F No.24)

[3E09] The effects of hydrogen addition on the corrosive conditions of PWR primary coolant under irradiation

*Kuniki Hata¹, Shunsuke Uchida¹, Satoshi Hanawa¹,
Yasuhiro Chimi¹ (1. JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM

[3E10] The effects of hydrogen addition on the corrosive conditions of PWR primary coolant under irradiation

*Shunsuke Uchida¹, Kuniki Hata¹, Satoshi Hanawa¹,
Yasuhiro Chimi¹ (1. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM

[3E11] Oxygen Concentration Dependence of the Electrochemical Corrosion Potential of Nickel-**Base Alloy 82**

*Hikari Murotani¹, Yoichi Wada¹, Ryosuke Shimizu²
(1. Hitachi, 2. HGNE)

3:15 PM - 3:30 PM

[3E12] Applicability of the U.S. zinc injection management goal on dose rate suppression to Japanese BWR plants

*Gaku Yamazaki¹, Kazutoshi Fujiwara¹ (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

[3E13-14] Radiolysis

Chair: Shunsuke Uchida (JAEA)

3:55 PM - 4:30 PM Room E (E1 Bldg. 2F No.24)

[3E13] Precise Evaluation of Molecular Formation in X-ray Radiolysis of Water

*Tatsuya Ito¹, Ryo Kuwano¹, Ryuji Nagaishi¹ (1.
JAEA)

3:55 PM - 4:10 PM

[3E14] Studies on Reproducibility and Simulation of Radiolysis of Seawater with Simple Aqueous Solutions

*Ryuji Nagaishi^{1,2}, Tatsuya Ito¹, Ryo Kuwano¹, Masao
Gohdo², Yoichi Yoshida² (1. JAEA, 2. Osaka Univ.)

4:10 PM - 4:25 PM

Room F

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

[3F01-05] High Temperature Gas Reactor

Chair: Hirokazu Ohta (CRIEPI)

9:30 AM - 10:45 AM Room F (E1 Bldg. 3F No.31)

[3F01] Development of Large-scale Hydrogen Production Technology utilizing Very High Temperature Part1

*Hiroyuki Sato¹, Kazuhiko Iigaki¹, Atsushi Shimizu¹,
Hiroki Noguchi¹, Nariaki Sakaba¹, Koji Asano², Sunao
Oyama², Hiroyuki Onishi², Kazumasa Suyama², Yukinori
Usui² (1. JAEA, 2. MHI)

9:30 AM - 9:45 AM

[3F02] Development of Large-scale Hydrogen Production Technology utilizing Very High Temperature Part1

*Koji Asano¹, Motohiro Nakagiri¹, Takao Ito¹, Takeshi
Matsuo¹, Hiroyuki Iwabuchi¹, Hiroyuki Onishi¹, Yukinori

Usui¹ (1. MHI)

9:45 AM - 10:00 AM

[3F03] Development of Large-scale Hydrogen Production Technology utilizing Very High Temperature Part1

*Yasunobu Nomoto¹, Naoki Mizuta¹, Keisuke Morita¹, Takeshi Aoki¹, Shoichiro Okita¹, Kaoru Kurahayashi¹, Takanori Yasuda¹, Masato Tanaka¹, Hiroyuki Sato¹, Nariaki Sakaba¹ (1. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM

[3F04] Preliminary Investigation of Innovative HTGR's Fuel to reduce Fuel Temperature

*Kentarō Nagatsuka¹, Hiroyuki Sato², Yoshiyuki Imai², Xing L. Yan² (1. Univ. of Tsukuba, 2. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM

[3F05] Development of High Temperature Gas Reactor Cogeneration Plant without Core Melting Part3

*Kazuya Yamaji¹, Yusuke Sato¹, Koutaro Nariki², Atsuko Kubo¹, Koji Asano¹, Ichiyo Matoba¹, Takayuki Nakano¹, Kazumasa Suyama¹ (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 2. MHI NS Engineering Co., Ltd.)

10:30 AM - 10:45 AM

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

[3F06-10] Small Modular Reactor

Chair:Ken-ichi Fukumoto(Univ. of Fukui)

10:45 AM - 12:00 PM Room F (E1 Bldg.3F No.31)

[3F06] Development of an innovative small sodium-cooled fast reactor

*Daisuke Watanabe¹, Keita Endo¹, Hirotaka Nakahara¹, Kazuhiko Matsumura¹, Kensuke Kinoshita² (1. Hitachi-GE, 2. CRIEPI)

10:45 AM - 11:00 AM

[3F07] Development of an innovative small sodium-cooled fast reactor

*Sho Fuchita¹, Koji Fujimura¹, Keita Endo¹, Daisuke Watanabe¹, Hirotaka Nakahara¹, kazuhiko matsumura¹, Ohta Hirokazu² (1. Hitachi GE, 2. CRIEPI)

11:00 AM - 11:15 AM

[3F08] Development of an innovative small sodium-cooled fast reactor

*Guillaume Laurent Grandjean¹, Hirotaka Nakahara¹, Takashi Abe¹, Kazuhiro Fujimata¹, Kazuhiko Matsumura¹ (1. HGNE)

11:15 AM - 11:30 AM

[3F09] Development of Mitsubishi multi-purpose

modular ultra-safety micro reactor

*Shohei Otsuki¹, Tadakatsu Yodo¹, Takeshi Koike¹, Shota Kobayashi¹, Hironori Noguchi¹, Satoru Kamohara¹ (1. MHI)

11:30 AM - 11:45 AM

[3F10] An exploratory study on safety goals of microreactor

*Shin-etsu Sugawara Sugawara¹, Shohei Otsuki², Tadakatsu Yodo², Satoru Kamohara² (1. Kansai Univ., 2. MHI)

11:45 AM - 12:00 PM

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

[3F11-16] Improving Resilience of Nuclear Structure

Chair:Shigeki Okamura(Toyama Prefectural Univ.)

2:45 PM - 4:25 PM Room F (E1 Bldg.3F No.31)

[3F11] Development of Failure Mitigation Technologies for Improving Resilience of Nuclear Structures

*Satoshi FUTAGAMI¹, Masanori ANDO¹, Hidemasa YAMANO¹, Naoto KASAHARA² (1. JAEA, 2. UTokyo)

2:45 PM - 3:00 PM

[3F12] Development of Failure Mitigation Technologies for Improving Resilience of Nuclear Structures

*Yuichi Onoda¹, Kenichi Kurisaka¹, Hidemasa Yamano¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:00 PM - 3:15 PM

[3F13] Development of failure mitigation technologies for improving resilience of nuclear structures

*YIJI YE¹, Sho Hasegawa¹, Masakazu Ichimiya¹, Naoto Kasahara¹ (1. UTokyo)

3:15 PM - 3:30 PM

[3F14] Development of Failure Mitigation Technologies for Improving Resilience of Nuclear Structures

*Izumi Nakamura¹, Naoto Kasahara² (1. National Research Institute for Earth Science and Disaster Resilience, 2. The University of Tokyo)

3:30 PM - 3:45 PM

[3F15] Development of failure mitigation technologies for improving resilience of nuclear structures

*Akihiro Mano¹, Takuya Sato¹, Masakazu Ichimiya¹, Naoto Kasahara¹ (1. The University of Tokyo)

3:45 PM - 4:00 PM

[3F16] Development of Failure Mitigation Technologies for Improving Resilience of Nuclear Structures

*Kenichi Kurisaka¹, Hiroyuki Nishino¹, Hidemasa

Yamano¹ (1. JAEA)

4:00 PM - 4:15 PM

Room G

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

[3G01-03] Analysis Method Development 4 Sensitivity Analysis

Chair:Satoshi Wada(Toshiba ESS)

9:30 AM - 10:20 AM Room G (E1 Bldg.3F No.32)

[3G01] Calculation of sensitivity coefficients for nuclear model parameters

*Willem F.G. van Rooijen¹ (1. Univ. of Fukui)

9:30 AM - 9:45 AM

[3G02] Correlation evaluation of critical and burnup properties

*Hiroki Harada¹, Go Chiba¹ (1. Hokkaido Univ.)

9:45 AM - 10:00 AM

[3G03] Development of a robust nuclear data adjustment method to outliers

*Yuhei Fukui¹, Tomohiro Endo¹, Akio Yamamoto¹,
Shuhei Maruyama² (1. Nagoya University, 2. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM

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

[3G04-05] Uncertainty Evaluation

Chair:Tadafumi Sano(Kindai Univ.)

10:20 AM - 10:55 AM Room G (E1 Bldg.3F No.32)

[3G04] Uncertainty quantification of calculated nuclear material inventory caused by manufacturing tolerance of nuclear fuel

*Shunsuke Sato¹, Motomu Suzuki¹, Yasushi Nauchi¹
(1. CRIEPI)

10:20 AM - 10:35 AM

[3G05] Discrepancy of Calculation Results Due to Treatment of Manufacturing Uncertainties in Fuel Assembly Geometry

*Tatsuya Fujita¹ (1. NRA)

10:35 AM - 10:50 AM

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

[3G06-09] Advanced Reactor Property

Chair:Tomoaki Watanabe(JAEA)

10:55 AM - 12:00 PM Room G (E1 Bldg.3F No.32)

[3G06] Reduced Enrichment Project for KUCA Fuel(2)

*Tsuyoshi Misawa¹, Hironobu Unesaki¹, Yasunori
Kitamura¹, Yoshiyuki Takahashi¹ (1. Kyoto
University)

10:55 AM - 11:10 AM

[3G07] Effect of Activation Reaction Rate on Epithermal to Intermediate neutron in Reactor Experiment

*Naoto Aizawa¹, Kosuke Kawabata¹ (1. Tohoku Univ.)

11:10 AM - 11:25 AM

[3G08] An inherent safety gas-cooled fast reactor concept of KAMADO-FR2

*Tetsuo Matsumura¹, Takanori Kameyama¹ (1. Tokai University)

11:25 AM - 11:40 AM

[3G09] Consideration of reactivity decrease by assembling fuel assemblies in a heavy water-cooled reduced-moderation reactor

*Tomoatsu Shinohara¹, Yuki Sakurai¹, Hiroki Ishida^{1,2},
Naoyuki Takaki¹ (1. Tokyo City University, 2. Toshiba Plant Systems & Services Corporation)

11:40 AM - 11:55 AM

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

[3G10-11] Experiment Analysis(Graphite Moderation Reactor)

Chair:Satoshi GUNJI(JAEA)

2:45 PM - 3:20 PM Room G (E1 Bldg.3F No.32)

[3G10] Evaluation of Cadmium sample reactivity worth at the KUCA graphite moderated system core

*Seiji Yamasaki¹, Soichiro Moriya¹, Irwan Liapto
Simanullang¹, Nozomu Fujimoto¹, Atsushi Sakon²,
Tadafumi Sano², Yoshiyuki Takahashi³ (1. Kyushu Univ., 2. Kindai Univ., 3. Kyoto Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

[3G11] Evaluation of Cadmium sample reactivity worth at the KUCA graphite moderated system core

*Moriya Soichiro¹, Nozomu Fujimoto¹, Irwan Liapto
Simanullang¹, Seiji Yamasaki¹, Yoshiyuki Takahashi³,
Atsushi Sakon², Tadashi Sano² (1. Kyushu Univ., 2. Kindai, 3. Kyoto Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM

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

[3G12-14] Medical RI Production

Chair:Tatsuya Fujita(NRA)

3:20 PM - 4:10 PM Room G (E1 Bldg.3F No.32)

[3G12] Medical RI production in existing reactors*Daiki Iwahashi¹, Yuto Sasaki¹, Shigetaka Maeda²,
Naoyuki Takaki¹ (1. TCU, 2. JAEA)

3:20 PM - 3:35 PM

[3G13] Medical RI production in existing reactors*Yuto Sasaki¹, Daiki Iwahashi¹, Shigetaka Maeda²,
Naoyuki Takaki¹ (1. TCU, 2. JAEA)

3:35 PM - 3:50 PM

[3G14] Medical RI Production in existing reactors*Naoyuki Takaki¹, Daiki Iwahashi¹, Yuto Sasaki¹,
Shigetaka Maeda² (1. Tokyo City University, 2. Japan
Atomic Energy Agency)

3:50 PM - 4:05 PM

Room HOral presentation | VI. Fusion Energy Engineering | 601-2 Fusion Reactor
Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)**[3H01-06] Irradiation Behavior**

Chair:Kazutoshi Tokunaga(Kyushu Univ.)

9:30 AM - 11:00 AM Room H (E1 Bldg.3F No.33)

**[3H01] Ion irradiation response of cold rolled and
recrystallized 12Cr ODS steel***Jingjie Shen¹, Takuya Nagasaka¹, Takeo Muroga¹,
Huiling Yang², Sho Kano², Hiroaki Abe² (1. NIFS, 2.
UTokyo)

9:30 AM - 9:45 AM

**[3H02] Evaluation of irradiation effects on high
entropy cuprate superconductors***Kota Sakurai¹, Naoko Oono¹, Aichi Yamashita²,
Yoshikazu Mizuguchi², Kiyohiro Yabuuchi³, Okinobu
Hashitomi³ (1. Yokohama Natl. Univ., 2. Tokyo
Metropolitan Univ., 3. Kyoto Univ.)

9:45 AM - 10:00 AM

**[3H03] Neutron irradiation effects on material
properties and microstructural development of
HFIR irradiated Tungsten***Akira Hasegawa¹, Kenta Yoshida¹, Takeshi Miyazawa²
(1. Tohoku Univ., 2. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM

**[3H04] TEMPERATURE DEPENDENCE ON D RETENTION
FOR DAMAGED W-10%RE ALLOY***Yasuhisa Oya¹, Shiori Hirata¹, nao Inozume¹, Naoaki
Yoshida², Tatsuya Hinoki³, Kiyohiro Yabuuchi³ (1.
Shizuoka Univ., 2. Kyushu Univ., 3. Kyoto Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM

**[3H05] Responses of binary tungsten alloys to heavy
ion irradiation***Yuji Hatano¹, Jing Wang^{1,4}, Takeshi Toyama², Tatsuya
Hinoki³, Kiyohiro Yabuuchi³ (1. Univ. of Toyama, 2.
Tohoku Univ., 3. Kyoto Univ., 4. Hefei Inst. Technol.)

10:30 AM - 10:45 AM

**[3H06] Evaluation of irradiation defect accumulation in
tungsten based on the rate theory***Makoto Kobayashi^{1,2}, Yasuhisa Oya³ (1. National
Institute for Fusion Science, 2. SOKENDAI, 3. Shizuoka
University)

10:45 AM - 11:00 AM

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering | 601-2 Fusion Reactor
Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)**[3H07-10] Heat Load Testing of Divertor
Materials**

Chair: Akira Hasegawa(Tohoku Univ.)

11:00 AM - 12:00 PM Room H (E1 Bldg.3F No.33)

**[3H07] Investigation of thermal property of W-SiC/SiC
joints under high heat load using ACT2***Hiroya Ise¹, Naofumi Nakazato¹, Yukinori Hamaji²,
Jingjie Shen², Hirotatsu Kishimoto¹ (1. Muroran IT, 2.
NIFS)

11:00 AM - 11:15 AM

**[3H08] Multiple irradiation experiment of tungsten
materials by negative hydrogen ion beam***Koichiro Hirano¹, Makoto Fukuda³, Koichiro Ezato³,
Kazutoshi Tokunaga² (1. JAEA, 2. Kyushu Univ., 3.
QST)

11:15 AM - 11:30 AM

**[3H09] Multiple irradiation experiment of tungsten
materials by negative hydrogen ion beam***Makoto Fukuda¹, Koichiro Hirano², Kazutoshi
Tokunaga³, Koichiro Ezato¹ (1. QST, 2. JAEA, 3.
Kyushu Univ.)

11:30 AM - 11:45 AM

**[3H10] Multiple irradiation experiment of tungsten
materials by negative hydrogen ion beam***Kazutoshi Tokunaga¹, Yukino Nomiyama¹, Makoto
Fukuda², Koichiro Ezato², Koichiro Hirano³ (1. Kyushu
Univ., 2. QST, 3. JAEA)

11:45 AM - 12:00 PM

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

[3H11-12] Divertor Particle and Heat Transport

Chair: Keisuke Mukai (Kyoto Univ.)

2:45 PM - 3:20 PM Room H (E1 Bldg. 3F No.33)

[3H11] Evaluation of high wall temperature effect on

hydrogen isotope retention and impurities deposition behavior for plasma exposed tungsten in QUEST

*Shiori Hirata¹, Naoaki Yoshida², Kazuaki Hanada², Yasuhisa Oya¹ (1. Shizuoka Univ., 2. Kyusyu Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

[3H12] Reconstruction procedure of heat flux profile on divertor tiles with heat balance*Hiroto Matsuura¹, Som Xuan Nhat Bui² (1. Osaka Metropolitan University, 2. Osaka Prefecture University)

3:00 PM - 3:15 PM

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

[3H13-15] Fusion Reactor System Design and Safety

Chair: Yuji Hatano (Univ. of Toyama)

3:20 PM - 4:10 PM Room H (E1 Bldg. 3F No.33)

[3H13] UNITY: Unique Integrated Facility for Fusion Power Generation*Shutaro Takeda^{1,3}, Satoshi Ogawa¹, Yoshifumi Kume¹, Colin Baus¹, Taishi Sugiyama¹, Masato Tabuchi¹, Takashi Ino¹, Kiyoshi Seko¹, Taka Nagao¹, Satoshi Konishi^{1,2} (1. Kyoto Fusioneering Ltd., 2. Kyoto University, 3. Kyushu University)

3:20 PM - 3:35 PM

[3H14] UNITY: Unique Integrated Facility for Fusion Power Generation*Satoshi Ogawa¹, Colin Baus¹, Yoshifumi Kume¹, Taishi Sugiyama¹, Masato Tabuchi¹, Takashi Ino¹, Shutaro Takeda¹, Kiyoshi Seko¹, Taka Nagao¹, Satoshi Konishi¹ (1. Kyotofusioneering)

3:35 PM - 3:50 PM

[3H15] Study on organizing safety regulations and licensing requirements for fusion DEMO reactors*Takashi Ino¹, Satoshi Konishi¹, Yoji Someya² (1. Kyoto Fusioneering Ltd., 2. QST)

3:50 PM - 4:05 PM

Room I

Oral presentation | I. General Issues | General Issues

[3I01-02] Nuclear Non-proliferation, Safeguards and Nuclear Security

Chair: HIROSHI SAGARA (Tokyo Tech)

9:45 AM - 10:15 AM Room I (E1 Bldg. 3F No.34)

[3I01] Proliferation Resistance and Physical Protection of MSR*Ritsuo Yoshioka¹, Yoichiro Shimazu², Takeshi Morita¹, Koji Ogasawara¹, Motoyasu Kinoshita¹ (1.

International Thorium Molten-Salt Forum, 2. Beyond Energy Research & Development Association)

9:45 AM - 10:00 AM

[3I02] Realization of High-Secure Transportation Using a Step-By-Step Approach*Tomoe Yoshizako¹, Shin Muraoka¹, Mitsutoshi mitsutoshi Suzuki¹, Shuichi Hasegawa¹ (1. School of Engineering, Nuclear Professional School, The University of Tokyo)

10:00 AM - 10:15 AM

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies | 404-1 Techniques for Non-Proliferation, Safeguards and Nuclear Security

[3I03-03] Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security Technology

Chair: HIROSHI SAGARA (Tokyo Tech)

10:15 AM - 10:35 AM Room I (E1 Bldg. 3F No.34)

[3I03] Development and Demonstration of a Neutron Resonance Transmission Analysis System using a Laser Driven Neutron Source*Jaehong Lee¹, Fumiaki Ito¹, Kota Hironaka¹, Mitsuo Koizumi¹, Jun-ichi Hori², Kazushi Terada², Akifumi Yogo³ (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. KYOTO UNIVERSITY, 3. OSAKA UNIVERSITY)

10:15 AM - 10:30 AM

Oral presentation | I. General Issues | General Issues

[3I04-08] Social Survey and Risk Communication 1

Chair: Yoshihito Takeda (Hokkaido Univ.)

10:35 AM - 12:00 PM Room I (E1 Bldg. 3F No.34)

[3I04] Risk Communication in Energy Issues*MIKIHITO TADA¹ (1. Institute of Nuclear Safety System, Inc.)

10:35 AM - 10:50 AM

[3I05] Why are young people more positive about the use of nuclear power generation than older people?*Atsuko Kitada¹ (1. INSS)

10:50 AM - 11:05 AM

[3106] Measurement of Public Opinion on Nuclear Power Generation (14)*Tomohiro Fujita¹ (1. INSS)

11:05 AM - 11:20 AM

[3107] Analysis on the relationship between opinion and knowledge possessed for nuclear power generation*Makoto Takahashi¹, Saki Watanabe¹, Ryuma Shineha² (1. Tohoku Univ., 2. Osaka Univ.)

11:20 AM - 11:35 AM

[3108] Analysis of topics for deepening the discussion over nuclear power generation*Nao Shiino¹, Makoto Takahashi¹, Ekou Yagi² (1. Tohoku Univ., 2. Osaka Univ.)

11:35 AM - 11:50 AM

Oral presentation | I. General Issues | General Issues

[3109-13] Social Survey and Risk Communication 2

Chair: Makoto Takahashi Takahashi (Tohoku Univ.)

2:45 PM - 4:05 PM Room I (E1 Bildg.3F No.34)

[3109] Residents' Attitudes towards Shelter-in-place:

The Case of Mito City, Ibaraki Prefecture

*Fumie Yamaguchi¹, Shogo Takahara¹, Kazuya Yamamoto¹, Naoya Sekiya² (1. JAEA, 2. UTokyo)

2:45 PM - 3:00 PM

[3110] About ethical issues in the practice of dialogue*Yoshihito Takeda¹ (1. Faculty of Engineering, Hokkaido University)

3:00 PM - 3:15 PM

[3111] Consideration in Public Opinion Concerning Nuclear Power Generation in the United States, Europe and Asia (2)*Shinichi Oiso¹ (1. INSS)

3:15 PM - 3:30 PM

[3112] Differences in Knowledge and Experience regarding Radiation Risk between the Public and Experts*REIKO KUWAGAKI¹, MOTOKO KOSUGI², TOMOKO TSUCHIYA³ (1. CRIEPI, 2. Shizuoka Univ., 3. TONeRiCo)

3:30 PM - 3:45 PM

[3113] Discussion on ALPS Treated Water with Reference to the Method of Deliberative Poll Design and Implementation of Forum for National Institute of Technology Students(2)*Kyoko Oba¹, Noboru Yanase², Ryota Matsui³ (1. JAEA, 2. Nihon Univ., 3. Yamanashi Prefectural Univ.)

3:45 PM - 4:00 PM

Room J

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

[3J01-05] SeismicPRA

Chair: Sunghyon Jang (Hokkaido Univ.)

9:30 AM - 10:55 AM Room J (E1 Bildg.4F No.42)

[3J01] A Framework of RI-PB Design Application for Seismic Events*Noa Matsumaru¹, Yasuki Ohtori¹, Hitoshi Muta¹, Toshiaki Sakai², Yoshifumi Katayama³ (1. TCU, 2. CRIEPI, 3. Chuden Engineering Consultants)

9:30 AM - 9:45 AM

[3J02] Development of a random number generation method for earthquake risk assessment*Daichi Ogawa¹, Shota Terayama¹, Yasuki Ohtori¹, Hitoshi Muta¹ (1. TOKYO CITY UNIVERSITY)

9:45 AM - 10:00 AM

[3J03] Evaluation of Seismic Diversity of SSC system in PRA*Katayama Yoshifumi¹, Yasuki Ohtori², Toshiaki Sakai³, Hitoshi Muta² (1. Chuden Engineering Consultants, 2. TCU, 3. CRIEPI)

10:00 AM - 10:15 AM

[3J04] Evaluation of Seismic Diversity of SSC system in PRA*Mitsuharu Ohara¹, Yasuki Ohtori¹, Hitoshi Muta¹, Yoshifumi Katayama², Toshiaki Sakai³ (1. TCU, 2. CEC, 3. CRIEPI)

10:15 AM - 10:30 AM

[3J05] Industry's activities to refine direct core damage scenarios in Seismic PRA*Takahiro Watanabe¹, Shudai Fujimoto², Shuhei Matsunaka³, Bumei Fujioka⁴, Ryusuke Haraguchi⁵, Takashi KATO⁶, Kensuke Toyoshima⁷ (1. TEPCO HD, 2. KEPSCO, 3. TEPSSYS, 4. HGNE, 5. MHI, 6. TOSHIBA ESS, 7. NEL)

10:30 AM - 10:45 AM

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

[3J06-09] External/DynamicPRA

Chair: Hitoshi Muta (TCU)

10:55 AM - 12:00 PM Room J (E1 Bildg.4F No.42)

[3J06] Improvement of Evaluation Method for Flooding Propagation for Internal Flooding PRA

*Daichi Nagai¹, Koji Tasaka¹, Koji Shirai¹ (1. CRIEPI)
10:55 AM - 11:10 AM

[3J07] Applicability of computer codes of tornado-borne missile strike probability toward tornado-PRA

*YUZURU EGUCHI¹, TAKAHIRO MURAKAMI¹, KOSUKE NAMBA¹, YASUO HATTORI¹ (1. Central Research Institute of Electric Power Industry)
11:10 AM - 11:25 AM

[3J08] Study on improvement of the efficiency of statistical sampling of rare event evaluation applicable for Multi-Unit Dynamic PRA using Continuous Markov process Monte Carlo method

*Tomomi Hanai¹, Satoshi Shinzaki¹, Takamasa Kurokawa¹, Kensuke Toyoshima¹, Masayuki Hijiya¹, Sunghyon Jang², Akira Yamaguchi² (1. NEL, 2. UTokyo)
11:25 AM - 11:40 AM

[3J09] Approach Comparison of Uncertainty Treatment in PRA and Dynamic PRA

*Xiaoyu Zheng¹, Hitoshi Tamaki¹, Tomoyuki Sugiyama¹ (1. JAEA)
11:40 AM - 11:55 AM

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

[3J10-14] HRA/CMF/Decommissioning

Chair:Tomohiko Ikegawa(Hitachi)
2:45 PM - 4:10 PM Room J (E1 Bldg.4F No.42)

[3J10] A Study on Human Error Probability Considering Environmental Change caused by Multi-unit Effect

*Sunghyon Jang¹, Akira Yamaguchi², Tomomi Hanai³, Satoshi Shinzaki³, Takamasa Kurokawa³, Kensuke Toyoshima³, Masayuki Hijiya³ (1. The University of Tokyo (Currently,Hokkaido University), 2. The University of Tokyo (Currently, NSRA), 3. Nuclear Engineering, Ltd)
2:45 PM - 3:00 PM

[3J11] Consideration of human factors in safety of spent fuel pool using the CMMC method

*Kaito Mori¹, Yuki Morishita¹, Akio Yamamoto¹, Tomohiro Endo¹ (1. Nagoya Univ.)
3:00 PM - 3:15 PM

[3J12] Importance Measure Considering Common Cause Failure

*Yasuki Ohtori¹, Hitoshi Muta¹, Toshiaki Sakai² (1. Tokyo City University, 2. CRIEPI)
3:15 PM - 3:30 PM

[3J13] Research on problem-solving strategies and processes to achieve safe and smooth decommissioning

*Toshiyuki Takeda¹, Masaki ONODERA¹, Shintaro YAGI¹, Tomoaki SUENAGA¹, Harunaga YANAGAWA¹, Kiyoshi NAKAJIMA¹, Junji ETO¹, Hiroshi SUZUKI¹ (1. Mitsubishi Research Institute, Inc.)
3:30 PM - 3:45 PM

[3J14] Research on problem-solving strategies and processes to achieve safe and smooth decommissioning

*Masaki Onodera¹, Toshiyuki Takeda¹, Shintaro Yagi¹, Tomoaki Suenaga¹, Harunaga Yanagawa¹, Kiyoshi Nakajima¹, Junji Eto¹, Hiroshi Suzuki¹ (1. MRI)
3:45 PM - 4:00 PM

Room K

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

[3K01-06] Seismic Technologies, Development of SMR

Chair:Tadashi Murofushi(TOSHIBA ESS)
10:15 AM - 11:55 AM Room K (E1 Bldg.4F No.43)

[3K01] Influence of Cut-off Frequency of Modal Superposition Method for Seismic Response Evaluation Using Three-Dimensional Finite Element Method Model

*Takahito Kumagai¹, Kazuma Hirosaka¹, Naotomo Maruyama², Yusuke Minakawa² (1. Hitachi, 2. HGNE)
10:15 AM - 10:30 AM

[3K02] Numerical Analysis for Clarifying Dynamic Buckling Behavior of PWR-CV during a Seismic Excitation

*Shinjiro Hidaka¹, Gaku Shoji¹ (1. University of Tsukuba)
10:30 AM - 10:45 AM

[3K03] Technical Demonstration for NuScale "VOYGR™"

*Ryuki Tahara¹, Yasutomi Morimoto¹, Daisuke Koike², Yasuharu Kimura², Masanori Ijichi², Paul Boyadjan³ (1.

JGC, 2. IHI, 3. NuScale Power)

10:45 AM - 11:00 AM

[3K04] Technical Demonstration for NuScale

“ VOYGR™”

*Daisuke Koike¹, Satoru Kai¹, Yasutomi Morimoto²,
Paul Boyadjan³ (1. IHI, 2. JGC, 3. NuScale Power)

11:00 AM - 11:15 AM

[3K05] Technical Demonstration for NuScale

“ VOYGR™”

*Eiji Kawada¹, Yuuki Sato¹, Shunji Kataoka¹, Tomoyuki
Umezawa¹, Tsuyoshi Fujita¹, Shinichi Aya¹, Yasutomi
Morimoto¹, Daisuke Koike², Paul Boyadjan³ (1. JGC, 2.
IHI, 3. NuScale Power)

11:15 AM - 11:30 AM

[3K06] Technical Demonstration for NuScale

“ VOYGR™”

*Yuki Sato¹, Shunji Kataoka¹, Eiji Kawada¹, Yasutomi
Morimoto¹, Tomoyuki Umezawa¹, Takahisa Kawase²,
Daisuke Koike³, Paul Boyadjan⁴ (1. JGC, 2. Kajima, 3.
IHI, 4. NuScale Power)

11:30 AM - 11:45 AM

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies | 401-3 Reactor
Design, Construction and Examination of Nuclear Power Station,
Aseismic Design, Nuclear Ship**[3K07-10] Improving the Operation of Nuclear
Regulatory Inspections, Development
of Automatic Design System Using AI**

Chair:Fumihiko Ishibashi(TOSHIBA ESS)

2:45 PM - 3:55 PM Room K (E1 Bldg.4F No.43)

**[3K07] Study on the improving the operation of nuclear
regulatory inspections***Shintaro Yagi¹, Junji Eto¹, Hiroki Sugino¹, Masaki
Onodera¹, Kiyoshi Nakajima¹, Nobuaki yoshizawa¹,
Kiyoteru Suzuki¹ (1. Mitsubishi Research Institute)

2:45 PM - 3:00 PM

**[3K08] Research on the improving the operation of
nuclear regulatory inspections***Junji Eto¹, Hiroki Sugino¹, Masaki Onodera¹, Shintaro
Yagi¹, Kiyoshi Nakajima¹, Nobuaki Yoshizawa¹,
Kiyoteru Suzuki¹ (1. MRI)

3:00 PM - 3:15 PM

**[3K09] Development of Automatic Design System for
Piping, Air Conditioning Duct and Cable Tray
Using AI***Shiro Takahashi¹, Keita Okuyama¹, Junta Yamada²,
Tomoyasu Inoue², Eisuke Wakabayashi², MichiakiKurosaki², syonosuke Yukita³ (1. Hitachi, 2. HGNE, 3.
Hitachi Industry &Control Solutions)

3:15 PM - 3:30 PM

**[3K10] Development of Automatic Design System for
Piping, Air Conditioning Duct and Cable Tray
Using AI***Junta Yamada¹, Tomoyasu Inoue¹, Michiaki Kurosaki¹,
Eisuke Wakabayashi¹, Shiro Takahashi², Keita
Okuyama², Shonosuke Yukita³ (1. HGNE, 2. Hitachi, 3.
Hitachi Industry &Control Solutions)

3:30 PM - 3:45 PM

Room LOral presentation | III. Fission Energy Engineering | 304-1 Thermal
Hydraulics, Energy Conversion, Energy Transfer, Energy Storage**[3L01-04] Fukushima NPPs Accident**

Chair:Hiroyuki Yoshida(JAEA)

9:30 AM - 10:35 AM Room L (E1 Bldg.4F No.44)

**[3L01] In-Vessel Phase MAAP Analysis Based on the
Latest Findings on Fukushima Daiichi Nuclear
Power Station in JFY2021***Ikken Sato Sato¹, Takuya Yamashita¹, Shinji
Yoshikawa¹, Michal Cibula², Shinya Mizokami² (1.
Japan Atomic Energy Agency, 2. Tokyo Electric Power
Company Holdings)

9:30 AM - 9:45 AM

**[3L02] In-Vessel Phase MAAP Analysis Based on the
Latest Findings on Fukushima Daiichi Nuclear
Power Station in the JFY 2021***Takuya Yamashita¹, Ikken Sato¹, Shinji Yoshikawa¹,
Michal Cibula², Shinya Mizokami² (1. Japan Atomic
Energy Agency, 2. Tokyo Electric Power Company
Holdings, Inc.)

9:45 AM - 10:00 AM

**[3L03] Fukushima Daiichi NPP Unit 2 Suppression
Chamber Lower Part Leak Caused by Seismic
Ground Motion***FUMIYA TANABE¹ (1. Sociotechnical Systems Safety
Research Institute)

10:00 AM - 10:15 AM

**[3L04] Temperature change due to oxidative cooling
under the fuel rod exposure in Fukushima One
No.1 Reactor***Kiyoshi Yoneyama¹, Kazuo Watanabe², Kouji Kihara³,
Kouhei Kawano (1. H.O.Yoneyama, 2. WNR-Cx
Watanabe Lab., 3. Tokyo Gas Co.Ltd.)

10:15 AM - 10:30 AM

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

[3L05-11] Fast Reactor Thermal Hydraulics

Chair: Masaaki Tanaka(JAEA)

10:35 AM - 12:30 PM Room L (E1 Bildg.4F No.44)

[3L05] Evaluation of core thermal hydraulics in pool-type SFR

*Junji Endo¹, Hiroyuki Hagiwara¹, Akira Imamura¹, Tomo Imamura¹, Ezure Toshiki², Hamase Erina², Masaaki Tanaka² (1. MFBR, 2. JAEA)

10:35 AM - 10:50 AM

[3L06] Development of the integrated analysis model for the ex-vessel phenomena in the sodium-cooled fast reactor

*Mitsuhiro Aoyagi¹, Akihiro Uchibori¹, Toru Makino², Hiroshi Ohki³ (1. JAEA, 2. NESI, 3. NDD)

10:50 AM - 11:05 AM

[3L07] Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor

*Akihiro Uchibori¹, Yasushi Okano¹, Takashi Takata¹ (1. JAEA)

11:05 AM - 11:20 AM

[3L08] Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor

*Takashi Abe¹, Hirotaka Nakahara¹, Mitsuhiro Aoyagi² (1. HGNE, 2. JAEA)

11:20 AM - 11:35 AM

[3L09] Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor

*Masateru Sonehara¹, Mitsuhiro Aoyagi¹, Wataru Kosaka¹, Akihiro Uchibori¹, Yasushi Okano¹ (1. JAEA)

11:35 AM - 11:50 AM

[3L10] Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor

*Tohru Suzuki¹, Haruki Honda¹, Shuntaro Aono¹, Ken-ichi Kawada², Shinya Ishida², Yasushi Okano² (1.

Tokyo City University, 2. JAEA)

11:50 AM - 12:05 PM

[3L11] Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor

*Yuji Ohishi¹, Tomoya Takatani¹, Hiroaki Muta¹, Toshiki Kondo², Shin Kikuchi² (1. Osaka Univ., 2. JAEA)

12:05 PM - 12:20 PM

Room N

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

[3N01-03] Nuclear Data Measurement 1

Chair: Atsushi Kimura(JAEA)

10:00 AM - 10:50 AM Room N (E2 Bildg.1F No.102)

[3N01] Re-experiment for evaluation of energy resolution for pulsed neutron source in the KURNS-LINAC

*Yasunori Matsuo¹, Jun-ichi Hori², Yoshiyuki Takahashi², Hiroshi Yashima², Kazushi Terada², Takashi Kanda¹, Tadafumi Sano¹ (1. Kindai Univ., 2. Kyoto Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM

[3N02] Preliminary experiment for verification of thermal neutron scattering law data

*Jun-ichi Hori¹, Tadafumi Sano², Kazushi Terada¹, Yoshiyuki Takahashi¹, Hiroshi Yashima¹ (1. Kyoto Univ., 2. Kindai Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM

[3N03] Neutron-induced cross-section measurement of hydrogen containing materials: o-xylene, p-xylene and m-xylene

*Masahide Harada¹, Yutaka Abe², Makoto Teshigawara¹, Motoki Ooi¹, Yujiro Ikeda³, Kenichi Oikawa¹, Seiko Kawamura¹, Yasuhiro Inamura¹ (1. JAEA, 2. Kyoto Univ, 3. RIKEN)

10:30 AM - 10:45 AM

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

[3N04-07] Nuclear Data Measurement 2

Chair: Jun-ichi Hori(Kyoto Univ.)

10:50 AM - 12:00 PM Room N (E2 Bildg.1F No.102)

[3N04] Neutron capture cross-section measurement of lead-204 by mass spectrometry

*Shoji NAKAMURA¹, Atsushi KIMURA¹, Syunsuke ENDO¹, Yuji SHIBAHARA², Toshiyuki SHIZUMA³ (1. JAEA, 2. KURNS, 3. QST)

10:50 AM - 11:05 AM

[3N05] Neutron Capture Cross Section Measurement of ²⁴¹Am

*Gerard Rovira Leveroni¹, Atsushi Kimura¹, Shoji Nakamura¹, Shunsuke Endo¹, Osamu Iwamoto¹, Nobuyuki Iwamoto¹, Katabuchi Tatsuya², Yu Kodama², Hideto Nakano² (1. JAEA, 2. Tokyo Tech)

11:05 AM - 11:20 AM

[3N06] Measurement of photoneutron spectra for 17 MeV linearly polarized photon on Ta, W, and Bi targets

*Thuong Thi Hong Nguyen¹, Toshiya Sanami^{1,2}, Hirohito Yamazaki^{1,2}, Toshiro Itoga³, Yoichi Kiriwara⁴, Kenta Sugihara⁴, Mohd Faiz Mohd Zin¹, Shuji Miyamoto⁵, Yoshihiro Asano^{2,5} (1. SOKENDAI, 2. KEK, 3. JASRI, 4. JAEA, 5. Osaka University)

11:20 AM - 11:35 AM

[3N07] Dipole strength distribution in Pb-204

*Toshiyuki Shizuma¹, Shunsuke Endo², Atsushi Kimura², R Schwengner³, R Beyer³, T Hensel³, H Hoffmann³, A Junghans³, A Wagner³, N Tsoneva⁴ (1. QST, 2. JAEA, 3. HZDR, 4. ELI-NP)

11:35 AM - 11:50 AM

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

[3N08-13] Nuclear Data Measurement 3

Chair:tatsuhiko ogawa(JAEA)

2:45 PM - 4:25 PM Room N (E2 Bildg.1F No.102)

[3N08] Development of a proton spectrometer using Cherenkov radiation (1)

*Shin-ichiro Meigo¹, Keita Nakano¹, Yuji Yamaguchi¹, Kenichi Otsuji² (1. JAEA/J-PARC, 2. NICT)

2:45 PM - 3:00 PM

[3N09] Measurement of nuclide-production cross sections by a few GeV proton bombardment on Si

*Kenta SUGIHARA¹, Shin-itiro MEIGO¹, Hiroki IWAMOTO¹, Keita NAKANO¹, Fujio MAEKAWA¹ (1. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM

[3N10] Measurement and analysis of 107-MeV proton-induced neutron yields for iron, lead and bismuth

*Hiroki Iwamoto¹, Shinichiro Meigo¹, Daiki Satoh¹, Yosuke Iwamoto¹, Keita Nakano¹, Kenta Sugihara¹, Katsuhisa Nishio¹, Yoshihiro Ishi², Tomonori Uesugi², Yasutoshi Kuriyama² (1. JAEA, 2. Kyoto Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM

[3N11] Measurement of α of 230 MeV/u incident electric charged particles production double differential cross section

*furuta toshimasa¹, Uozumi Yusuke¹, Yamaguchi Yuji², Iwamoto Yosuke², Sanami Toshiya³, Koba Yusuke⁴ (1. Kyushu Univ., 2. JAEA, 3. KEK, 4. QST)

3:30 PM - 3:45 PM

[3N12] Development of secondary light charged particles measurement system for negative muon nuclear capture reactions

*Masaya Oishi¹, Shoichiro Kawase¹, Yukinobu Watanabe¹, Teppei Kawata¹, Kitafuji Kentaro¹, Hiroki Nishibata¹, Megumi Niikura², Daisuke Suzuki², Shintaro Go², Teiichiro Matsuzaki² (1. Kyushu Univ., 2. RIKEN)

3:45 PM - 4:00 PM

[3N13] Preliminary experiment for measurement of radioisotope production from negative muon capture

*Yuji Yamaguchi¹, Masahide Harada¹, Naritoshi Kawamura², Katsuhiko Haga¹ (1. JAEA, 2. KEK)

4:00 PM - 4:15 PM

[3A01-05] Stabilization and Immobilization 3

Chair: Ryosuke Maki (Okayama Univ. of Science)

Fri. Sep 9, 2022 9:30 AM - 10:55 AM Room A (E1 Bldg.1F No.10)

[3A01] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Norihiisa Osawa¹, Yoshihisa Kaneda¹, Kazuki Matsuzawa², Michio Kikuchi², Takeshi Yamamoto², Ayaka Kakuda³, Tomoyuki Sone³, Takeshi Osugi³, Ryoichiro Kuroki³ (1. Taiheiyō Consultant, 2. CRIEPI, 3. IRID/JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM

[3A02] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Kazuki Matsuzawa¹, Michio Kikuchi¹, Takeshi Yamamoto¹, Norihiisa Osawa², Ryo Sakamoto², Yoshihisa Kaneda², Ayaka Kakuda^{3,4}, Tomoyuki Sone^{3,4}, Takeshi Osugi^{3,4}, Ryoichiro Kuroki^{3,4} (1. CRIEPI, 2. Taiheiyō Consultant, 3. IRID, 4. JAEA)

9:45 AM - 10:00 AM

[3A03] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Ayaka Kakuda¹, Masahiro Namiki^{1,4}, Kouiti Tabata¹, Norihiisa Osawa², Yoshihisa Kaneda², Michio Kikuchi³, Takeshi Yamamoto³, Tomoyuki Sone¹, Takeshi Osugi¹, Ryoichiro Kuroki¹ (1. IRID/JAEA, 2. Taiheiyō Consultant, 3. CRIEPI, 4. present: Inspection Development)

10:00 AM - 10:15 AM

[3A04] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Takumi Taniguchi¹, Masahiro Namiki^{1,2}, Koichi Tabata¹, Ayaka Kakuda¹, Tomoyuki Sone¹, Takeshi Osugi¹, Ryoichiro Kuroki¹ (1. IRID/JAEA, 2. Inspection Development)

10:15 AM - 10:30 AM

[3A05] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Koichi Tabata¹, Masahiro Namiki³, Osawa Norihiisa², Ryo Sakamoto², Yoshihisa Kaneda², Ayaka Kakuda¹, Tomoyuki Sone¹, Takeshi Osugi¹, Ryoichiro Kuroki¹ (1. IRID/JAEA, 2. Taiheiyō Consultant, 3. Inspection Development)

10:30 AM - 10:45 AM

福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発
(28) 化学混和剤を添加した模擬スラリー含有セメント固化体の特性評価

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

(28) Characteristic evaluation of simulated slurry cement solidified body added chemical admixture

*大澤 紀久¹, 金田 由久¹, 松澤 一輝², 菊地 道生², 山本 武志², 角田 あやか³,
曾根 智之³, 大杉 武史³, 黒木 亮一郎³

¹太平洋コンサルタント, ²電力中央研究所, ³国際廃炉研究開発機構/日本原子力研究開発機構

福島第一原子力発電所の汚染水処理で発生する水処理二次廃棄物に関して、実処理に適用可能な処理技術を抽出する手法の構築に資するため、模擬スラリー混合セメント固化体について、化学混和剤（減水剤）を添加したときの基礎特性の評価を行った。評価試験の概要および取得結果の一部を紹介する。

キーワード：セメント固化, 炭酸塩スラリー, 鉄共沈スラリー, 化学混和剤

1. 緒言 福島第一原子力発電所から発生する廃棄物の処理方法として、国内外の原子炉施設で実績があるセメント等での低温固化処理が検討されており、基礎データの取得を進めている^[1]。本報告では、化学混和剤（減水剤(AD)）を添加した模擬廃棄物（炭酸塩スラリー(CS)、鉄共沈スラリー(IS)）セメント固化体の基礎特性（流動性、凝結性、ブリーディング、圧縮強度）の評価を実施し、固化処理に適用可能な範囲を確認した。

2. 試験方法 表1に示す配合の混練試料を対象に、表2に示す方法により基礎特性を取得・評価した。

表1 混練試料の配合

模擬 廃棄物	模擬廃棄物 充填率 [%]	AD [P×%]
CS	30～40	0～4.0
IS	20～50	0～0.5

表2 基礎特性の評価方法および評価基準の一覧

基礎特性	評価方法	評価基準
流動性	小型リングフロー試験	65 [mm]以上
凝結性	ビカー針凝結試験	急結せず、24 [h]以内に硬化
ブリーディング	消失日数の確認	24 [h]以内に消失
圧縮強度	小型試料圧縮強度試験	材齢 28 日：1.47 [N/mm ²]以上

3. 結果 各配合の混練試料の基礎特性を、3段階で総合評価した結果を、図1に示す。AD添加時のCSのセメント固化処理可能な範囲は、AD無添加時からわずかに広がり、おおよそCS：15～45wt%、セメント：20～55wt%、水：30～45wt%となった。一方、AD添加時のISのセメント固化処理可能な範囲は、AD無添加時と同一となり、拡大しなかった。

ISの適用範囲が拡大しなかった最大の要因は、凝結性（硬化日数）であり、ISの充填率を増加させると、硬化日数が24時間以上となる傾向であった。他の化学混和剤（硬化促進剤）の併用等により、凝結性を改善できれば、固化処理可能な範囲を拡大可能であると推察された。

謝辞 本研究は、令和3年度開始「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」によって実施したものである。

参考文献 [1] 金田ら, 日本原子力学会 2021年秋の大会 3A03,オンライン 2021年9月

*Norihiisa Osawa¹, Yoshihiisa Kaneda¹, Kazuki Matsuzawa², Michio Kikuchi², Takeshi Yamamoto², Ayaka Kakuda³, Tomoyuki Sone³, Takeshi Osugi³ and Ryoichiro Kuroki³

¹Taiheiyo Consultant, ²CRIEPI, ³IRID/JAEA

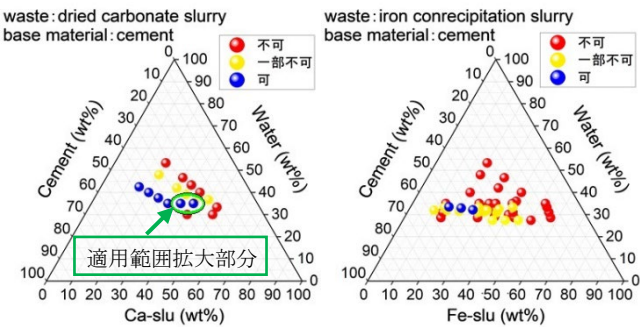


図1 基礎特性の総合評価結果（左：CS系、右：IS系）

福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発
(29) 化学混和剤を添加した模擬スラリー含有アルカリ活性材料固化体の特性評価
Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at
Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
(29) Characteristic evaluation of simulated slurry alkali-activated material solidified body added chemical
admixture

*松澤 一輝¹, 菊地 道生¹, 山本 武志¹, 大澤 紀久², 坂本 亮², 金田 由久², 角田 あやか³,
曾根 智之³, 大杉 武史³, 黒木 亮一郎³
¹電力中央研究所, ²太平洋コンサルタント, ³国際廃炉研究開発機構/日本原子力研究開発機構

福島第一原子力発電所の汚染水処理で発生する水処理二次廃棄物に関して、実処理に適用可能な技術を抽出する手法の構築に資するために、模擬スラリーを混合したアルカリ活性材料固化体に対して化学混和剤（減水剤）を添加し、基礎特性を評価した。評価試験の概要および取得結果の一部を紹介する。

キーワード：アルカリ活性材料，炭酸塩スラリー，鉄共沈スラリー，化学混和剤

1. 緒言

福島第一原子力発電所の汚染水処理で発生する ALPS スラリーは、主に炭酸塩スラリーと鉄共沈スラリーに分けられる。これらのスラリー廃棄物を固化処理するために、アルカリ活性材料(AAM)が検討されている。本研究では、AAM 母材粉体組成、スラリー廃棄物種類、AAM 混練溶液組成の組み合わせに対して有効な減水剤を見出し、減水剤を使用する事で流動性や廃棄物充填率などの固化体性能を向上できるか検討した。

2. 試験方法

メタカオリンまたはメタカオリン-高炉スラグ微粉末混合物を AAM 母材粉体とした。水ガラス 1 号と NaOH と純水を混合して AAM 混練溶液とした。市販品から代表的な減水剤を選定し、純水と混合して溶液とした。炭酸塩スラリー模擬粉末(CS)または鉄共沈スラリー模擬粉末(IS)を AAM 母材に混合し、AAM 混練溶液と減水剤水溶液を加えてペーストを作製した。ペーストの流動性、硬化の始発時間と終結時間、7 日圧縮強さを測定した。減水剤の有効成分の添加量は、母材と廃棄物模擬粉末の合計質量に対し 1 mass%とした。

3. 結果

メタカオリンを母材として CS を固化する際に混練溶液のケイ酸と Na の濃度を変化させつつ、減水剤の有無で流動性を比較すると、減水剤の効果は混練溶液の組成に著しく依存した(表 1)。減水効果が見られた液相濃度で減水剤を用いた際は、減水剤無添加時よりも流動性と CS 充填率を増大させた固化体の作製が可能となった。

謝辞 本研究は、令和 3 年度開始「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」によって実施したものである。

表 1 メタカオリン+CS 系 AAM における減水剤の効果

混練溶液組成 (Si, Na) [mol/L]	減水剤の種類と添加時の効果 (流動性増大○、変化無し△、流動性低下×)		
	リグニン スルホン酸系	ナフタレン スルホン酸系	メラミン スルホン酸系
(1.97, 4.94)	○	○	○
(4.00, 6.00)	△	○	○
(2.50, 10.0)	×	×	△
(4.00, 10.0)	×	×	×(急結)

*Kazuki Matsuzawa¹, Michio Kikuchi¹, Takeshi Yamamoto¹, Norihisa Osawa², Ryo Sakamoto², Yoshihisa Kaneda², Ayaka Kakuda³,
Tomoyuki Sone³, Takeshi Osugi³ and Ryoichiro Kuroki³
¹CRIEPI, ²Taiheiyo Consultant, ³IRID/JAEA

福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発 (30) 化学混和剤を含む固化体に対する放射線照射影響評価

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

(30) Evaluation of Radiation Effects on Solidified Products Containing Chemical Admixtures

*角田 あやか¹, 並木 仁宏^{1,4}, 田畑 光一¹, 大澤 紀久², 金田 由久²,

菊地 道生³, 山本 武志³, 曾根 智之¹, 大杉 武史¹, 黒木 亮一郎¹

¹国際廃炉研究開発機構/日本原子力研究開発機構, ²太平洋コンサルタント,

³電力中央研究所, ⁴現 検査開発

福島第一原子力発電所で発生する汚染水処理二次廃棄物の固化材料として検討されているセメントは、化学混和剤による減水効果が期待されており、化学混和剤の添加による放射線影響の調査が必要である。化学混和剤を含むセメント固化体に対して γ 線照射試験を行い、水素発生量や有機成分の分解について調査した結果、化学混和剤添加による水分量の低減により、水素発生量が抑制できる可能性が示された。

キーワード：福島第一原子力発電所、セメント固化、放射線分解、G 値、化学混和剤

1. 緒言

福島第一原子力発電所で発生する汚染水処理二次廃棄物の処理・処分に向けて、セメントやアルカリ活性材料による低温固化処理が検討されている。低温固化処理においては、処理時に用いる水分の放射線分解による水素発生が懸念されるため、作製した固化体が受ける放射線影響に関するデータの取得を進めている。ここで、セメントを用いて固化体を作製する際には、流動性を改善するために有機系の化学混和剤を添加することも検討されていることから、有機成分や水分量の変化が固化体に与える影響についても把握する必要がある。本研究では、化学混和剤を含む固化体が受ける放射線影響を評価する目的で、セメント試料に対して γ 線照射試験を行い、化学混和剤の有無が水素発生量に与える影響や有機成分の分解について調査した。

2. 材料および試験方法

固化材料として普通ポルトランドセメント（OPC）を、化学混和剤としてポリカルボン酸系のシーカメント 1200N をそれぞれ用いた。セメント試料は、化学混和剤を添加しない配合（水セメント比（W/C）=0.45）、化学混和剤を添加した配合（W/C=0.45）、および水分量を低減し化学混和剤を添加した配合（W/C=0.25）の 3 種とし、各々の配合につき 3 体のセメント試料を作製し試験に供した。化学混和剤はセメント重量に対し 0.1~0.2 % 添加した。試料の形状は $\phi 10 \times 20$ mm の円柱状とし、20 °C で 7 日間封緘養生した試料を 20 mL バイアル瓶に封入した。 γ 線照射は、量子科学技術研究開発機構 高崎量子応用研究所のコバルト 60 照射施設を利用して積算線量が 3 kGy となる条件で行った。吸収線量は、バイアル瓶内に封入した線量計（Radix）により実測した。照射後にガスクロマトグラフを用いてバイアル瓶内の水素を定量した。

3. 結果および考察

γ 線照射に伴い発生した水素量、吸収線量、固化体試料重量等から、100 eV 当たりの放射線エネルギー吸収により発生する水素の分子数（以下、G 値（ H_2 ））を算出した（図 1）。固化体の G 値（ H_2 ）はいずれも純水の初期 G 値（ H_2 ）である 0.45 と比較して低い値を示すことが分かった。化学混和剤を添加した W/C=0.45 の試料は、化学混和剤を含まない系と比較して高い G 値（ H_2 ）を示した。化学混和剤による水分量の調整により、W/C=0.25 の試料については、G 値（ H_2 ）は低減した。化学混和剤の添加によって、水素発生量は高くなる傾向を示しているが、流動性の改善効果により混練に必要な水を少なくできるため、固化体の含水率が小さくなり、結果として水素発生量を低減できる可能性が示された。化学混和剤有機成分の分解については、発表内で詳細を報告する。

謝辞 本研究は、令和 3 年度開始「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」によって実施したものである。

*Ayaka Kakuda¹, Masahiro Namiki¹, Koichi Tabata¹, Norihisa Osawa², Yoshihisa Kaneda², Michio Kikuchi³, Takeshi Yamamoto³, Tomoyuki Sone¹, Takeshi Osugi¹ and Ryoichiro Kuroki¹

¹ IRID/JAEA, ²Taiheiyō Consultant, ³CRIEPI, ⁴present: Inspection Development

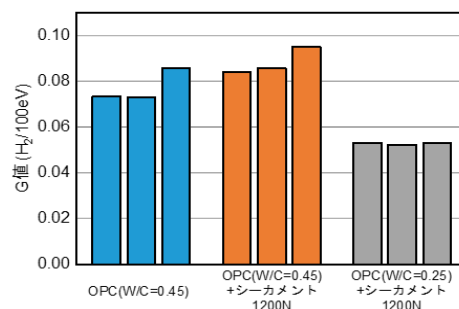


図 1 化学混和剤の添加の有無によるセメント固化体の G 値

福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発
(31) 熱画像を用いたセメント固化可能な廃棄物発熱量の制限値についての検討
Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at
Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(31) Investigation of calorific value range from thermography for cementation of contaminated water
management waste

*谷口 拓海¹, 並木 仁宏^{1,2}, 田畑 光一¹, 角田 あやか¹,
曾根 智之¹, 大杉 武史¹, 黒木 亮一郎¹

¹国際廃炉研究開発機構/日本原子力研究開発機構, ²現 検査開発株式会社

汚染水処理から発生する様々な廃棄物に対して、低温処理技術（セメント固化等）による固化処理プロセスの適用可能性を簡易に検査するため、これまでに開発した画像判定装置を用いて熱画像から発熱量を算出し、固化可能な発熱量の制限値について検討した。結果から発熱量の制限範囲を取得することができたため、今後その制限範囲を狭めることで固化可能性判定基準の定量化ができる見込みが得られた。

キーワード：福島第一原子力発電所、汚染水処理二次廃棄物、スクリーニング検査、セメント固化、発熱量

1. 緒言

福島第一原子力発電所の汚染水処理において発生する多様な廃棄物に対して、低温固化処理の適用を簡易に判定する検査手法の開発を進めている。簡易判定に必要な性状評価（表 1）に係る測定値を目視による読み取りから機械判定に置き換えるため、これまでに画像判定試験装置を開発した（図 1）[1]。続いて機械判定による性状評価に必要な各評価性状の判定基準の数値化を目指し、まず熱画像からの数値化が容易な発熱量について、従来の目視判定で適用性判定された模擬廃棄物を対象に、基礎物性である純水との混合時の発熱量を熱画像から算出し、固化可能な発熱量の制限値を検討した。

2. 実験

画像判定試験装置を用いて模擬廃棄物又はセメントと純水の混練物を対象に 30 秒間隔で熱画像を撮影し、周囲との温度差（最大 ΔT ）を数値化した(表 2)。模擬廃棄物は水への溶解時に発熱が生じる硫酸マグネシウムおよび炭酸塩スラリー、鉄共沈スラリーを用いた。

3. 結果

セメントの溶解・水和反応に伴い発熱するため、セメント＋純水の条件でも最大 ΔT は 1.2 K であった。鉄共沈スラリーはセメントと比べて高い最大 ΔT 3.4 K を示したが、従来の目視判定では固化可能である。一方、固化不適である硫酸マグネシウムは最大 ΔT 24.1 K を示した。よって、廃棄物に対して低温固化処理の適用性を検査する上で、発熱によって固化不適と判定する基準値は 3.4 ～ 24.1 K の間にあると推察された。今後は発熱量の制限範囲を更に狭めるため、発熱量の異なる化学物質を対象に熱画像の取得を行い、継続して検討を進めていく。

謝辞 本研究は、令和 3 年度開始「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に係る研究開発）」によって実施したものである。

参考文献 [1] 角田ら, 日本原子力学会 2021 年秋の大会, 3A01, オンライン 2021 年 9 月

*Takumi Taniguchi¹, Masahiro Namiki^{1,2}, Koichi Tabata¹, Ayaka Kakuda¹ Tomoyuki Sone¹, Takeshi Osugi¹ and Ryoichiro Kuroki¹

¹ IRID/JAEA, ²present: Inspection Development.

表1 一次スクリーニングにおける評価性状

Step	評価性状
1	形状・大きさ、かさ密度
2	吸水性、膨潤性、発熱性、ガス発生
3	検査液体中での分散性、粒度分布
4	液性 (pH)

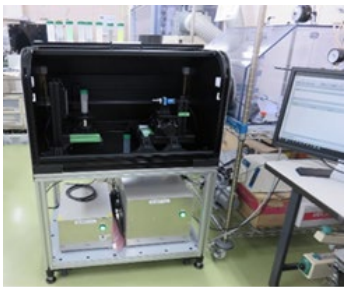


図1 画像判定試験装置

表2 熱画像から取得した最大 ΔT

	最大 ΔT (K)	固化判定
セメント	1.2	—
硫酸マグネシウム	24.1	不適
炭酸塩スラリー	1.3	適
鉄共沈スラリー	3.4	適

福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発
(32) 低温固化可能性検査における遠沈管を用いた小型化手法の検討

Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at
Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
(32) Investigation of downsizing method by using centrifuge tube for screening of solidifiable contaminated
water management waste

*田畑 光一¹, 並木 仁宏¹, 大澤 紀久², 坂本 亮², 金田 由久²,
角田 あやか¹, 曾根 智之¹, 大杉 武史¹, 黒木 亮一郎¹

¹国際廃炉研究開発機構/日本原子力研究開発機構, ²太平洋コンサルタント

多様な性状の廃棄物に対する低温固化処理可能性を判定する手法の構築のため、セメントやアルカリ活性材料を用いて固化体を作製し、硬化性などの物性に関する基礎データを取得している。本研究では固化体特性評価時の被ばく量及び試験廃棄物量低減に資するため、遠沈管を用いた非接触法による凝結時間測定法と、小型試料による浸出試験法の適用可能性に関して調査を行った。

キーワード：福島第一原子力発電所、汚染水処理二次廃棄物、スクリーニング検査、超音波伝搬、浸出試験

1. 緒言

福島第一原子力発電所の汚染水処理において発生する多様な廃棄物に対して、低温固化処理の適用を簡易に判定する検査手法[1]の開発を進めている。その評価性状として固化体の凝結時間や浸出特性は重要な物性値である。これら物性値を密閉容器内で簡易的に取得することによる作業員の被ばく低減を目指して、安価で入手しやすい遠沈管を用いた固化体の凝結時間の推定および浸出特性試験方法の小型化について検討した。

2. 超音波伝播時間測定を用いた凝結時間の推定

セメント母材のみ（OPC）および模擬廃棄物（炭酸塩スラリー：CS、鉄共沈スラリー：IS）を含んだ固化試料を対象として、ペーストを混練し遠沈管内に充填してから 24 時間後まで超音波伝搬時間を取得した。すべての試料でペーストの凝結を示す超音波伝搬時間の低下（変曲点）が確認され(図 1)、本測定により非接触でペーストの凝結状態を確認可能であることが示唆された。

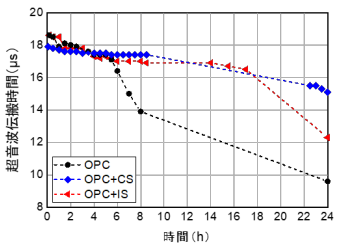


図1 超音波伝搬時間調査結果

表1 浸出試験法試験条件の比較

試験方法	試料重量 [g]	回収溶液量 [mL/回]	溶液量/試料接触面積 [mL/cm ²]
ANS標準浸出試験法	150～180	1200	10 (規定)
Simple ANS法	23～25	30	5.2

3. ANS 標準浸出試験法の小型化検討

Cs, Sr, Sn および Ce を混合した OPC 固化試料を対象として、遠沈管内で試験可能なように ANS 標準浸出試験法を小型化（表 1）した Simple ANS 法を実施し、回収した浸出溶液中の元素濃度を測定した。測定値から求めた元素の浸出率と浸出時間の関係を図 2 に示す。各元素の浸出率の値は Simple ANS 法の方が ANS 標準浸出試験法と比較して小さいが、浸出率の時間変化の傾向が両法で一致していることから、遠沈管による Simple ANS 法は元素の浸出しやすさの判定に適用可能性が示された。

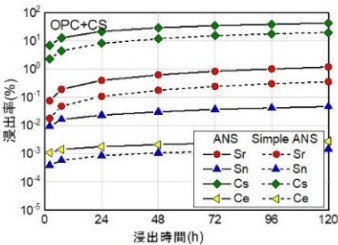


図2 浸出試験結果

謝辞 本研究は、令和 3 年度開始「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」によって実施したものである。

参考文献 [1] 谷口ら, 日本原子力学会 2020 年秋の大会, 2B08, オンライン 2020 年 9 月

* Koichi Tabata¹, Masahiro Namiki¹ Norihisa Osawa², Ryou Sakamoto², Yoshihisa Kaneda², Ayaka Kakuda¹, Tomoyuki Sone¹ Takeshi Osugi¹ and Ryoichiro Kuroki¹

¹ IRID/JAEA, ²Taiheiyo Consultant.

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

[3A06-09] Stabilization and Immobilization 4

Chair: Tomofumi Sakuragi(RWMC)

Fri. Sep 9, 2022 10:55 AM - 12:00 PM Room A (E1 Bldg.1F No.10)

[3A06] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Junya Sato¹, Takumi Taniguchi¹, Kazuki Matsuzawa², Michio Kikuchi², Takeshi Yamamoto², Ayaka Kakuda¹, Tomoyuki Sone¹, Takeshi Osugi¹, Ryoichiro Kuroki¹ (1. JAEA, 2. CRIEPI)

10:55 AM - 11:10 AM

[3A07] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Yuta Takahashi¹, Mayu Enomoto¹, Ayaka Kakuda¹, Tomoyuki Sone¹, Takeshi Osugi¹, Ryoichiro Kuroki¹ (1. IRID/JAEA)

11:10 AM - 11:25 AM

[3A08] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Ryo Sakamoto¹, Yutaro Kobayashi¹, Kazuko Haga¹, Ayaka Kakuda^{2,3}, Tomoyuki Sone^{2,3}, Takeshi Osugi^{2,3}, Ryoichiro Kuroki^{2,3} (1. Taiheiyo Consultant, 2. IRID, 3. JAEA)

11:25 AM - 11:40 AM

[3A09] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

Kazuyoshi URUGA¹, *Shizue FURUKAWA¹, Tadafumi KOYAMA¹, Ayaka KAKUDA², Tomoyuki SONE², Takeshi OSUGI², Ryoichiro KUROKI² (1. CRIEPI, 2. IRID/JAEA)

11:40 AM - 11:55 AM

福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発 (33) 保管温度条件が固化体の変質に及ぼす影響

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

(33) Effect of storage condition on alteration behavior of solidified body

*佐藤 淳也¹, 谷口 拓海¹, 松澤 一輝², 菊地 道生², 山本 武志²,

角田 あやか¹, 曾根 智之¹, 大杉 武史¹, 黒木 亮一郎¹

¹ 国際廃炉研究開発機構/日本原子力研究開発機構, ² 電力中央研究所

福島第一原子力発電所の汚染水処理で発生する汚染水処理二次廃棄物の固化体を保管や処分した際における性能の変化を推定するため、周期的温度変化負荷試験により保管環境下における固化体の変質を模擬した。一部の試料においては一軸圧縮強度が低下し、保管環境によっては固化体性能が変化することが分かった。

キーワード：汚染水処理二次廃棄物、セメント、アルカリ活性材料、長期変質、周期的温度変化負荷試験

1. 緒言

福島第一原子力発電所の汚染水処理で発生する汚染水処理二次廃棄物に関して、実処理に適用可能な処理技術を抽出する手法の構築に資するため、各種固化処理技術の適用性評価に必要なデータの取得を進めている。保管環境によっては経時的に固化体の性能が変化することが想定されるため、保管中の固化体の変質影響を把握することが必要である。本発表では、実際の保管環境を模擬した周期的温度変化負荷試験（負荷試験）を行い、固化試料の物性の変化を調査した。

2. 材料と試験方法

普通ポルトランドセメント（OPC）およびアルカリ活性材料（AAM）としてメタカオリン 100%の M およびメタカオリンの 40%を高炉スラグに置換した MB40 の 3 種類を固化材料として用い、模擬廃棄物無し、模擬炭酸スラリー（CS）混合および模擬鉄共沈スラリー（IS）混合の固化試料をそれぞれ作製した。負荷試験の温度条件は、浪江町の最高・最低気温などから 1 周期を-5℃にて 160 分間、45℃にて 160 分間とし、封かん養生した。100、200 および 280 周期経過した固化試料を対象に、超音波伝搬速度、細孔分布および自由水量を測定した。得られた超音波伝搬速度から、換算式を用いて一軸圧縮強度値を推定した。

3. 試験結果、考察および結論

負荷試験後の固化試料の外観を図 1 に示す。赤枠で示した M+CS は、負荷試験後に崩壊していた。超音波伝搬速度から推定した一軸圧縮強度は、時間の経過に伴い OPC では増加し、AAM では低下する傾向を示した。細孔分布の分析結果から、OPC では構造の緻密化、AAM ではひび割れの発生が示唆され、一軸圧縮強度の推移と概ね傾向が一致した。すべての条件において AAM の自由水量は OPC と比較して多かったため、周期的な温度変化に伴う自由水や固化試料自体の体積変化により固化試料のひび割れや崩壊が進行したと考えられた。材料配合や保管環境によっては固化体性能が変化することが分かった。

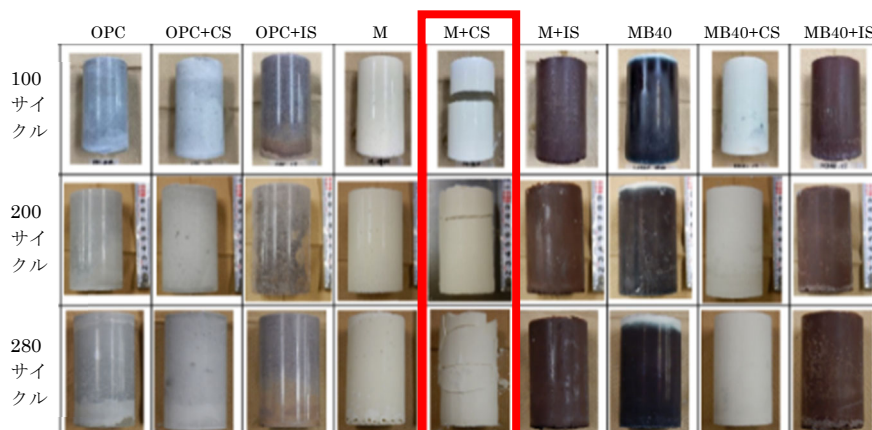


図 1 負荷試験後の固化試料の外観

謝辞 本研究は、令和 3 年度開始「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」によって実施したものである。

*Junya Sato¹, Takumi Taniguchi¹, Kazuki Matsuzawa², Michio Kikuchi², Takeshi Yamamoto², Ayaka Kakuda¹, Tomoyuki Sone¹
Takeshi Osugi¹ and Ryoichiro Kuroki¹

¹ IRID/JAEA, ² CRIEPI.

福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発 (34) 角型容器複数配置時の熱影響解析

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

(34) Evaluation of heat generation on square containers in multiple placement state

*高橋 裕太¹, 榎本 真由¹, 角田 あやか¹, 曾根 智之¹, 大杉 武史¹, 黒木 亮一郎¹

¹ 国際廃炉研究開発機構/日本原子力研究開発機構

福島第一原子力発電所の廃炉作業で生じる汚染水処理二次廃棄物を、普通ポルトランドセメント（OPC）で固化体とし、角型容器に集積配置した場合の発熱影響を評価した。ここでは放射能濃度に応じた固化体最大温度の変化に着目し、発熱量解析および温度解析結果から、固化体の放射能インベントリ制限値を予測した。

キーワード： セメント固化、角型容器、集積配置、発熱量解析、温度解析

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉作業で生じる汚染水処理二次廃棄物を OPC 等で固化処理した場合、通常、作製された固化体は貯蔵庫などで集積されることが想定される。この際には、崩壊熱による固化体の温度上昇が想定され、到達する温度によっては固化体の変質が生じ、健全性が維持できないおそれがある。このため、集積配置した固化体の熱影響を把握する必要がある。そこで、汚染水処理二次廃棄物の集積配置時の、固化体最大温度と固化体が含有する放射エネルギーの関係性をシミュレーションにより評価した。本報では、低温固化処理技術として適用性が検討されている OPC 固化体の角型容器を対象とし、発熱量解析および温度解析結果から、OPC 固化体に含有できるインベントリの制限値を予測した。

2. 解析概要

OPC 固化体を角型容器（鉄製、 $1.3 \times 1.3 \times 0.8$ [m³], 板厚 0.2 [cm]) に 80% 充填し、xyz 方向にそれぞれ $3 \times 3 \times 3$ 個（計 27 個）配置したときの固化体最大温度を求めた。解析条件は、初期温度を 20°C、汚染水処理二次廃棄物の主要核種として ⁶⁰Co, ⁹⁰Sr, ¹³⁷Cs、放射能濃度を 1×10^5 から 1×10^{10} [Bq/cm³] とし、一回の解析あたり一つの核種がそれぞれ単独で固化体に均一分布するものとした。集積配置については、容器間の横方向に 8.08 cm、縦方向に 11 cm（1 cm の隙間と 4 か所に 10 cm の角柱）の隙間を想定した。試験的な空間として、 $8 \times 8 \times 4.5$ [m³]（最下部に 0.5 [m] 厚のセメント）の空間の中央床面に設置した場合とした（図 1）。また、実際の保管状況として、角型容器周囲の空気の温度差による自然対流が発生することが考えられるため、それによる除熱効果を考慮した。まず、容器間の放射線相互作用による発熱量を発熱量解析コード PHITS により取得した。次に、得られた発熱量を用いて、汎用工学シミュレーションソフトウェア COMSOL Multiphysics により固化体最大温度を得た。解析結果から、放射能濃度と固化体最大温度の関係式を導出し、セメントの変質温度（60°C）を基準に、OPC 固化体の健全性を担保できるインベントリ制限値を推定した。

3. 解析結果

単体配置の場合と比べ、⁶⁰Co, ¹³⁷Cs では、発熱量が 2% から 11% 増大した（中心に近づくほど増大）。⁹⁰Sr については、角型容器を透過する γ 線を放出しないため、発熱量は増加しなかった。温度解析では、例として ¹³⁷Cs の場合を示すと、放射能濃度が 1×10^8 [Bq/cm³] で 22.45°C、 1×10^9 [Bq/cm³] で 38.70°C、 1×10^{10} [Bq/cm³] で 150.38°C となった（図 2）。さらに、解析結果より導出した自然対流有りにおける放射能濃度と固化体最大温度の関係式から、¹³⁷Cs を対象としたインベントリ制限値は 2.22×10^9 [Bq/cm³] とする結果が得られた（図 2）。

※本研究は、令和 3 年度開始「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に係る研究開発）」によって実施したものである。

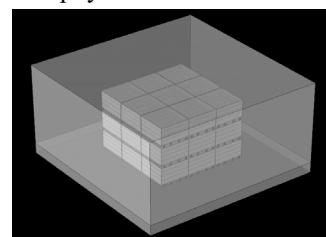


図 1 解析体系

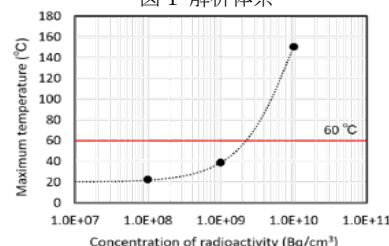


図 2 放射能濃度による固化体最大温度の変化(¹³⁷Cs)

*Yuta Takahashi¹, Mayu Enomoto¹, Ayaka Kakuda¹, Tomoyuki Sone¹, Takeshi Osugi¹ and Ryoichiro Kuroki¹

¹IRID/ JAEA

福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発 (35) 加温による低温処理材料の長期変質に関する検討

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

(35) Evaluation of long-term alteration of cement or Alkali Activated Material solidified body promoted by heating

*坂本 亮¹, 小林 佑太朗¹, 芳賀 和子¹, 角田 あやか², 曾根 智之², 大杉 武史², 黒木 亮一郎²

¹太平洋コンサルタント, ²国際廃炉研究開発機構/日本原子力研究開発機構

福島第一原子力発電所の汚染水処理から発生するスラリー廃棄物を低温処理材料で固化処理した固化体の長期保管時や処分後の変質挙動を検討する目的で、模擬スラリー混合固化体を作製し、加温養生を行い、生成相の変化などについて評価を行った。評価試験の概要および取得結果の一部を紹介する。

キーワード: セメント固化, AAM 固化, 炭酸塩スラリー, 加温養生

1. 緒言 福島第一原子力発電所から発生する廃棄物の処理方法について、セメント固化と AAM 固化の基礎データの取得を進めている[1,2]。本報告では、長期の保管や処分後の固化体の変質挙動を検討する目的で、加温養生により変質を加速させた固化体の生成相や空隙量などの変化について評価した。

2. 実験 模擬の炭酸塩スラリー(CS)充填率を 0wt%および 30wt%として、セメント固化体(以下、OPC、OPC+CS)および AAM 固化体を作製した。AAM 固化体の配合は、メタカオリンと高炉スラグ微粉末の混合割合を 100:0 および 60:40 とし、それぞれに CS を充填した 4 種類とした(以下、M、MB40、M+CS、MB40+CS)。作製した固化体は、20℃で 28 日間封緘養生後、20℃、50℃、80℃の湿空環境下へ移し、8 週間養生後の固化体の生成相、空隙量の変化を評価した。

3. 結果 XRD 結果の一例として M の同定結果を図 1 に示す。M では 50℃および 80℃で Faujasite の生成を確認したが、20℃では確認できなかった。Faujasite は AAM の非晶質相が結晶化することによって生成される鉱物であり、養生温度の上昇により、結晶化が促進されたと考えられる。また、細孔径分布の結果、50℃および 80℃では、20℃に比べて 0.1~1 μm の空隙が増加しており、結晶化によって空隙構造に変化が生じたと考えられる。MB40 では 80℃で、M+CS および MB40+CS では 50℃および 80℃で Faujasite の生成を確認できており、M 同様に温度上昇により、結晶化が促進されたと考えられる。さらに、M+CS、MB40+CS では、温度の上昇により、0.1~1 μm の空隙が増加しており、M 同様に結晶化による空隙構造の変化を確認した。一方、OPC および OPC+CS では、養生温度の上昇により、水和反応が促進されることにより、OPC では 80℃、OPC+CS では 50℃および 80℃で Belite の消失を確認した。空隙構造からも養生温度の上昇による水和の進行を確認できた。

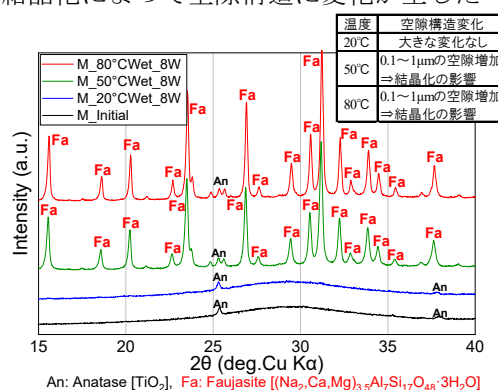


図 1 XRD 同定結果の一例(M)

謝辞 本研究は、令和 3 年度開始「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」によって実施したものである。

参考文献 [1]日本原子力学会 2019 年秋の大会 1B11, [2]日本原子力学会 2020 年秋の大会 2B11(2020)

*Ryo Sakamoto¹, Yutaro Kobayashi¹, Kazuko Haga¹, Ayaka Kakuda², Tomoyuki Sone², Takeshi Osugi² and Ryoichiro Kuroki²

¹Taiheiyo Consultant, ²IRID/JAEA

福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発 (36) 高温処理における揮発抑制方策の定量評価

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

(36) Quantitative evaluation of volatilization-reduction measures in high-temperature treatment

宇留賀 和義¹、*古川 静枝¹、小山 正史¹、

角田 あやか²、大杉 武史²、曾根 智之²、黒木 亮一郎²

¹電力中央研究所、²国際廃炉研究開発機構/日本原子力研究開発機構

ガラス固化などの高温処理では、Cs 等の揮発抑制対策として、コールドキャップの形成やトップオフフリットによる溶湯表層部への保護層の形成などが実施されている。本研究ではるつぼ試験により、これらの抑制効果を定量的に評価した。

キーワード：放射性廃棄物、高温処理、セシウム、揮発、ガラス固化

1. 緒言

福島第一原子力発電所で発生した水処理廃棄物の安定化処理に向け、適用技術を選定するための評価手法を検討している。このうち、ガラス固化などの高温処理では、処理時における Cs 等の揮発率が重要な評価項目となる。これまでの文献調査から、既存の工学装置で採用されている揮発抑制方策としては、揮発界面となる溶湯表面部分にコールドキャップを形成させて温度を下げる対策や、トップオフフリット (TOF) を投入して溶湯表面に被膜層を形成させる対策等が確認できたが、これら対策の効果を定量的に把握することはできなかった。そこで本研究では、るつぼ規模の装置によりこれら対策を模擬した試験を実施し、各試験での Cs 揮発量を測定することで、対策の効果を定量評価することとした。

2. 試験方法

Cs を吸着させたゼオライトにガラス化剤を混合した試料 80 g をアルミナ製のタンマン管に入れ、図 1 に示す装置で加熱を行い、揮発した Cs を全量トラップして定量した。コールドキャップ試験では、タンマン管を電気炉に浅く挿入することで、試料の内部 (溶湯部) と表面との間に温度差をつけ、コールドキャップの形成状態を模擬した。TOF 試験では、融点の異なる 2 種類のガラス (TOF-1 : 950~1000℃、TOF-2 : 1050~1100℃) を TOF として使用し、上記のゼオライト+ガラス化剤混合試料 40 g の上に TOF を 40 g 乗せた状態で加熱を行った。

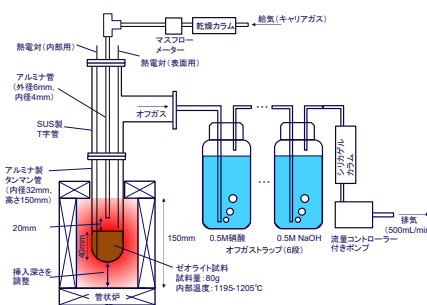


図 1 試験体系

3. 試験結果

図 2 に示す通り、1150℃以上の溶湯に約 800℃のコールドキャップを形成させることで、Cs の揮発量は 1/50 以下に低減された。揮発量はコールドキャップ温度に依存し、溶湯温度には依存しなかったことから、処理温度の異なるプロセスの評価においても、コールドキャップ温度や表面被覆率が重要といえる。高融点の TOF-2 を使用した場合、Cs 揮発量は 0.6 倍となり、さらに、表面温度を TOF-2 の融点以下 (1030℃) で保持した場合には 1/40 以下に低減された (図 3)。一方、低融点の TOF-1 では、熱対流により溶湯と混合され、揮発量はむしろ 1.6 倍に増加した。よって、加熱温度に近い融点の TOF を使用することが揮発抑制において重要であることがわかった。

謝辞 本研究は、令和 3 年度開始「廃炉・汚染水対策事業費補助金 (固体廃棄物の処理・処分に係る研究開発)」によって実施したものである。

Kazuyoshi Uruga¹, *Shizue Furukawa¹, Tadafumi Koyama¹, Ayaka Kakuda², Takeshi Osugi², Tomoyuki Sone² and Ryoichiro Kuroki²

¹CRIEPI, ²IRID/JAEA

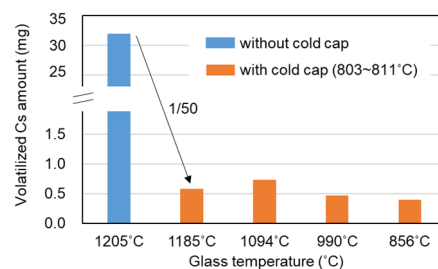


図 2 コールドキャップ試験結果

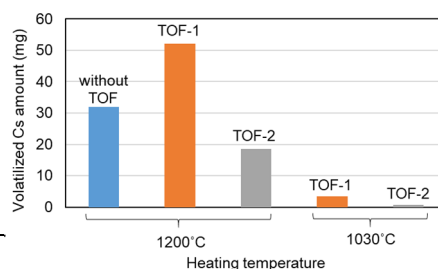


図 3 TOF 試験結果

[3A10-14] Stabilization and Immobilization 5

Chair:Junya Sato(JAEA)

Fri. Sep 9, 2022 2:45 PM - 4:10 PM Room A (E1 Bildg.1F No.10)

[3A10] Challenge of Novel Hybrid-waste-solidification of Mobile Nuclei Generated in Fukushima Nuclear Power Station and Establishment of Rational Disposal Concept and its Safety Assessment

*Masahiko Nakase¹, Miki Harigai¹, Shinta Watanabe¹, Ryosuke Maki², Hidetoshi Kikunaga³, Tohru Kobayashi⁴, Tomofumi Sakuragi⁵, Ryo Hamada⁵, Hidekazu Asano⁵ (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Okayama University of Science, 3. Tohoku University, 4. Japan Atomic Energy Agency, 5. Radioactive Waste Management Funding and Research Center)

2:45 PM - 3:00 PM

[3A11] Challenge of Novel Hybrid-waste-solidification of Mobile Nuclei Generated in Fukushima Nuclear Power Station and Establishment of Rational Disposal Concept and its Safety Assessment

*Ryosuke Maki¹, Masahiko Nakase², Miki Harigai², Shinta Watanabe², Hidetoshi Kikunaga³, Tohru Kobayashi⁴, Tomofumi Sakuragi⁵, Ryo Hamada⁵, Hidekazu Asano⁵ (1. Okayama University of Science, 2. Tokyo Institute of Technology, 3. Tohoku University, 4. Japan Atomic Energy Agency, 5. Radioactive Waste Management Funding and Research Center)

3:00 PM - 3:15 PM

[3A12] Challenge of Novel Hybrid-waste-solidification of Mobile Nuclei Generated in Fukushima Nuclear Power Station and Establishment of Rational Disposal Concept and its Safety Assessment

*Tomofumi Sakuragi¹, Ryo Hamada¹, Hidekazu Asano¹, Masahiko Nakase², Miki Harigai², Shinta Watanabe², Ryosuke Maki³, Hidetoshi Kikunaga⁴, Tohru Kobayashi⁵ (1. RWMC, 2. Tokyo Tech, 3. Okayama University of Science, 4. Tohoku Univ., 5. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

[3A13] Challenge of Novel Hybrid-waste-solidification of Mobile Nuclei Generated in Fukushima Nuclear Power Station and Establishment of Rational Disposal Concept and its Safety Assessment

*Shinta Watanabe¹, Miki Harigai¹, Masahiko Nakase¹, Ryosuke Maki², Hidetoshi Kikunaga³, Tohru Kobayashi⁴, Tomofumi Sakuragi⁵, Ryo Hamada⁵, Hidekazu Asano⁵ (1. Tokyo Tech, 2. Okayama Univ. of Sci., 3. Tohoku Univ., 4. JAEA, 5. RWMC)

3:30 PM - 3:45 PM

[3A14] Challenge of Novel Hybrid-waste-solidification of Mobile Nuclei Generated in Fukushima Nuclear Power Station and Establishment of Rational Disposal Concept and its Safety Assessment

*Hidekazu Asano¹, Tomofumi Sakuragi¹, Ryo Hamada¹, Masahiko Nakase², Miki Harigai², Shinta Watanabe², Ryosuke Maki³, Hidetoshi Kikunaga⁴, Tohru Kobayashi⁵ (1. RWMC, 2. Tokyo Tech, 3. OUS, 4. Tohoku Univ., 5. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM

福島原子力発電所事故由来の難固定核種の新規ハイブリッド固化への挑戦と合理的な処分概念の構築・安全評価

(1) 全体概要

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

(1) Overview of the project

*中瀬 正彦¹, 針貝 美樹¹, 渡邊 真太¹, 牧 涼介², 菊永 英寿³, 小林 徹⁴,
桜木 智史⁵, 浜田 涼⁵, 朝野 英一⁵

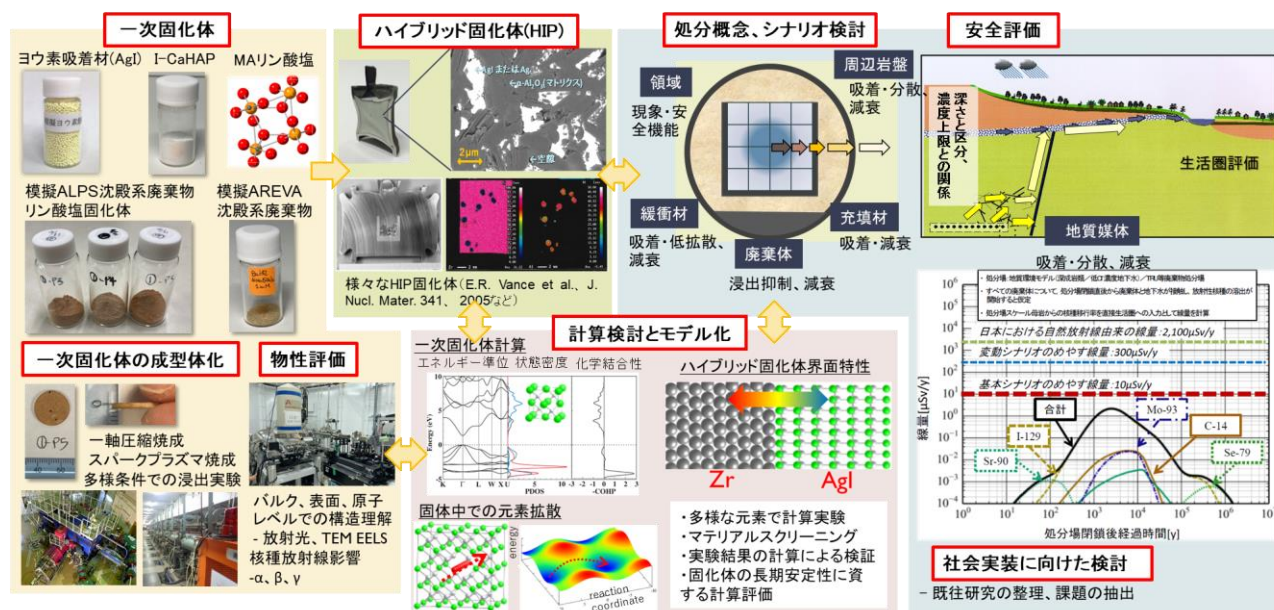
¹東工大, ²岡理大, ³東北大, ⁴原子力研究機構, ⁵原環センター

福島第一原子力発電所事故で発生した廃棄物の廃棄体化と処分、安全評価を繋げた検討が必要となっている。ハイブリッド固化体より核種閉じ込めの多重化、長期評価モデルの信頼性向上、処分概念具体化と潜在的有害度及び核種移行の観点から処分後の被ばく線量評価、安全評価を実施し、安全かつ合理的な廃棄体化法、処分方法構築を目指している。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、ハイブリッド固化、熱間等方圧加圧法、廃棄物処分、安全評価

1. 緒言 多様な廃棄物の中で特に問題となり得る難固定性のかつ長期被ばく線量を支配するヨウ素、高毒性の α 核種のマイナーアクチノイドに注目し、処分を見据えた廃棄物合成について検討を開始した。

2. 研究概要 図1に研究概要を示した。既往研究を参考にしながら多様な模擬廃棄物を合成し、1次固化体、ハイブリッド固化の検討を進めている。発表では本研究の重要な点と各テーマの推進について概説する。



- | | |
|------|---|
| テーマ1 | 一次固化体合成と核種浸出性に関する研究(東工大、岡理大、東北大学) |
| | ① 一次固化体の合成と物性評価 ② 核種浸出性の評価 ③ 放射線影響の解明 |
| テーマ2 | 固化体の構造、物性評価(岡理大、JAEA、東工大) |
| | ① 一次固化体の構造解析 ② 放射光を用いた固化元素の電子状態、結合性、局所構造解析 |
| テーマ3 | 固化体計算と溶出モデルの検討(東工大) |
| | ① 計算科学を用いた一次固化体並びにハイブリッド固化体物性の解明 ② 溶出モデルの検討 |
| テーマ4 | 固化体のハイブリッド化及び処分概念・安全評価に関する検討(原環センター) |
| | ① ハイブリッド化の検討 ② 処分概念・安全評価の検討 |

図1 全体概要と研究推進体制、サブテーマ

3. 謝辞 JAEA 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業 JPJA21P21460873 の助成で実施している。

*Masahiko Nakase¹, Miki Harigai¹, Shinta Watanabe¹, Ryosuke Maki², Hidetoshi Kikunaga³, Tohru Kobayashi⁴, Tomofumi Sakuragi⁵,
Ryo Hamada⁵, Hidekazu Asano⁵.

¹TokyoTech, ²Okayama Univ of Sci, ³Tohoku Univ., ⁴JAEA, ⁵RWMC.

福島原子力発電所事故由来の難固定核種の新規ハイブリッド固化への 挑戦と合理的な処分概念の構築・安全評価

(2) 放電プラズマ焼結(SPS)を用いたハイブリッド固化体の合成および微構造評価

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

(2) The Composite Wasteform by Spark Plasma Sintering (SPS) and its Characterization

*牧 涼介¹, 中瀬 正彦², 針貝 美樹², 渡邊 真太², 菊永 英寿³, 小林 徹⁴,
桜木 智史⁵, 浜田 涼⁵, 朝野 英一⁵

¹岡理大, ²東工大, ³東北大, ⁴原子力研究機構, ⁵原環センター

福島第一原子力発電所の事故により発生した様々な放射性廃棄物の固化技術の開発は喫緊の課題である。本研究ではヨウ素などを含有する多様なセラミック廃棄物を一次固化体とし、それを SUS などのマトリックス材料に内包したハイブリッド固化体を放電プラズマ焼結 (SPS) を用いて作製した。これにより核種閉じ込めの多重化に加え、廃棄体の迅速・低温固化が可能となり固化技術の安全性・信頼性の向上が期待される。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，放射性廃棄物処理，ハイブリッド固化体，セラミックス，放電プラズマ焼結 (Spark Plasma Sintering: SPS)

1. 本文

福島第一原子力発電所の事故により発生した様々な放射性廃棄物の固化技術として、SPS を用いたハイブリッド固化体の合成プロセスについて検討した。SPS を用いることで廃棄体の迅速固化、減容化、高強度化および揮発性核種の安定固化が期待される。多様なマトリックスを用いてハイブリッド固化体を作製し、一次固化体に対するハイブリッド固化体の固定化性能を評価した。

本研究では一次固化体として、ヨウ素を対象とした AgI および I-CaHAP に加え、水処理 2 次廃棄物中で最も発生量の多い炭酸塩スラリーや鉄共沈スラリーなどの模擬 ALPS 沈殿系廃棄物 (Ca : Mg : Fe : P = 2 : 3 : 1 : 5 mol 比で少量の Sr^{2+} , Cs^+ , Ce^{4+} , Eu^{3+} をドーピングした Fe 含有リン酸塩) のリン酸塩固化体などを選択した。マトリックス材料には Zr, SUS, Cu などの金属材料、 Al_2O_3 , TiO_2 などのセラミックス材料を選択し、SPS を用いて種々の条件 (焼結温度、圧力など) でハイブリッド固化体を作製した (図 1)。得られた固化体について構成相の同定、電子顕微鏡による微細組織観察および元素分析を行い、SPS が固化体の微構造に与える影響について評価した。SPS により固化した模擬 ALPS 沈殿系廃棄物における浸出試験の結果、SPS 処理した一次固化体は Sr^{2+} および Cs^+ に対して優れた耐浸出性を有することが明らかとなった。研究結果の詳細については、当日発表する。

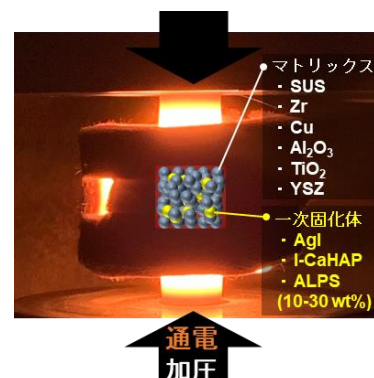


図 1 SPS によるハイブリッド固化体合成の模式図

謝辞

本研究は、JAEA 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業 JPJA21P21460873 の助成を受けたものです。

*Ryosuke Maki¹, Masahiko Nakase², Miki Harigai², Shinta Watanabe², Hidetoshi Kikunaga³, Tohru Kobayashi⁴, Tomofumi Sakuragi⁵, Ryo Hamada⁵ and Hidekazu Asano⁵

¹Okayama Univ. of Sci., ²Tokyo Tech., ³Tohoku Univ., ⁴JAEA, ⁵RWMC

福島原子力発電所事故由来の難固定核種の新規ハイブリッド固化への挑戦と 合理的な処分概念の構築・安全評価

(3) 金属マトリクスを用いたヨウ素閉じ込めハイブリッド HIP 固化体の作製

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

(3) Composite Waste Form to Immobilize Iodine with Metal Matrix by Hot Isostatic Pressing

*桜木智史¹, 浜田涼¹, 朝野英一¹, 中瀬正彦², 針貝美樹², 渡邊真太²,
牧涼介³, 菊永英寿⁴, 小林 徹⁵

¹原環セ, ²東工大, ³岡理大, ⁴東北大, ⁵JAEA

福島原発事故由来の難固定核種の処理・処分の実装に向けて、放射性ヨウ素の安定化と安全評価のモデル化に適した金属マトリクスによるハイブリッド HIP 固化体を試作した。予備的な分析から安定固化の実現可能性に見込みを得た。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、放射性廃棄物、ヨウ素 129、ハイブリッド固化体、HIP

1. 緒言

福島第一原子力発電所の事故では様々な放射性廃棄物が発生しており、そのなかには、安定固化が難しい核種や潜在的有害度が高いアルファ核種が含まれる。特に、放射性ヨウ素（I-129）は揮発性のため高温固化処理が難しく、長半減期で低収着性のため処分後の安全評価（被ばく線量）に大きな影響を与える可能性がある。これまでに提案された廃棄体は、一定のヨウ素閉じ込め性は認められるものの、ホウケイ酸ガラスや放射化金属の溶解（腐食）のような安全評価に実装できるソースタームのモデル化に課題がある^[1]。そこで本研究では、ヨウ素を直接含む廃棄物を 1 次固化体とし、それを処分環境で安定かつ腐食モデルに実績^[2]のある金属マトリクス（ステンレス鋼やジルコニウム合金）で取り囲んだハイブリッド固化体に着目した。粉末冶金で実績のある熱間等方圧加圧法（HIP）で固化することで、金属マトリクスは緻密化・インゴット化され、さらに揮発性核種の飛散・散逸を防止することができる。今回は、代表的な 1 次固化体であるヨウ化銀（AgI）を用いてハイブリッド HIP 固化体を作製し、固化技術としてのポテンシャルを検討した。

2. HIP 固化体の作製方法

AgI は富士フィルム和光純薬製（純度 98.9%）を、金属粉末は大同特殊鋼製（粒度分布 100–350 メッシュ）のステンレス鋼粉末（SUS304L）と Rockwood Lithium 社製（粒径 45 μm 以下、平均 5.5 μm）のジルコニウム粉末を用いた。AgI と金属粉末を所定の割合で混合し、HIP 用のカプセル（容積 40 mL）に充填した。カプセルは真空加熱脱気後（450 °C、 3.6×10^{-4} – 1.8×10^{-3} Pa）溶封し、小型 HIP 装置（神戸製鋼所製 Dr. HIP）にて 1000 °C、175 MPa、3 時間で HIP 固化した。

3. 結果と考察

図に SUS と AgI を混合したハイブリッド HIP 固化体の断面写真を示す。外観観察からマトリクスは金属粉末の焼結により稠密にインゴット化しており、また、詳細分析によりヨウ素（AgI）は健全な SUS マトリクスに閉じ込められていることが確認できることから、ハイブリッド固化の技術適用性に見込みを得た。発表ではジルコニウムを用いた結果と合わせて詳細を報告する。

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 JPJA21P21460873 の助成を受けたものです。

参考文献 [1] K. Idemitsu and T. Sakuragi, Mater. Res. Soc. Symp.

Proc. 1744, 3–13 (2015). [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).

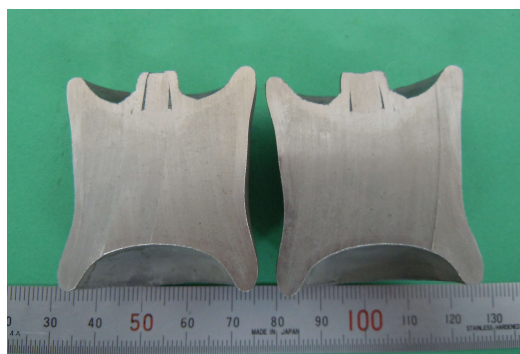


図 ハイブリッド HIP 固化体（SUS+AgI）の断面の外観

*Tomofumi Sakuragi¹, Ryo Hamada¹, Hidekazu Asano¹, Masahiko Nakase², Miki Harigai², Shinta Watanabe², Ryosuke Maki³, Hidetoshi Kikunaga⁴, Tohru Kobayashi⁵. ¹RWMC, ²Tokyo Tech, ³Okayama Univ. of Sci., ⁴Tohoku Univ., ⁵JAEA

福島原子力発電所事故由来の難固定核種の新規ハイブリッド固化への挑戦と 合理的な処分概念の構築・安全評価

(4) 理論計算によるハイブリッド固化体の電子状態および構造特性の解析

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

(4) Theoretical Analysis for Electronic and Structural Properties of Hybrid-waste-solidification Materials

*渡邊 真太¹, 針貝 美樹¹, 中瀬 正彦¹, 牧 涼介², 菊永 英寿³, 小林 徹⁴,

桜木 智史⁵, 浜田 涼⁵, 朝野 英一⁵

¹東工大, ²岡理大, ³東北大, ⁴原子力研究機構, ⁵原環センター

難固定核種であるヨウ素の安定固化のためには、ハイブリッド固化体の物理的・化学的性質を詳細に理解することが重要である。本研究では、一般的な1次固化体であるAgIと2次固化体の候補として一般的なジルコニウム金属について、理論計算により、その電子状態および構造特性を解析した。

キーワード: 福島第一原子力発電所事故, ハイブリッド固化, 第一原理計算, 分子動力学計算

1. 緒言 難固定核種であるヨウ素の安定固化に向けて、熱間等方圧加圧法(HIP)を用いたハイブリッド固化の検討が進められている。この方法では、一次固化体であるヨウ素化合物を、緻密性の高い金属などで覆いHIP処理をすることで、耐浸出性に優れたハイブリッド固化体の作製を目指している。このハイブリッド固化処理過程において、ヨウ素(I)や金属の拡散、それらの元素間での相互作用による固溶化や化合物形成などが起こる可能性がある。また、作製したハイブリッド固化体中でのIの拡散性は、固化体の浸出性能に直結する物理因子であると予想される。一方で、これらの動的および静的な物理現象を、実験的に原子スケールで詳細に評価するのは困難な場合が多い。したがって、固化体特性の評価のために、第一原理計算や分子動力学(MD)計算によるミクロスコピックな現象の解析が望まれる。これに資する目的から、本研究では、一般的な1次固化体であるAgIと、2次固化体の候補として一般的なジルコニウム金属について、理論計算により、その電子状態および構造特性を解析した。

2. 計算手法 第一原理計算は、VASPを用いたprojector augmented-wave法により実施し、交換相関汎関数には、Perdew, Burke, Ernzerhofにより提案された一般化勾配近似を用いた。平面波基底展開のカットオフエネルギーは550 eVとし、積分におけるk点数は、逆格子空間で、概ね $0.25/2\pi \text{ \AA}^{-1}$ 以下となるようにMonkhost-Packグリッドで設定した。古典MD計算は、Lammps用いて、NPTアンサンブルで実施した。

3. 結果と考察 第一原理計算結果より、1次固化体であるAgIは、アクセプターが共存する環境下において、ヨウ素欠陥が生成しやすく、AgI中へのIの固定化は、還元雰囲気下の方が有利であることが示唆された。また、Zr金属、Zr-Ag2元系合金について、MD計算を実施し、自己拡散及び相互拡散挙動を評価した。これらの結果から、Zr-Ag界面において、相互拡散が起こり、AgとZrは合金化する傾向にあることが分かった。Zrをハイブリッド固化体として使用する場合、Agとの合金化により、間接的にIが遊離し、AgIとは異なる化学形態として残存する可能性があることが示唆された。

4. 謝辞 JAEA英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業JPJA21P21460873の助成で実施している。

*Shinta Watanabe¹, Miki Harigai¹, Masahiko Nakase¹, Ryosuke Maki², Hidetoshi Kikunaga³, Tohru Kobayashi⁴, Tomofumi Sakuragi⁵, Ryo Hamada⁵, Hidekazu Asano⁵.

¹TokyoTech, ²Okayama Univ of Sci, ³Tohoku Univ., ⁴JAEA, ⁵RWMC.

福島原子力発電所事故由来の難固定核種の新規ハイブリッド固化への挑戦と合理的な処分概念の構築・安全評価

(5) 処分概念及び安全評価の予備検討

Challenge of Novel Hybrid-waste-solidification of Mobile Nuclei Generated in Fukushima Nuclear Power Station and Establishment of Rational Disposal Concept and its Safety Assessment
(5) Preliminary study of disposal concept and safety assessment for composite waste form

浜田涼¹, 桜木智史¹, *朝野英一¹, 中瀬正彦², 針貝美樹², 渡邊真太²,
牧涼介³, 菊永英寿⁴, 小林 徹⁵

¹原環セ, ²東工大, ³岡理大, ⁴東北大, ⁵JAEA

福島原発事故由来の難固定核種の処理・処分の実装に向けて、放射性ヨウ素(I-129)が含まれる廃棄体の既往の処分概念及び核種移行による被ばく線量の評価方法を用いて、ハイブリッド固化体の浸出期間(マトリクスの全量腐食に要する期間)をパラメータとした場合の I-129 による被ばく線量を予備検討した。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、放射性廃棄物処分、ヨウ素、ハイブリッド固化体、安全評価

1. 概要

福島第一原子力発電所における汚染水処理などには、固化が難しく長半減期で低収着性のため長期の被ばく線量への影響が大きいヨウ素(I-129)と、潜在的有害度が高く長期的な発熱源であるアクチノイドが含まれる。本事業では、これらの核種を含む 1 次固化体を、稠密かつ耐食性に優れたマトリクス材料中に固定化するハイブリッド固化体を提案している[1]。このマトリクス材料にステンレス鋼やジルコニウム合金といった地層処分の安全評価での実績[2]を有する金属を用いることにより、社会実装までの期間の短縮が期待できる。本研究では、公開文献[3][4]から福島第一原子力発電所で発生した燃料由来の核種インベントリを計算し、ハイブリッド固化体発生量を評価した。さらに、ハイブリッド固化体の処分時の安全評価に向けて、予備解析として核種移行による被ばく線量の既往の評価モデル[2]を用いてハイブリッド固化体の浸出期間をパラメータとした場合の生活圏における I-129 による被ばく線量を評価した。

2. 結果

ヨウ素の核種インベントリは元素換算で 38.4 kg、そのうち I-129 は 28.2 kg (1.84×10^{11} Bq)であった。例えば、廃棄体サイズを直径 40 cm、高さ 40 cm の円柱形とし、マトリクスをジルコニウム、ヨウ化銀の含有率を 10 wt%とすると、ハイブリッド固化体の発生量は 2.21 体となり、その発生量は非常に少ないことが分かった。

核種移行による被ばく線量の評価結果を図に示す。耐食性に優れたハイブリッド固化体を作製することで被ばく線量を低減できる見込みが得られた。今後は、社会実装に向けて、1 次固化体とマトリクスとの相互作用の理解や核種移行パラメータ等を考慮したハイブリッド固化体の処分概念の具体化を進める。

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 JPJA21P21460873 の助成を受けたものです。

参考文献 [1] 中瀬ら, 日本原子力学会 2022 秋の大会(演題番号未定). [2] 核燃料サイクル開発機構, 電気事業連合会, TRU 廃棄物処分技術検討書-第 2 次 TRU 廃棄物処分研究開発取りまとめ-, 2005. [3] 原子力損害賠償・廃炉等支援機構, 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のための技術戦略プラン, 2017. [4] 東京電力プレスリリース, 定期検査中の福島第一原子力発電所 3 号機の発電開始について, 2010

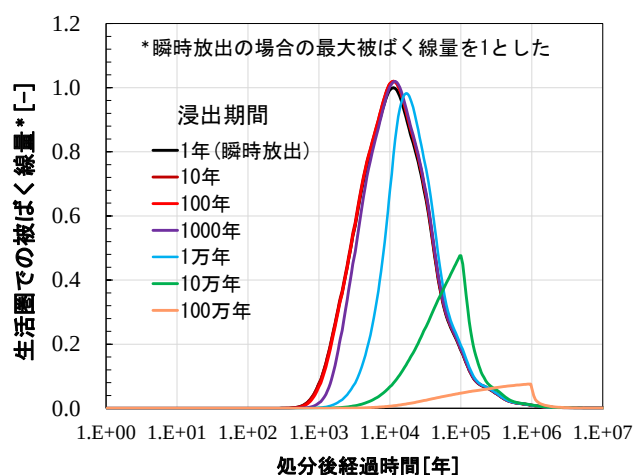


図 I-129 による被ばく線量評価結果例

Ryo Hamada¹, Tomofumi Sakuragi¹, *Hidekazu Asano¹, Masahiko Nakase², Miki Harigai², Shinta Watanabe², Ryosuke Maki³, Hidetoshi Kikunaga⁴, Tohru Kobayashi⁵. ¹RWMC, ²Tokyo Tech, ³Okayama University of Sci, ⁴Tohoku Univ., ⁵JAEA

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

[3B01-04] Decommissioning of Fukushima Daiichi NPP 5

Chair: Shinichiro Uematsu (Hokkaido Univ.)

Fri. Sep 9, 2022 9:30 AM - 10:35 AM Room B (E1 Bldg. 2F No.21)

[3B01] Application of FBG sensor strain measurement technology to the gripping mechanism of a robot arm

*Akihiko Nishimura^{1,3}, Koji Takasaki¹, Nobuyuki Ishihara² (1. JAEA, 2. deltafiber.jp, 3. Fukui Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM

[3B02] Current Status of 'Development of a Hybrid Method for Evaluating the Long-Term Structural Soundness of Nuclear Reactor Buildings Using Response Monitoring and Damage Imaging Technologies - Nuclear Energy Science & Technology and Human Resource Development Project'

*Koji Dozaki¹, Takayuki Aoki¹, Masaki Maeda¹ (1. Tohoku Univ.)

9:45 AM - 10:00 AM

[3B03] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

*Yoichi Arai^{1,2}, Seiya Suzuki^{1,2}, Nobuo Okamura^{1,2}, Masayuki Watanabe^{1,2}, Shohei Kawano^{1,3}, Yoshiyuki Kawaharada^{1,3} (1. IRID, 2. JAEA, 3. TOSHIBA ESS)

10:00 AM - 10:15 AM

[3B04] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

*Seiya Suzuki^{1,2}, Yoichi Arai^{1,2}, Nobuo Okamura^{1,2}, Masayuki Watanabe^{1,2}, Shohei kawano^{1,3}, Yoshiyuki Kwarada^{1,3} (1. IRID, 2. JAEA, 3. TOSHIBA ESS)

10:15 AM - 10:30 AM

FBG センサ歪計測技術のロボットアーム把持機構への応用

Application of FBG Sensor Strain Measurement Technology to the Gripping Mechanism of a Robot Arm

*西村 昭彦^{1,3}, 高崎 浩司¹, 石原 信之²

¹原子力機構, ²deltafiber.jp, ³福井大

原子力機構では、ピコ秒レーザ加工による光ファイバ歪センサの開発を行ってきた。本センサをロボットアームに実装することで、福島第一原子力発電所の溶融デブリの取り出し時の把持機構の制御に役立てる。

キーワード：廃止措置、FBG センサ、ロボットアーム、遠隔技術、核燃料デブリ

1. はじめに

原子力機構では各種の福島第一原子力発電所(1F)廃止措置に係る技術開発を行っている。これまで高温プラント保守保全技術としてピコ秒レーザ加工 FBG センサの開発を行ってきた[1]。本技術を1F 廃止措置に資するため、高温に加えて高線量下での歪計測を目指した加工プロセスの改良を進めている。将来、1F からの核燃料デブリ取り出しが本格化する際には、使用されるロボットアームに実装することで、保持の際に核燃料デブリが受ける圧力の計測やロボットアーム自体の撓みの監視への応用が可能となる。

2. 実施内容

蓄熱プラント実装を目的として開発したピコ秒レーザ加工 FBG センサ技術の産業化を進めている。ステンレス配管や異形鉄筋等への FBG センサ組み込み結果を紹介する。ピコ秒パルスレーザは、LD 励起イッテルビウムを増幅媒質とする 100kHz 高繰り返しレーザ(Single-mode)を使用した。FBG 加工装置は、光学顕微鏡(Olympus)にレーザ加工用対物レンズ(100倍:Mitsutoyo)と精密ステージ(シグマ光機)を組み合わせた。FBG 加工に関して加工装置の自由度は5軸必要であり、これは汎用されているマシニングセンタと同様である。

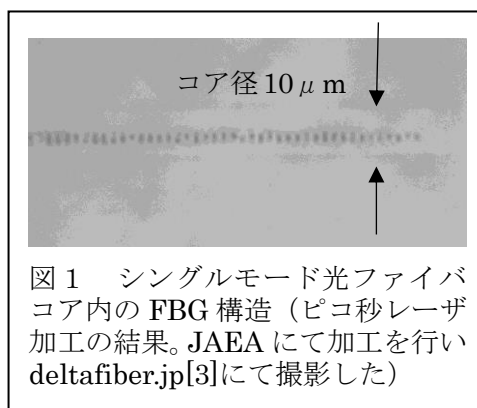


図1 シングルモード光ファイバコア内のFBG構造(ピコ秒レーザ加工の結果。JAEAにて加工を行いdeltafiber.jp[3]にて撮影した)

図1にFBG構造の一例を示す。石英ガラスのファイバコアにピコ秒レーザパルスが集光され、自由電子の生成による光吸収増加の非線形効果がナノスケール空間に生じる。このナノスケールの屈折率構造が規則的に直線上に並ぶことで回折格子として機能する。FBG センサの応用例として、JAEA が施設共用を行う敦賀総合研究開発センターのレーザ加工高度化フィールド設置のロボットアームを活用した[2]。FBG センサ実装アーム把持機構の整備についても報告する。

本技術の社会実装および関連特許の実施許諾、併せてスマデコ施設共用については、イノベーションハブの諸橋裕子副主幹及び佐川明美コーディネーターら関係各位に支援を頂いた。御礼申し上げます。

参考 URL

[1] JST 新技術紹介 JAEA FBG センサ : https://shingi.jst.go.jp/pdf/2017/2017_jaea_2.pdf

[2] JAEA 施設共用 : <https://tenkai.jaea.go.jp/ofp/>

[3] deltafiber.jp 社 HP : <http://www.deltafiber.jp/>

*Akihiko Nishimura^{1,3}, Koji Takasaki¹ and Nobuyuki Ishihara²

¹JAEA., ²deltafiber.jp., ³Fukui Univ.

「建屋応答モニタリングと損傷イメージング技術を活用した
ハイブリッド型の原子炉建屋長期健全性評価法の開発研究
－英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業－」の進捗状況

Current Status of ‘Development of a Hybrid Method for Evaluating the Long-Term Structural Soundness of Nuclear Reactor Buildings Using Response Monitoring and Damage Imaging Technologies - Nuclear Energy Science & Technology and Human Resource Development Project’

*堂崎浩二¹，青木孝行¹，前田匡樹¹

¹ 東北大学

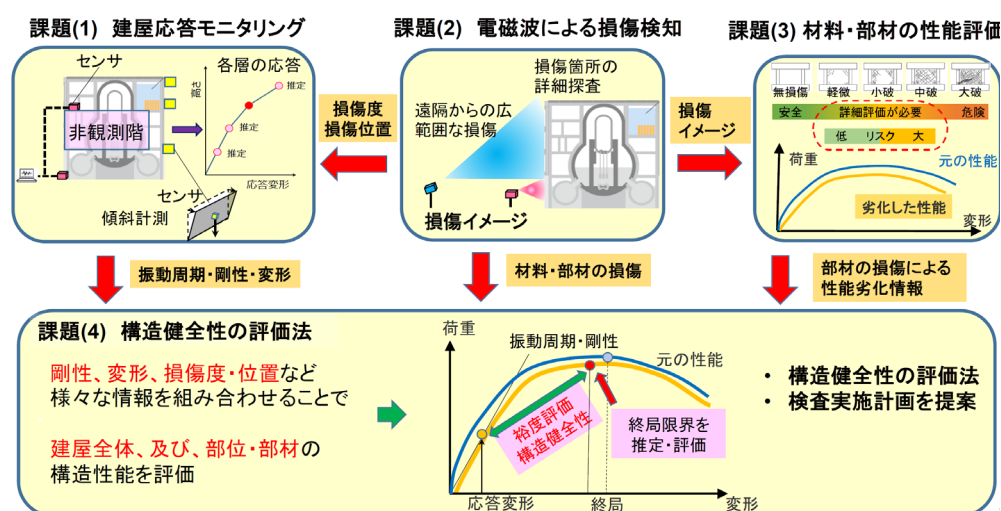
本研究は、高放射線量率と高汚染のため、現場への接近性が極端に限られるような事故を経験した原子炉建屋の長期構造健全性の見通しを得るために必要な評価手法を開発しようとするもので、日本原子力研究開発機構（JAEA）廃炉環境国際共同研究センター（CLADS）が実施している「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」のひとつとして令和3年度から3ヵ年の計画で取り組んでいる。

キーワード：事故炉、コンクリート構造、長期健全性、経年劣化、健全性評価、非破壊検査及びモニタリング、加速度及びジャイロセンサ、テラヘルツ波、保全計画

1. 緒言

事故炉の廃炉作業では燃料デブリ取出前後の長期に亘って原子炉建屋の安全機能（特に構造強度）が期待される。本研究では事故を経験した原子炉建屋の適切な保全管理方法確立に向け、東北大学、東京工業大学、芝浦工業大学、木更津工業高等専門学校、日本工業大学及び JAEA が分担・連携して、下図に示すとおり、

① 地震等の外乱応答
モニタリングによる
建屋の振動性状・応答
評価法の開発、② 電
磁波を用いたコンク
リート構造物の損傷
検知技術の開発、③
損傷検知情報に基づ
くコンクリート材料・
構造物の性能評価法
の開発、④ 総合的な
建屋安全性評価手法



の開発と長期保全計画の提案、の4つの課題に取り組んでいる。

2. これまでの進捗状況とアウトプットイメージ

3 カ年計画の初年度である令和 3 年度は、上記の 4 課題について具体的な実施方法を明確にして研究の方向付けを行うとともに、一部の試験や解析的検討に着手したところである。令和 4 年度以降も継続的に試験、解析等の検討を進め、アウトプットとして、原子炉建屋の長期モニタリング及び検査方法の開発、それらに基づく健全性評価手法の開発並びに長期保全計画の提案につなげる予定である。

* Koji Dozaki ¹, Takayuki Aoki ¹ and Masaki Maeda ¹

¹Tohoku Univ.

燃料デブリの臨界管理技術の開発

(54)水ガラス系中性子吸収材を被覆した燃料デブリの乾燥挙動の試験概要

Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(54) Outline of study on the drying behavior of fuel debris covered with water glass based neutron absorber

*荒井 陽一^{1,2}, 鈴木 誠矢^{1,2}, 岡村 信生^{1,2}, 渡部 雅之^{1,2}, 川野 昌平^{1,3}, 川原田 義幸^{1,3}

¹IRID, ²日本原子力研究開発機構, ³東芝エネルギーシステムズ

福島第一原子力発電所の燃料デブリ取出し時の臨界防止用に、水ガラスを主成分として酸化ガドリニウムを混合した固化型非溶解性中性子吸収材(以下、水ガラス吸収材)の開発を進めている。燃料デブリ表面に水ガラス吸収材を被覆した状態での乾燥挙動への影響を評価するために実施した模擬試験体を用いた試験概要や予備検討に関して報告する。

キーワード：非溶解性中性子吸収材，燃料デブリ，乾燥特性曲線

1. 緒言

燃料デブリの取出し作業において再臨界防止は安全上重要な課題であり、中性子吸収材の開発を進めてきた。水ガラス吸収材は固化型非溶解性中性子吸収材の一種であり、水中の燃料デブリの表面に塗布し、徐々に粘性が増加して硬化に至る特性を有する[1,2]。燃料デブリは水冷状態にあり、また、多孔質体と想定されており[3]、水分を保持した状態で水ガラス吸収材を被覆する。水の放射線分解による水素発生を防ぐため、取出し作業後の燃料デブリは乾燥処理するが、燃料デブリに水ガラス吸収材が付着した状態においては、燃料デブリの乾燥を妨げる可能性が懸念されている。そこで、水ガラス吸収材の被覆が燃料デブリの乾燥挙動に与える影響の調査に着手した。本件では乾燥試験の概要と水ガラス吸収材自体の乾燥挙動を報告する。

2. 試験方法・結果

水ガラス吸収材は硬化するまでは流体であり、燃料デブリの粒子間に分散すると推察される。つまり、一部の燃料デブリは、その表面が完全に被覆された状態となると考えられる。また、燃料デブリは水冷状態であるため含水状態である。そこで、模擬燃料デブリを飽和まで含水させ、その表面を水ガラス吸収材で完全に覆う状態で乾燥試験に供することとした。図1に乾燥試験に供した試験体の構成を示す。ステンレス製坩堝は2重構造とし、1回目の乾燥試験後に坩堝の2重目を外した状態で再度乾燥試験に供することで、1回目の乾燥試験後に残存する水分の有無を確認することとした。水ガラス吸収材は水ガラス(ケイ酸ソーダ)と Gd_2O_3 、硬化材(セメント)、添加材(第一リン酸ナトリウム)の混合材を用いることとした。これらを 200 °C に 100 min 保持し熱重量分析を実施した。同様の手順で水ガラス吸収材のみに対して熱重量分析を実施した。得られた乾燥特性曲線を図2に示す。含水状態の多孔質セラミックスの乾燥挙動の特徴である定率乾燥期間(乾燥中盤に現れる乾燥速度が一定の期間)は認められず、水ガラス吸収材の乾燥メカニズムが異なると示唆された。そして、水ガラス吸収材中の特徴的な乾燥速度の変化は自由水や結合水が寄与したと推察される結果を得た。

謝辞 本件は、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(安全システムの開発(液体系・気体系システム、臨界管理技術))」』の成果の一部を取りまとめたものである。

参考文献 [1] 原子力学会秋の大会 3G03(2017), [2] 原子力学会秋の大会 1M18(2018), [3] EGG-TMI-7385 Rev. 1 (1987)

*Yoichi Arai^{1,2}, Suzuki Seiya^{1,2}, Nobuo Okamura^{1,2}, Masayuki Watanabe^{1,2}, Shohei Kawano^{1,3} and Yoshiyuki Kawaharada^{1,3}

¹IRID, ²Japan Atomic Energy Agency, ³Toshiba Energy Systems & Solutions.

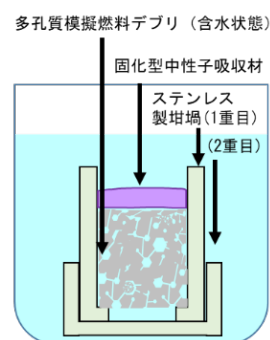


図1 乾燥試験に供した試験体の構成

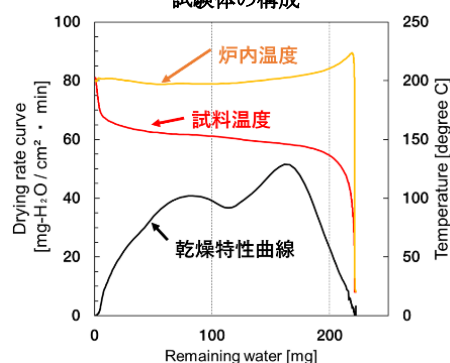


図2 水ガラス吸収材の乾燥特性曲線
試験体：水ガラス吸収材単体
(1mm厚、φ10mm)

燃料デブリの臨界管理技術の開発

(55)水ガラス系中性子吸収材を被覆した燃料デブリの乾燥挙動の評価

Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(55) Evaluation for the drying behavior of fuel debris covered with water glass based neutron absorber

*鈴木 誠矢^{1,2}, 荒井 陽一^{1,2}, 岡村 信生^{1,2}, 渡部 雅之^{1,2}, 川野 昌平^{1,3}, 川原田 義幸^{1,3}

¹IRID, ²日本原子力研究開発機構, ³東芝エネルギーシステムズ

福島第一原子力発電所の燃料デブリ取出し時の臨界防止用に、水ガラスを主成分として酸化ガドリニウムを混合した固化型非溶解性中性子吸収材(以下、水ガラス吸収材)の開発を進めている[1-2]。燃料デブリ表面に水ガラス吸収材を被覆した状態での乾燥挙動への評価を評価するため、模擬試験体を用いて実施した試験結果を報告する。

キーワード：非溶解性中性子吸収材，燃料デブリ，乾燥特性曲線

1. 緒言

燃料デブリの取出し作業後に予定される乾燥処理に際し、水ガラス吸収材がデブリの細孔等を閉塞することで乾燥を妨げる可能性が懸念されている。本件では過去に考案した燃料デブリの含水・乾燥特性試験システム[3-5]を参考にした手法で、水ガラス吸収材が被覆された模擬デブリの含水・乾燥試験を実施し、被覆厚さおよび冠水状態の違いが燃料デブリの乾燥挙動に与える影響を評価した。

2. 試験方法・結果

含水状態の燃料デブリの模擬物質として飽水处理した多孔質 Al_2O_3 ペレット(寸法:Φ10 mm×h10 mm、空隙率:約 40%、細孔径:約 1 μm)を選定した。これをステンレス坩堝に入れて水中に沈め、ペレットの表面に水ガラス吸収材を滴下し、所定の時間水中で静置した。水ガラス吸収材の被覆厚さ、および水ガラス吸収材の滴下後を基準とし乾燥処理に進むまでの水中養生期間をパラメータとした。被覆厚さは、実環境における作業性や誤差を考慮して 1mm および 5mm とした。水中養生期間は水ガラス吸収材の被覆後 1~2 日程度で燃料デブリの乾燥過程に進むと仮定し、1h、24h、48h、72h と設定した。水中養生を経た試料は、熱重量測定装置を用いて多孔質 Al_2O_3 ペレット内の間隙水および水ガラス吸収材中の水分の乾燥速度等を評価した。また、水ガラス吸収材中の水の存在状態を調査するために水ガラス吸収材単体の定性分析(粉末 X 線回折等)を実施した。乾燥試験後の水ガラス吸収材の外観等を写真 1 に示す。水ガラス吸収材は、水分の蒸発、乾燥による収縮やひび割れの発生を観測し、水ガラス吸収材によるペレットの間隙水の蒸発を妨害しないと示唆された。水ガラス吸収材の被覆により乾燥特性曲線の変化を確認した(図 1)。また、水ガラス吸収材は水中養生期間や加熱により組成の変化が示唆されたが、水ガラス吸収材の乾燥が十分に完了しているため、乾燥過程への影響は小さいと判断した。今後は水ガラス吸収材の投入量および分布の影響を調査するとともに、反応生成物の定量評価も進めていく。

謝辞 本件は、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(安全システムの開発(液体系・気体システム、臨界管理技術))」』の成果の一部を取りまとめたものである。

参考文献 [1] 原子力学会秋の大会 3G03(2017), [2] 原子力学会秋の大会 1M18(2018), [3] 原子力学会秋の大会 1G41(2015) [4] 原子力学会秋の大会 3E08(2016), [5] 原子力学会秋の大会 2D22(2017)

*Seiya Suzuki^{1,2}, Yoichi Arai^{1,2}, Nobuo Okamura^{1,2}, Masayuki Watanabe^{1,2}, Shohei Kawano^{1,3} and Yoshiyuki Kawaharada^{1,3}

¹IRID, ²Japan Atomic Energy Agency, ³Toshiba Energy Systems & Solutions.

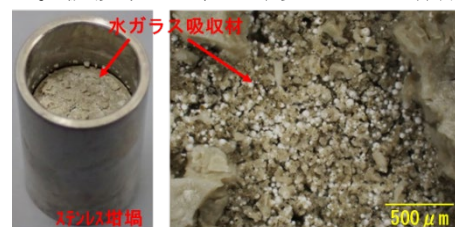


写真 1 乾燥後の水ガラス吸収材の外観(左)およびマイクロスコブ観察画像(右)

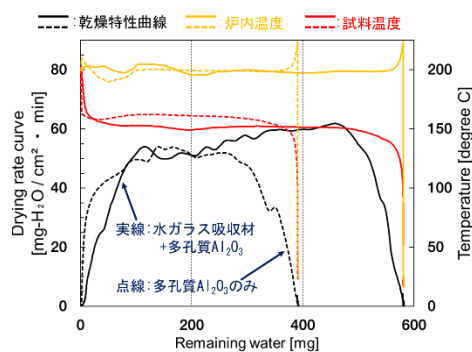


図 1 乾燥特性曲線(水ガラス吸収材+多孔質 Al_2O_3 、多孔質 Al_2O_3 のみ)

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

[3B05-09] Investigation of Radioactive Contamination

Chair:Daisuke Kawasaki(Univ. of Fukui)

Fri. Sep 9, 2022 10:35 AM - 11:55 AM Room B (E1 Bldg.2F No.21)

[3B05] The amount of hydrogen atom present in aggregates and cement pastes

*Norikazu Kinoshita¹, Takuma Noto¹, Hitoshi Nakashima¹, Kazuaki Kosako¹, Takahiro Kato¹, Misako Kurabe¹, Yoichi Kuroiwa¹, Yuki Sasaki¹, Kazuyuki Torii¹, Mariko Segawa² (1. Shimizu, 2. JAEA)

10:35 AM - 10:50 AM

[3B06] Study on Rational Treatment/Disposal of Contaminated Concrete Waste Considering Leaching Alteration

*Hiromichi Koike¹, Shinichiro Uematsu¹, Naoko Watanabe¹, Tamotsu Kozaki¹, Yuka Morinaga², Daisuke Minato², Toru Nagaoka² (1. Hokkaido Univ., 2. CRIEPI)

10:50 AM - 11:05 AM

[3B07] Study on Rational Treatment/Disposal of Contaminated Concrete Waste Considering Leaching Alteration

*Shinichiro Uematsu¹, Kyoya Watanabe¹, Naoko Watanabe¹, Tamotsu Kozaki¹, Yuka Morinaga², Daisuke Minato², Toru Nagaoka² (1. Hokkaido Univ., 2. CRIEPI)

11:05 AM - 11:20 AM

[3B08] Penetration behavior of cesium and iodine into epoxy coatings

*Daiki Fujino¹, Haruaki Matsuura¹, Isamu Sato¹, Eriko Suzuki², Kuniyoshi Nakajima² (1. TCU, 2. JAEA)

11:20 AM - 11:35 AM

[3B09] Development of Sr-90 analytical system based on highly sensitive laser absorption spectroscopy utilizing molecular isotope shifts (2)

*Ryohei Terabayashi¹, Kaoru Inoue¹, Masahiro Sakurai¹, Masabumi Miyabe², Shuichi Hasegawa¹ (1. UTokyo, 2. JAEA)

11:35 AM - 11:50 AM

骨材とセメントペーストに含まれる水素原子数

The amount of hydrogen atom present in aggregates and cement pastes

*木下 哲一¹, 能任 琢真¹, 中島 均¹, 小迫 和明¹, 加藤 雄大¹, 倉部 美彩子¹,
黒岩 洋一¹, 佐々木 勇氣¹, 鳥居 和敬¹, 瀬川 麻里子²
¹清水建設, ²JAEA

コンクリート中の水素原子数は、原子力発電所の廃止措置における放射化分布を精度良く推定するための重要なパラメータの一つである。本研究では、コンクリートに含まれるすべての水素原子数を評価するために、骨材およびセメントペーストそれぞれについて、重量分析と即発γ線分析による水素原子数の測定を行った。

キーワード：重量分析，即発γ線分析，骨材，セメントペースト

原子力発電所の廃止措置では、残留放射能のシミュレーションやコアボーリングを伴う放射能の実測に基づいて、解体廃棄物はL1~L3、CLの各放射化レベルに分別されて廃棄される。コンクリートは元素組成が一定ではない上に廃棄物量も多いため、我々は放射化放射能分布の予測精度向上に向けた研究開発を行っている。水素原子は中性子を強く減速するため、その存在量が少なくても放射化計算に大きく影響する。本研究では、100℃で揮発する自由水や100℃では揮発しない結合水など、コンクリートに含まれるすべての水素原子数を評価することを目的に骨材およびセメントペーストそれぞれについて、重量分析と即発γ線分析を用いた水素原子数測定を行った。

採石場から採取した骨材10種類、地球化学標準5種類、普通ポルトランドセメントと高炉B種セメントを用いて水セメント比30~60%で作製したセメントペースト8種類を本研究の試料に用いた。骨材の採取場所や放射化に寄与する元素濃度等は既に文献1に報告している。粉碎した試料を110℃で乾燥し、乾燥前後の重量変化から自由水量を分析した。その後J-PARCのANNRI施設にて即発γ線分析を行い、乾燥後の試料に残存する水素原子数の測定を行った。

各試料における自由水と、乾燥後の試料に残存した水素原子数をH₂O重量に換算したもの（ここでは便宜的に結合水と呼ぶ）を図1に示す。骨材中に自由水は1%以下、結合水は0.7~2.7%が検出された。セメントペースト中の自由水と結合水には水セメント比と相関が見られた。一般的な調合として細骨材830 kg/m³、粗骨材1000 kg/m³、セメント290 kg/m³、水160 kg/m³と仮定すると、コンクリート全体に含まれる吸着水と結合水の含有量はそれぞれ3.5~4.9%と4.2~6.0%と見積もられる。これは若材齢のセメントペーストによる推定結果であり、実際のコンクリート構造物では、時間の経過に伴う乾燥や水和反応の進展、部材中の水分分布も考慮して水素原子数を設定する必要がある。

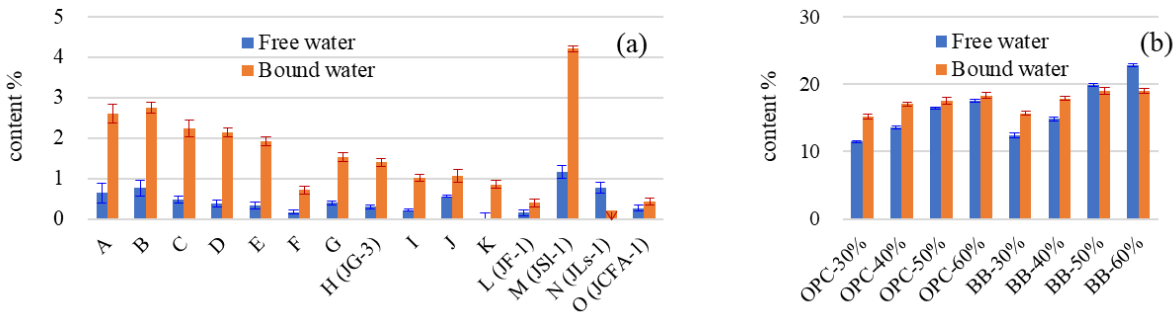


図1 骨材(a)とセメントペースト(b)に検出された自由水と結合水量

参考文献

[1] N. Kinoshita, T. Noto, K. Kosako, M. Asada, K. Torii, A. Tada, K. Urabe, T. Ohtsuki, S. Sekimoto, Prog. Nucl. Ener. **131**, 103597 (2021).

*Norikazu Kinoshita¹, Takuma Noto¹, Hitoshi Nakashima¹, Kazuaki Kosako¹, Takahiro Kato¹, Misako Kurabe¹, Yoichi Kuroiwa¹, Yuki Sasaki¹, Kazuyuki Torii¹, Mariko Segawa²

¹Shimizu Co., ²JAEA

溶脱による変質を考慮した汚染コンクリート廃棄物の合理的処理・処分の検討

(6) 硬化セメントペースト中の酢酸イオン及び炭酸イオンの拡散挙動

Study on Rational Treatment/Disposal of Contaminated Concrete Waste Considering Leaching Alteration

(6) Diffusion of Acetate and Carbonate Ions in Hardened Cement Paste

*小池 拓道¹, 植松慎一郎¹, 渡邊 直子¹, 小崎 完¹, 森永 祐加², 湊 大輔², 長岡 亨²

¹北大, ²電中研

硬化セメントペースト中の酢酸イオンおよび炭酸イオンの非定常拡散試験を実施した。得られた酢酸イオンの見かけの拡散係数の温度依存性から求めた拡散の活性化エネルギーは、自由水中のそれと同程度となった。一方、炭酸イオンの拡散は極めて遅く、化学形による拡散挙動の違いが確認された。

キーワード：セメント、C-14、化学形、見かけの拡散係数、イメージングプレート、活性化エネルギー

1. 緒言 福島第一原子力発電所(1F)の廃止措置を合理的に進めるためには、汚染水と長期間接しているコンクリート構造物中の放射能分布を把握することが重要である。そこで本研究では、汚染水に含まれる¹⁴Cに着目し、その代表的な化学形である酢酸イオンと炭酸イオンのセメントペースト中の見かけの拡散係数(Da)をイメージングプレート(IP)を用いた拡散実験によって決定するとともに、得られた Da の温度依存性から拡散の活性化エネルギー (Ea)を求めることで、異なる化学形の¹⁴Cの拡散挙動を検討した。

2. 実験方法 普通ポルトランドセメントを水セメント比 0.36 で混練し、水中養生 28 日間、養生温度 50℃の条件で硬化セメントペースト試料を調製した。これを樹脂に埋め込んでから切断することで、5 mm×16 mm×14 mm の試料 2 枚の組を作製し、セメント平衡水中で飽和させた。拡散試験は¹⁴Cでラベルした極微量の酢酸ナトリウムまたは炭酸水素ナトリウム溶液を含ませたろ紙を、このセメント試料の 5 mm×16 mm の面に置き、もう一方の試料でろ紙を挟み込み密着固定し、所定温度(15℃~50℃)で所定期間拡散させた。拡散期間終了後、セメント試料をラップ 1 枚を介して IP 上に固定し、試料中の放射能濃度分布を得た。

3. 結果および考察 拡散試験で取得した IP 画像より、塗布した炭酸イオンは塗布面近傍に留まり、セメント内部へ浸入していないことが確認された。これは、炭酸イオンはセメント固相へ強く収着するとの報告^[1]と整合する。一方、酢酸イオンではセメント内部への浸入に伴う¹⁴Cの2次元放射能濃度分布が認められた。そこで、酢酸イオンが薄膜拡散源からの拡散であると仮定し、塗付面(拡散源)からの距離ごとの放射能(IPの輝度)の平均を求め、その自然対数値の拡散源からの距離の2乗に対する変化量から Da を決定した。得られた酢酸イオンの Da の温度依存性を図 1 に示す。アレニウスの式を用いて求めた Ea は 15.8±3.6 kJ/mol となった。これは、酢酸イオンの自由水中の拡散の Ea とほぼ等しく、酢酸イオンが毛細管空隙などの自由水が満たされた比較的大きな経路を拡散している可能性が示唆された。

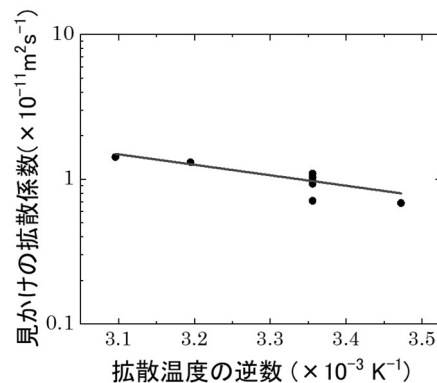


図 1 セメントペースト中の酢酸イオンの見かけの拡散係数の温度依存性

参考文献 [1] Grambow et al., Applied Geochemistry, vol.122, 104480 (2020)

謝辞 本研究は、文部科学省「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業(課題解決型廃炉研究プログラム)」・「溶脱による変質を考慮した汚染コンクリート廃棄物の合理的処理・処分の検討」(令和 2~4 年度)の一部として実施した。

*Hiromichi Koike¹, Shinichiro Uematsu¹, Naoko Watanabe¹, Tamotsu Kozaki¹, Yuka Morinaga², Daisuke Minato² and Toru Nagaoka²

¹Hokkaido Univ., ²CRIEPI.

溶脱による変質を考慮した汚染コンクリート廃棄物の合理的処理・処分の検討

(7) 硬化セメントペースト中の Cs-137 の拡散挙動に及ぼす溶脱変質の影響

Study on Rational Treatment/Disposal of Contaminated Concrete Waste Considering Leaching Alteration

(7) Effects of Alteration by Leaching Treatment on Diffusion Behavior of Cs-137 in Hardened Cement Paste

*植松 慎一郎¹, 渡邊 恭也¹, 渡邊 直子¹, 小崎 完¹, 森永 祐加², 湊 大輔², 長岡 亨²

¹北大, ²電中研

模擬溶脱変質処理した硬化セメントペースト試料に対し、拡散温度をパラメータとして、イメージングプレート (IP) を用いた ¹³⁷Cs の非定常拡散試験を実施した。見かけの拡散係数の温度依存性から拡散の活性化エネルギーを決定することにより、溶脱変質試料中の ¹³⁷Cs の拡散機構について検討した。

キーワード: セメント, 溶脱変質, Cs-137, イメージングプレート, 見かけの拡散係数, 活性化エネルギー

1. 緒言 福島第一原子力発電所の廃炉を合理的に進めるためには、建屋コンクリート構造物中の放射能分布を把握する必要がある。一部のコンクリートは、汚染水との接触により溶脱変質が進行し、核種の移行挙動に影響を及ぼす可能性がある。そこで本研究では、溶脱処理した硬化セメントペースト試料に対して ¹³⁷Cs の拡散試験を実施し、拡散に及ぼす変質の影響を明らかにするとともに、そのメカニズムの解明を目的とした。

2. 試料および方法 普通ポルトランドセメントを、水セメント比 0.36 で混練後成型し、50 °C、28 日間の水中養生により硬化セメントペースト試料を調製した。溶脱処理は、5 mm × 19 mm × 30 mm に切断した試料を、6 M NH₄NO₃ 溶液に 5 日間浸漬して行った。溶脱試料を、5 mm × 19 mm × 15 mm の試料が 2 個となるように切断後、セメント平衡水で飽和させた。拡散試験は、極微量の ¹³⁷CsCl を含浸させたろ紙を、一方の試料の 5 mm × 19 mm の面に置き、他方の試料で挟み固定し、所定温度条件 (15~50 °C) で静置して行った。所定時間経過後、ろ紙を取り除き、試料をラップを介して IP に固定し静置することで、試料中の放射能分布を得た。

3. 結果および考察 拡散試験において得られた ¹³⁷Cs の放射能分布は、トレーサー塗布面から 5 mm 程度までの領域において、薄膜拡散源からの拡散の式によって良く再現できた。この領域において得られた ¹³⁷Cs の D_a を、未溶脱 (健全) 試料に対する報告値 [1] と共に示す。一般に硬化セメントペーストの溶脱変質に伴い、間隙率の増加により ¹³⁷Cs の D_a は増加すると考えられるが、本研究では同等もしくは減少する結果であった。これより、溶脱変質に伴う拡散経路の幾何学的形状の変化のみからは D_a の変化を説明できず、溶脱に伴う収着係数の増加 [2] により Cs の移行が遅延した可能性が示唆された。一方、 D_a の温度依存性からアレニウス式を用いて決定した拡散の活性化エネルギーは約 60 kJ mol⁻¹ となり、未溶脱試料に対する報告値 (37 ± 2 kJ mol⁻¹) [1] より大幅に高くなった。このことから、溶脱変質により、¹³⁷Cs の収着による移行遅延のみならず、支配的な拡散機構の変化の可能性もまた示唆される。

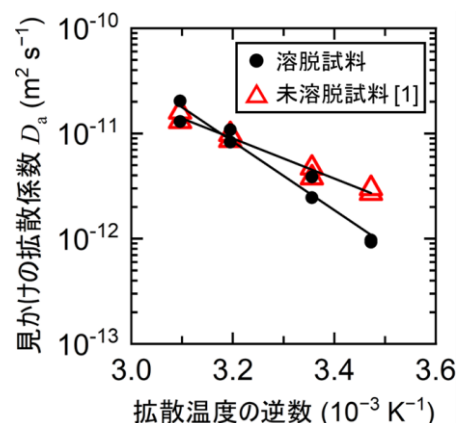


図1 硬化セメントペースト中の ¹³⁷Cs の見かけの拡散係数の温度依存性

引用 [1] Morishita *et al.*, ICONE26-82570, 英国 (2018); [2] 松本ら, 日本原子力学会 2021 年秋の大会, 3C02, Web 開催 (2021)

謝辞 本研究は、文部科学省「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業 (課題解決型廃炉研究プログラム)」・「溶脱による変質を考慮した汚染コンクリート廃棄物の合理的処理・処分の検討」(令和 2~4 年度) の一部として実施した。

*Shinichiro Uematsu¹, Kyoya Watanabe¹, Naoko Watanabe¹, Tamotsu Kozaki¹, Yuka Morinaga², Daisuke Minato² and Toru Nagaoka²

¹Hokkaido Univ., ²CRIEPI.

エポキシ塗料へのセシウム及びヨウ素の浸透挙動

Penetration behavior of cesium and iodine into epoxy coatings

*藤野 大生¹, 松浦 治明¹, 佐藤 勇¹, 鈴木 恵理子², 中島 邦久²

¹ 東京都市大学, ² 日本原子力研究開発機構

エポキシ樹脂を CsI 溶液に浸漬させ、エポキシ樹脂への Cs 及び I の浸透挙動を XRF で観察した。また EXAFS により、その際の Cs 及び I 周りの局所構造も観察した。その結果、I が選択的に浸透し、Cs は O と相関を高める事を確認した。さらに、エアロゾル状態の Cs に関するエポキシ樹脂への影響も報告する。

キーワード: エポキシ樹脂, シールドプラグ, ヨウ化セシウム, 蛍光 X 線分析, 広域 X 線吸収微細構造

1. 緒言

東電福島第一原子力発電所の廃止措置において、それに伴う解体廃棄物を安全かつ合理的に管理するためには、解体前後に原子炉の各種構造材に付着あるいは浸漬した放射性物質の性状や分布を正確に把握し、それに応じた適切な処理・処分を施す事が必要である。そこで本研究では、シールドプラグなどのコンクリート塗料、ケーブル被覆管、接着剤などの多様な用途に用いられていると考えられるエポキシ樹脂を除染すべき対象物に選定し、汚染源を CsI に絞り浸漬実験を展開した。本研究により得られた知見は、多量の放射性物質が付着しており、その汚染機構の原理的解明が求められている東電福島第一原子力発電所の廃止措置にも適用できる。エポキシ樹脂への Cs 及び I の深さ方向における浸透挙動を蛍光 X 線分析(XRF)により詳細に観察した。また広域 X 線吸収微細構造(EXAFS)により、その際の両元素の局所構造に関して観察することでその浸透メカニズムを明らかにする事を目的とした。さらには、溶液状態を変更し、エアロゾル状態の CsI 及び CsOH がエポキシ樹脂の表面に及ぼす影響についても報告する。

2. 実験方法

土木建築用エポキシ樹脂 E205(コニシ株式会社)の主剤と硬化剤を体積比 5:2 で混合し、型となる常温硬化樹脂用サンプルカップに流し込ませ固化させた。その後、1M CsI 溶液を約 50ml 上から流し込み、それぞれ 5、10、40 日間室温下で静置させる浸漬実験を行った。また、温度約 110℃、圧力約 2 気圧という条件になり得る圧力容器と定温乾燥機を併用しての浸漬実験も同様の手順、浸漬日数で行った。浸漬後の試料は、取り出してから乾燥させ、表面から 0.3mm 毎に 0.9mm までの計 3 層となるように研磨紙(#60)を取り付けたターンテーブルにより削り、粉状からペレット成型したものを測定試料とした。ここから、XRF 測定により Cs K α 線と I K α 線に着目した Cs 及び I の深さ方向におけるエポキシ樹脂に対する重量比を導出した。また、あいちシンクロトロン光センター-BL5S1 において、Cs L m 及び I L m 吸収端に着目した透過法と蛍光法の同時測定を実施した。データ解析には蛍光法で得たスペクトルを使用し、EXAFS 構造関数及び解析可能な結果はフィッティング解析までを行った。

3. 結果・考察

Cs の浸透結果は、室温下及び圧力容器と乾燥器を併用しての浸漬実験において深さ方向分布にあまり変化が見られない事を確認した。両条件とも、Cs は表面の 1 層目(0~0.3mm)に留まり、2 層目(0.3mm~0.6mm)以深まで浸透を起こすことは無かった。一方、Cs と異なり I には違いが現れた。その結果を図 1 に示す。室温下では、2 層目に約 0.3wt%と僅かな浸透結果で留まった。一方で圧力容器内における浸漬実験では、3 層目(0.6mm~0.9mm)以深までの浸透結果と、浸漬日数が増すごとに重量比が増加する傾向を捉えた。XAFS 測定結果について、I は EXAFS 振動が微弱であったことから構造関数より顕著なピークを見出すことが出来ない結果となった。一方、Cs はその動径構造関数結果より、2.5Å 及び 4Å 付近に顕著なピークが現れたため、それぞれ Cs-O 及び Cs-I との結合の相関と捉えフィッティング解析を行った。その結果を表 1 に示す。その結果、浸漬日数が増すほど I との配位数が減少し、O との配位数が上昇した。このことから、CsI 自体はエポキシ樹脂に対して浸透を起こすことは無いが、Cs⁺として CsI 水溶液中の O あるいは樹脂表面の O のサイトに吸着を起こすことなどが考えられる。一方、Cs-I 結合を外れた I は樹脂の骨格である C、N などに結合していた H などと交換反応を順次起こしていくことで浸透していくと考えている。

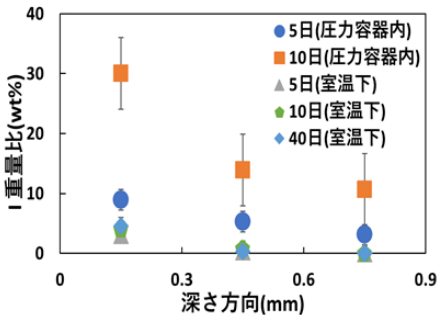


図1. 深さ方向(mm)におけるI重量比(wt%)

表1. Cs-O及びCs-IフィッティングによるCs構造パラメータ

	浸漬日数 (日)	配位数	原子間距離 (Å)
Cs-O	5	0.78	2.98
	10	1.8	3.11
Cs-I	5	13	4.00
	10	5.7	4.07

参考文献

[1] 臼杵俊之 他, 放射性核種含有溶液の床材・壁材に対する浸透挙動, JAEA-Testing2014-001, (2014)

*Daiki Fujino¹, Haruaki Matsuura¹, Isamu Sato¹, Eriko Suzuki² and Kuniyoshi Nakajima²

¹Tokyo City Univ., ²Japan Atomic Energy Agency.

分子の同位体シフトを利用した高感度レーザー吸収分光に基づく Sr-90 迅速分析法の開発(2)

Development of Sr-90 analytical system based on highly sensitive laser absorption spectroscopy
utilizing molecular isotope shifts (2)

*寺林稜平¹, 井上薫¹, 櫻井政宏¹, 宮部昌文², 長谷川秀一¹

¹東京大学, ²JAEA

抄録: 放射性核種含む分子の吸収線をターゲットとし、光共振器強化型高感度レーザー吸収分光（キャビティリングダウン分光法：CRDS）に基づく核種分析手法を提案し開発を進めている。特に Sr-90 を対象とし、SrO 分子の近赤外域吸収遷移に着目した。今回は発光、および吸収分光による SrO 分子振動回転遷移の実験的観測について報告する。

キーワード: ストロンチウム 90、レーザー分光、キャビティリングダウン分光法、微量分析、分子分光

1. 諸言

ストロンチウム 90 (⁹⁰Sr) は半減期 28.8 年の β 崩壊核であり、福島第一原子力発電所事故で環境中に放出された主要な放射性核種の一つある。⁹⁰Sr の標準的な分析法としては娘核種であるイットリウム 90 (⁹⁰Y) から放出される β 線を計数する放射線計測による手法や質量分析に基づく手法が挙げられるが、分析に要する時間や煩雑な前処理の必要性などそれぞれ課題があり、簡便・迅速かつより現場に近いところで分析が可能な新たな装置の開発が望まれている。これに対し我々は、光共振器により感度を強化した高感度レーザー吸収分光であるキャビティリングダウン分光法（Cavity Ring-Down Spectroscopy: CRDS）に基づく迅速 ⁹⁰Sr 分析法の開発を進めている^[1]。本手法では、Sr を含む分子が Sr 原子と比較して大きな同位シフトを持つことを利用し ⁹⁰Sr を含む分子を測定対象とすることで、原子分光のような超高真空を必要としないコンパクトな装置で実現が可能となる。特にターゲットとして、比較的生成が容易な SrO 分子近赤外域吸収遷移 A-X バンドに着目した。今回は発光、および吸収分光による SrO 分子振動-回転遷移の実験的観測について報告する。

2. SrO 振動-回転遷移 A-X バンドの観測

CRDS による ⁹⁰SrO を対象とした同位体分析を実現するためには、エネルギー遷移の詳細な調査を行い、同位体シフトを考慮したうえで、同位体選択性の高い、すなわち他の遷移や同位体由来の吸収との重なりが少ない吸収線を選定する必要がある。そこで、CRDS 実験に向けた基礎検討として、レーザーアブレーションによる発光分光実験を行った。純度 99.9% の SrCO₃ 粉末を油圧プレス機によりペレット状にし、大気圧環境下で Nd:YAG レーザー（繰り返し率 10 Hz、波長 532 nm、パルスエネルギー 150 mJ/pulse）を照射しアブレーションプラズマを発生させた。プラズマによる発光を、光ファイバーを通して高波長分解能分光器（ARYELLE 400, LTB Lasertechnik Berlin 製、波長分解能: ~波長/70,000）に導入し SrO 由来の発光スペクトルを取得した。Fig. 1 に取得された A-X バンド発光スペクトルの一例を示す。振動量子数(3,0), (2,0), (1,0), (0,0)の遷移、およびそれに付随する回転遷移による周期的なスペクトルを観測することができた。本結果をもとに、ダンハム展開^[2]に基づく理論計算結果と比較することで吸収分光における候補遷移を決定し、吸収分光による吸収スペクトルの観測実験を行う計画である。

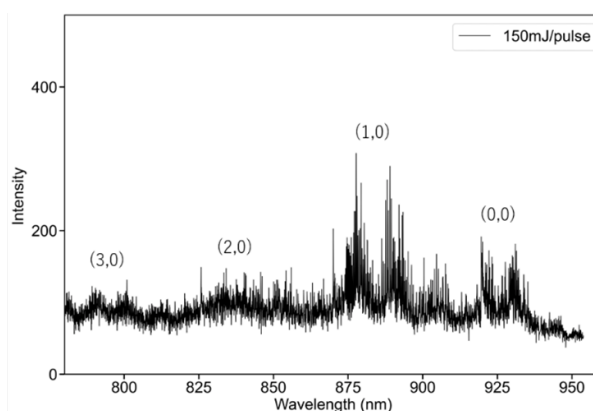


Fig. 1 SrO A-X バンド発光スペクトル

参考文献 [1]日本原子力学会 2022 年春の年会, 3H09 (2022). [2]Journal of Molecular Spectroscopy **203**, 188–195 (2000).

謝辞 本研究の一部は、中部電力公募研究、および科研費若手研究（20K15205）の助成を受け実施されました。

*Ryohei Terabayashi¹, Kaoru Inoue¹, Masahiro Sakurai¹, Masabumi Miyabe² and Shuichi Hasegawa¹

¹Univ. Tokyo, ²JAEA

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

[3C01-05] Simulation

Chair: Takeyasu Abe(JAEA)

Fri. Sep 9, 2022 9:45 AM - 11:10 AM Room C (E1 Bldg.2F No.22)

[3C01] A Study on Behavior of Buffer Material into a Neighboring Rock Fracture Considered Density Distribution Change in Buffer Material Based on Particle Diffusion Model

*Kengo Yamanaka¹ (1. Okayama Univ.)

9:45 AM - 10:00 AM

[3C02] Effects of Groundwater Flow and Saltwater Intrusion under Coastal Seabed Sediment on Radionuclide Releases Rate from a HLW Disposal

*Koraphat Fairat¹, Takumi Saito¹, Kanako Toda¹ (1. UTokyo)

10:00 AM - 10:15 AM

[3C03] Analyses of Coupled Thermo-Hydro-Mechanical (T-H-M) Processes in Buffer Material

*Daiko Okajima¹, Haruo Sato¹ (1. Okayama University)

10:15 AM - 10:30 AM

[3C04] Development of methodologies for validation of groundwater flow and mass transport model

*HIRONORI ONOE¹, HIROMITSU SAEGUSA¹, TATSUYA TANAKA², KEISUKE ISHIDA¹, KIYOSHI FUJISAKI¹, ATSUSHI SAWADA³ (1. NUMO, 2. OBAYASHI, 3. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM

[3C05] Development of methodologies for validation of groundwater flow and mass transport model

*Koji Hane¹, Hironori Onoe², Masayuki Ishibashi¹, Kazuto Tabei¹, Tadashi Namikawa¹, Youichi Tagawa¹, Hiromitsu Saegusa², Keisuke Ishida², Kiyoshi Fujisaki², Atsushi Sawada³ (1. KAJIMA, 2. NUMO, 3. JAEA)

10:45 AM - 11:00 AM

粒子拡散モデルに基づく緩衝材内の密度分布変化を考慮した 周辺岩盤亀裂への緩衝材の侵入挙動に関する研究

A Study on Intrusion Behavior of Buffer Material into a Neighboring Rock Fracture Considered Density Distribution
Change in Buffer Material Based on Particle Diffusion Model

*山中 健吾¹, 佐藤 治夫¹

¹ 岡山大学 自然科学研究科

本研究では、地層処分実施に向けて行われている様々な研究の一つとして、周辺岩盤亀裂中への緩衝材の侵入挙動についてモデル解析した。侵入挙動を拡散現象とみなし、円筒座標系半径方向の拡散方程式を用いて解析した。侵入距離は時間経過に伴い収束する傾向を示し、実測結果と概ね一致した。

キーワード：高レベル放射性廃棄物、地層処分、岩盤亀裂、拡散方程式、粒子拡散モデル

1. はじめに

原子力発電所からの使用済燃料を再処理することで発生する高レベル放射性廃棄物は地層処分される。地層処分は、天然バリア（岩盤）と人工バリアを組み合わせた多重バリアシステムによって長期的に放射性物質を生活環境から隔離する処分方法である。人工バリアは、ガラス固化体、オーバーパック、緩衝材（ベントナイトと呼ばれる天然の粘土）で構成され、その周囲は岩盤である。緩衝材は直接岩盤と接触していることから、周辺岩盤に亀裂がある場合、亀裂への侵入により密度低下が発生する可能性がある。緩衝材の亀裂への侵入挙動は、処分後の人工バリアの安定性を評価する上で重要な要因の一つである。既存の研究では模擬亀裂を用いた実験が行われており、亀裂への侵入距離は時間の平方根に比例する関係式が導出されているが、長期的には時間に対して収束傾向にあることが報告されている^[3]。

本研究では、緩衝材の亀裂への侵入半径と亀裂への侵入に伴う緩衝材内と亀裂内の密度分布の変遷について解析し、侵入現象の収束について検討した。

2. モデル解析

モデル解析は、実験系及び実際の系を考慮し、円筒座標系における半径方向の拡散方程式に基づいて、数値解析法（差分法）により実施した。亀裂中の拡散係数は実測データ^[4]から、また、緩衝材中の固相拡散係数は粒子拡散モデル^[1,2]から導出し、緩衝材中及び亀裂中の密度分布、並びに亀裂中への侵入距離を解析した。

3. 結果及び考察

図1に緩衝材と亀裂中の密度分布の解析結果（右）とX線CTによる実測結果（左）の例を示す。緩衝材中の密度分布は、緩衝材の外側に向かって低下し、緩衝材の半径が大きいほど実測結果と一致した。X線CTによる密度分布の実測値のバラツキを考えると、良く再現していると言える。また、侵入距離の経時変化は時間経過に伴い収束する傾向を示し、実測結果と概ね一致した。さらに、長期的な侵入距離は密度分布を考慮した方が短い距離で収束した。これは、緩衝材外側の密度が低下したことによる効果であり、実現象を反映していると考えられる。

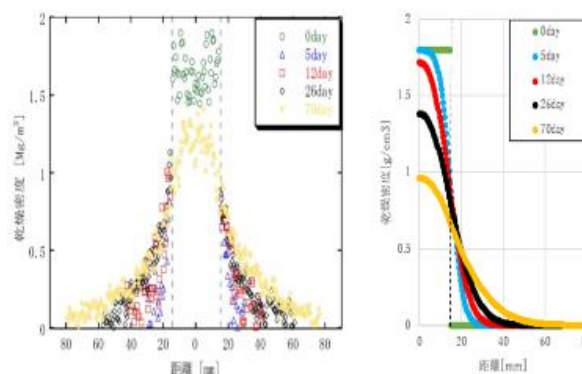


図1 密度分布の解析結果と実測結果の例

参考文献

- [1] Kanno, T. *et al.* : Proc. of ICEM'99, Nagoya, Japan (1999). [2] Kanno, T. *et al.* : Clay Science for Engineering, Adachi & Fukui (eds.), Balkema, Rotterdam, ISBN 90 5809 1579, pp.32-41 (2001). [3] 松本一浩・藤田朝雄：JAEA-Research 2011-014 (2011). [4] 松本一浩・棚井憲治：JNC TN8400 2003-006 (2003). [5] 松本一浩・棚井憲治：JNC TN8400 2003-035 (2004).

*Kengo Yamanaka and Haruo Sato
Okayama Univ., Graduate School of Natural Science and Technology

Effects of Groundwater Flow and Saltwater Intrusion under Coastal Seabed Sediment on Radionuclide Releases Rate from a HLW Disposal

*Koraphat Fairat, Kanako Toda, and Takumi Saito

The University of Tokyo

Coastal seabed disposal is one of the disposal options isolating high-level radioactive wastes (HLW) from human. HLW under seabed sediments would be covered by various layers of sediments. Radionuclide transport simulation with flat strata consisting of various sediments was performed to interpret the effects of groundwater flows caused by mixing of fresh and saline groundwater on radionuclide release rates from a hypothetical HLW repository. The results showed that the release of non-sorbing radionuclide to the top of the inland zone was lower while the intrinsic permeability was higher as it was confined in the original stratum and move further into the inland zone

1. Introduction

Coastal seabed disposal is one of the disposal methods which could protect human from radionuclides arising from disposed HLWs. Since a repository may be located close to freshwater-saltwater interface, the influence of density differences arising from varying salinity on groundwater that is critical to radionuclide transport must be considered. A coastal seabed model with a hypothetical nuclear repository was performed to evaluate the radionuclide releases under different groundwater velocity. The variable density flow simulation by the PFLOTRAN code has been validated with reproducing the MACRO experiment carried out by JAEA [1]. The objective of this presentation is to demonstrate radionuclide transports from hypothetical repositories with different locations influenced by different sediment permeabilities and to discuss the behavior of radionuclide releases at inland boundary of the coastal seabed model.

2. Methodology

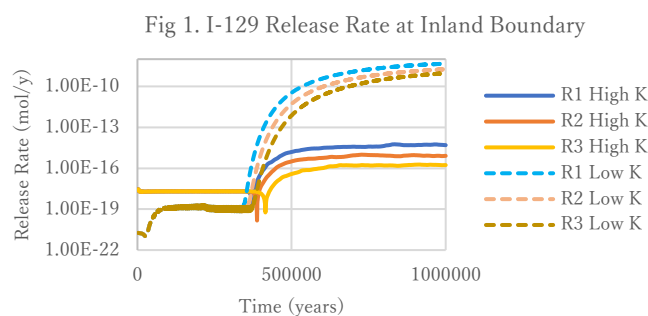
The coastal seabed model validated by the JAEA's MACRO experiment was constructed by PFLOTRAN. The setting was extended to simulate groundwater flow by varying salinity and I-129 radionuclide transports from hypothetical nuclear waste repositories. Three different layers consisting of sand, clay and crystalline rock which have different intrinsic permeability and porosity were assumed, where a hypothetical nuclear waste repositories (R1, R2, and R3) containing non-sorbing I-129 as a model radionuclide were located in each layer in different scenarios. Moreover, two additional scenarios consisting of high (High K) and low permeability cases (Low K) were made. Radionuclide release rates were calculated at a top inland boundary by integrating its fluxes.

3. Result and Discussion

The result of coastal seabed model by PFLOTRAN showed that the radionuclide release rates through the inland zone in the inland zone in the case of high permeability has been lower than the ones in case of low permeability (Fig.1). In the presentation we will discuss the cause of radionuclide release rates influenced by intrinsic permeability at inland boundary and how the radionuclide transport is affected by local groundwater flow driven by mixing of fresh and saline groundwater.

References

- [1] Y. Oda, H. Sato, A. Sawada, and T. Watahiki, "Advection dispersion and density flow simulation for salinity distribution on the transition zone of saltwater intrusion experiment," 2010.



緩衝材中の熱 - 水 - 応力 (T - H - M) 連成現象に関する解析

Analyses of Coupled Thermo-Hydro-Mechanical (T-H-M) Processes in Buffer Material

*岡島 大耕¹, 佐藤 治夫¹

¹岡山大学

緩衝材中の含水率と温度の変化による熱伝導率と比熱が熱拡散係数に及ぼす影響について長期的な解析を実施すると共に、緩衝材中の含水率の変化が膨潤応力に及ぼす熱-水-応力の連成解析を実施した。温度、含水率、膨潤応力分布の変遷について、解析データと実測データを比較し、解析手法の適用性を評価した。

Keywords: geological disposal, buffer material, bentonite, temperature, Thermo-Hydro-Mechanical coupled processes, swelling stress, diffusion equation, difference method

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物の地層処分において、人工バリアシステムは長期にわたってその機能を維持することが求められる。しかし岩盤からの地下水の侵入による緩衝材の膨潤変形や廃棄体中の核種の崩壊熱による膨潤の影響などを同時に受ける。本研究では、緩衝材中の熱、水、応力が複合する影響について、数値解析（差分法）を行い、実測データと比較することで長期的な解析手法の適用性について検討した。

2. 研究内容

緩衝材の仕様は、「第2次取りまとめ」^[1]と「緩衝材の熱物性試験（Ⅱ）」^[2]を参考に設定した。熱と水分の移動については、Fick の第二法則に基づき、円筒座標系における拡散方程式を用いた。差分法（陽解法）による数値解析を行い、発散防止条件を考慮したうえで時間と距離の刻み幅を設定した。膨潤応力は、不飽和条件における実測データと飽和条件における熱力学モデルから導出したデータに基づいて解析した。

膨潤応力分布の解析結果及び原位置での実測データをそれぞれ図1、図2に示す。

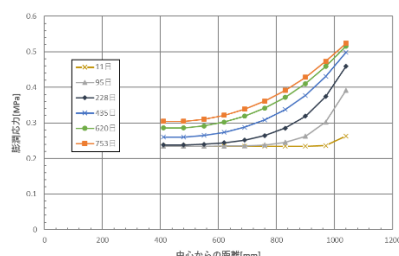


図1 緩衝材中の膨潤応力分布の解析結果

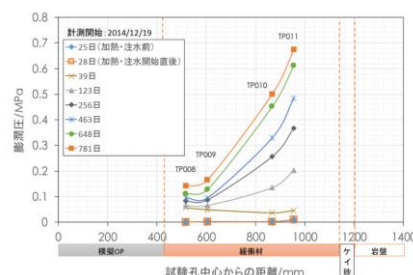


図2 実測データにおける緩衝材の膨潤応力分布^[3]

膨潤応力分布の変遷は、どちらも時間の経過に伴い、岩盤からオーバーパック表面方向へ発生し、岩盤との境界付近で膨潤応力の大きな上昇が確認された。これは膨潤応力が含水率の影響を受けているためであり、水分移動に伴う過渡期においては、含水率分布と連動して膨潤応力分布が発生することが、解析と実測データの両面から示された。温度の影響についても解析しており、当日は温度の影響についても報告する。

3. 結論

緩衝材中の膨潤応力分布の変遷は、実測データを概ね再現していることを確認した。

※本研究は、日本学術振興会科学研究助成金(20K05383)及びウエスコ学術振興財団研究活動費助成事業による成果の一部である。

参考文献

- [1] 核燃料サイクル開発機構, JNC TN1400 99-020(1999).
- [2] 核燃料サイクル開発機構, JNC TN8430 99-006(1999).
- [3] 幌延深地層研究センター, “幌延深地層研究計画 平成29年度調査研究成果報告”(2018).

*Daiko Okajima¹ and Haruo Sato¹

¹Okayama University

地下水流動・物質移行モデルの妥当性確認手法の整備に係る検討

(1) エスポ岩盤研究所で取得された調査データを用いた検討事例

Development of methodologies for validation of groundwater flow and mass transport model

(1) A case study using investigation data obtained at the Äspö Hard Rock Laboratory

*尾上 博則¹, 三枝 博光¹, 田中 達也², 石田 圭輔¹, 藤崎 淳¹, 澤田 淳³

¹NUMO, ²大林組, ³JAEA

亀裂性岩盤における透水性の空間的な不均質性を表現する地下水流動・物質移行モデルの構築及び妥当性を確認するための手順を、エスポ岩盤研究所で取得されたデータを用いたモデル化・解析を通じて整理した。

キーワード：亀裂性岩盤，モデルの妥当性確認，不均質性，不確実性，エスポ岩盤研究所

1. 緒言

地層処分事業における処分場の設計及び閉鎖後長期の安全評価では、地下水流動・物質移行モデルを用いた数値シミュレーションが実施される。しかし、地下水流動や物質移行の場となる地質環境は、開放系かつ不均質であるため、数値シミュレーションに必要な境界条件や水理・物質移行パラメータを完全に把握することは難しい。そのため、湧水量の予測や地下水の移行経路の推定といったモデル構築の目的に応じて、解析結果と比較する実測値をどのような観点で選定し、どのような方法で比較するのかなどのモデルの妥当性確認に係る考え方を整備する必要がある。そこで、本検討ではエスポ岩盤研究所で取得されたデータを用いて、亀裂性岩盤の水理学的な不均質性に着目したモデル化・解析を行い、モデルの妥当性確認手法の整備に資するための技術的知見を蓄積した。

2. 実施内容及び実施結果

本検討では、割れ目ネットワークモデルの構築に用いるデータやその解釈及びモデル化の条件設定に内在する不確実性因子として、割れ目卓越方位の区分方法、割れ目長さの設定方法、最大割れ目長さの設定値、割れ目の長さや透水性の相関性の設定の4つを抽出した。それらの不確実性因子が、地下水流動解析結果に与える影響を評価するために感度解析を実施し、処分場地下施設建設中に取得できる可能性があるデータとして、パイロットボーリング孔内の湧水量と比較した。さらに、湧水量の実測値と整合的であった複数のケースでボーリング孔内を出発点とした粒子追跡線解析を実施し、性能評価解析で評価指標となりうる粒子の移行時間をケース間で比較することによって、その算定結果のばらつきを評価した。感度解析の結果、抽出した不確実性因子のうち、最大割れ目長さの設定値が湧水量の解析結果に与える影響が大きく、実測値の再現性との関連性が高いことが明らかとなった。また、粒子追跡線解析の結果、湧水量の再現性が高いケースでは、再現性が低いケースと比較して粒子の移行時間が全体的に短く、リアライゼーション間の絶対値のばらつきが小さい傾向が確認された。このことから、ボーリング孔からの地下水の移行時間を評価することを目的とした場合には、孔内湧水量をモデルの妥当性確認の指標とすることが有効と考えられる(図-1)。

3. 結論

エスポ岩盤研究所で取得されたデータを用いた検討の結果、モデルの妥当性を確認するにあたっては、モデル化・解析に係るデータ分析や条件設定に内在し、かつ解析結果に影響を及ぼす不確実性因子を抽出すること、モデルの妥当性の確認を行うために有効な指標(実測値)をモデル化・解析の目的に応じて設定することが重要と考えられる。今後は、本成果と瑞浪超深地層研究所で取得されたデータを用いた検討成果[1]の類似点や相違点を分析し、海外に比べて割れ目の密度が高い日本の岩盤に対する手法として、モデルの構築及び妥当性確認に有効なデータや調査項目・数量等に関する技術的知見をまとめる。

参考文献 [1] 羽根ほか：日本原子力学会 2022 年秋の大会，2022．(投稿中)

*Hironori Onoe¹, Hiromitsu Saegusa¹, Tatsuya Tanaka², Keisuke Ishida¹, Kiyoshi Fujisaki¹ and Atsushi Sawada³

¹NUMO, ²Obayashi Corp., ³JAEA

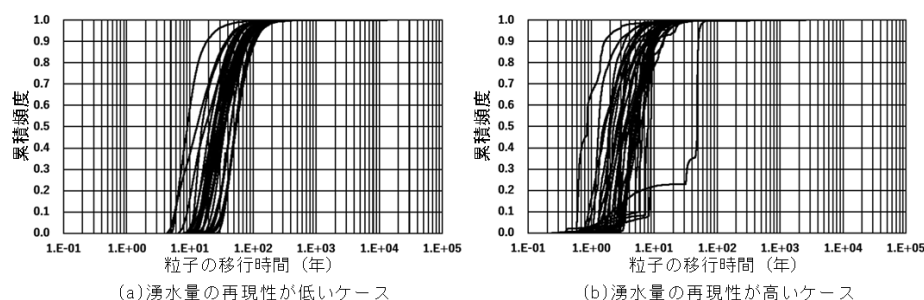


図-1 粒子追跡線解析結果の比較 (30 リアライゼーションの結果を表示)

地下水流動・物質移行モデルの妥当性確認手法の整備に係る検討 (2) 瑞浪超深地層研究所で取得された調査データを用いた検討事例

Development of methodologies for validation of groundwater flow and mass transport model

(2) A case study using investigation data obtained at the Mizunami Underground Research Laboratory

*羽根 幸司¹, 尾上 博則², 石橋 正祐紀¹, 田部井 和人¹, 並川 正¹, 田川 陽一¹,

三枝 博光², 石田 圭輔², 藤崎 淳², 澤田 淳³

¹ 鹿島建設, ² NUMO, ³ JAEA

割れ目ネットワークモデルの水理学的パラメータを推定する際の低透水性割れ目のモデル化の有無が、モデル化対象割れ目の平均的な透水性の設定値に数桁の違いを及ぼす不確実性因子であることを、瑞浪超深地層研究所で取得されたデータを用いたモデル化・解析を通じて確認した。

キーワード： 亀裂性岩盤、モデルの妥当性確認、不均質性、不確実性、瑞浪超深地層研究所

1. 緒言

亀裂性岩盤は、断層や割れ目に起因した透水性の空間的な不均質性を有する。その亀裂性岩盤を対象とした地下水流動・物質移行モデルの妥当性を確認するうえでは、モデル化・解析に係るデータの取得・分析や条件設定の作業過程に内在する不確実性因子を抽出し、その不確実性因子が地下水流動・物質移行解析結果に及ぼす影響を確認することが重要である[1]。そこで、本検討では瑞浪超深地層研究所で取得されたデータを用いて、割れ目ネットワークモデル（以下、DFNモデル）の水理学的パラメータの推定過程に内在する不確実性因子に着目し、その不確実性因子が水理学的パラメータの推定結果に及ぼす影響について考察した。

2. 検討条件及び検討結果

DFNモデルの構築に必要となる割れ目の統計パラメータのうち、幾何学的パラメータは既報[2]に基づき設定した。割れ目の水理学的パラメータについては、割れ目半径と透水量係数に相関があると仮定（ $T = \text{lognorm}(\mu, \sigma) \times r^c$ （ T :透水量係数, μ :対数平均, σ :対数標準偏差, r :割れ目半径, C :定数）し、瑞浪超深地層研究所で取得された岩盤の透水係数分布の再現性が高いパラメータ値（ μ, σ, C ）の組合せを仮想水理試験解析[3]により推定した。割れ目の水理学的パラメータ値の推定にあたっては、透水性の低い割れ目は水みちとしての寄与が小さいと仮定し、水理試験の実測値に基づきDFNモデルにモデル化する割れ目の透水量係数の下限値（ $1\text{E-}11 \text{ m}^2/\text{s}$ ）を設定した。さらに、DFNモデルの構築にあたっては、下限値未満の低透水性割れ目の取扱い（モデル化の有無）が地下水流動・物質移行解析結果に影響を及ぼす不確実性因子の1つであると考え、下限値未満の割れ目の透水量係数を下限値に一律に設定するケース（Case 1）と下限値未満の割れ目をモデルから除去するケース（Case 2）を実施した。割れ目の水理学的パラメータ値を推定した結果、両ケースでは岩盤の透水係数分布の再現性に大きな違いがないものの、割れ目半径と透水量係数の相関性（ C 値）やばらつきの程度（ σ 値）の違い、さらに割れ目の透水性の平均値（ μ 値）には数桁の違いが認められた（図-1）。このことから、低透水性割れ目のモデル化の有無は、DFNモデルに表現する割れ目の水理学的パラメータに大きな影響を及ぼす不確実性因子であると考えられる。

3. 結論

瑞浪超深地層研究所で取得されたデータを用いた検討を通じて、DFNモデルを構築するにあたっての不確実性因子として低透水性割れ目のモデル化の有無を抽出した。今後は、DFNモデルを用いた地下水流動解析を実施し、本検討で抽出した不確実性因子が、地下水圧分布や湧水量などの解析結果に及ぼす影響を確認する。

参考文献

- [1] 尾上ほか：日本原子力学会 2022 年秋の大会，2022。（投稿中）
- [2] 石橋ほか：日本応用地質学会平成 29 年度研究発表会講演論文集，pp.65-66，2017.
- [3] 関野ほか：令和 3 年度土木学会全国大会第 76 回年次学術講演会，CS12-08.

*Koji Hane¹, Hironori Onoe², Masayuki Ishibashi¹, Kazuto Tabei¹, Tadashi Namikawa¹, Youichi Tagawa¹, Hiromitsu Saegusa², Keisuke Ishida², Kiyoshi Fujisaki² and Atsushi Sawada³

¹Kajima Corp., ²NUMO, ³JAEA

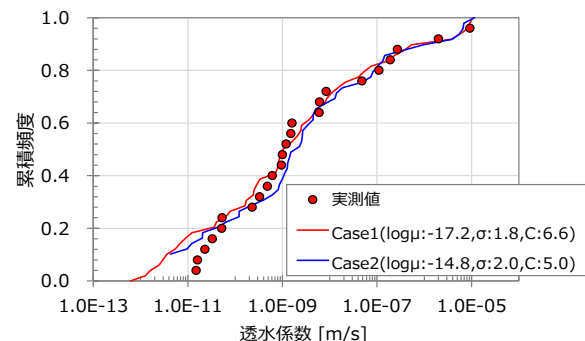


図-1 割れ目の水理学的パラメータの推定結果

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

[3C06-08] Geological Environment

Chair: Haruo Sato (Okayama Univ.)

Fri. Sep 9, 2022 11:10 AM - 12:00 PM Room C (E1 Bldg. 2F No.22)

[3C06] Development of the Topography and repository depth transition analysis tool for coastal areas (TARTAN-II)

*Masaaki Yamaguchi¹, Tomoko Kato¹, Suzuki Yuji², Satsuki Kabasawa¹, Mihara Morihiro¹, Hitoshi Makino¹ (1. JAEA, 2. NESI)

11:10 AM - 11:25 AM

[3C07] Study on an evaluation technology related to the occurrence of volcanic and igneous activities

*Makoto Kawamura¹, Nariaki Nishiyama¹, Masakazu Niwa¹, Koji Umeda² (1. JAEA, 2. Hirosaki Univ.)

11:25 AM - 11:40 AM

[3C08] Study on confirmation of borehole closure for intermediate disposal of radioactive waste

*Takuma Sawaguchi¹, Hiroaki Murakami¹, Ryuji Takeuchi¹, Shizuka Takai¹, Tsuyoshi Sasagawa¹, Seiji Takeda¹ (1. JAEA)

11:40 AM - 11:55 AM

沿岸域を対象とした地形・処分場深度 変遷解析ツール(TARTAN-II)の開発

Development of the topography and repository depth transition analysis tool for coastal areas (TARTAN-II)

*山口 正秋¹, 加藤 智子¹, 鈴木 祐二², 樺沢 さつき¹, 三原 守弘¹, 牧野 仁史¹

¹原子力機構, ²NESI

The topography and repository depth transition analysis tool developed for inland areas has been expanded to accommodate coastal areas (TARTAN-II), taking into consideration sediment transport from land to ocean, and their spatiotemporal change due to sea-level and climate changes.

Keywords: coastal area, topographic change, repository depth change, radionuclide migration, biosphere

1. 緒言: 高レベル放射性廃棄物の地層処分では、地下深部から地表への核種移行や人間への影響が評価される。ここで、隆起・侵食によって地形や処分場深度が変化すると、地表への移行経路や流出点の位置が変化し、核種移行評価や被ばく評価に影響する。特に沿岸域においては上記に加えてサイクリックな汀線の移動や陸域から海域への土砂移動等が想定される。これにより、処分場と汀線の位置関係と、地形や処分場深度等の時間変遷の組合せが連動して変化するため、そのパターンを効率的に求めることが必要になる。

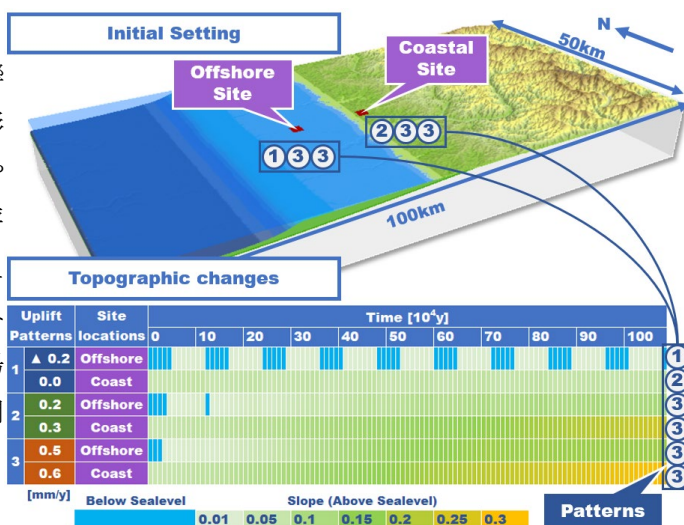


Fig.1 Temporal changes of slope and submergence derived from TARTAN-II calculations for various coastal settings

2. 手法: そこで本研究では、陸域における隆起・侵食の影響を評価するために開発した地形・処分

深度変遷解析ツール^[1]を拡張し、陸域での河川による侵食等に加えて、沿岸域で想定される汀線の移動や、隆起・沈降・堆積による地形変化を同時に考慮できるようにすることで、処分場の位置や隆起速度等のさまざまな仮定に対して、汀線、地形、処分場深度の変化を同時に迅速に計算できるようにした。さらに、拡張したツール (TARTAN-II) を用いて、処分場位置 (沖合、沿岸、内陸等) や隆起速度の分布 (陸側から海側への隆起 (沈降) 速度の変化のパターン) の異なる想定における、汀線の位置、地形勾配、処分場深度の変化やそのタイミングの評価を試行し、違いの有無や特徴を分析した。

3. 結果: 試行結果のうち、初期状態での処分場位置を Coastal Site と Offshore Site としたそれぞれの場合について、処分場の地表投影面近傍 (10km 四方) の地形勾配の時間変遷および沈水時期 (水色で表示した処分場の地表投影面が海面下にある時期) を 1 万年毎に示した (Fig.1)。この結果、地形勾配の時間変遷として、処分場位置と隆起速度分布に依存して以下の 3 パターンが認められた (①沈水／離水のサイクルが継続, ②平野が継続, ③海底・平野から丘陵・山地に移行)。TARTAN-II ではこうした汀線、地形、処分場深度の連動する変化をさまざまな処分場位置と隆起速度の想定に対して迅速に評価することができる。このため、TARTAN-II を用いることで、性能評価を行う上で鍵となる地表への移行経路や流出点の位置について、その検討の前提条件となる地形と処分場深度の時間変遷、およびその違いや特徴を、沿岸域に特有な汀線の変遷とも関係付けながら設定できるようになる。

参考文献: [1] 山口正秋ほか (2020) 原子力バックエンド研究, 27, 72-82.

*Masaaki Yamaguchi¹, Tomoko Kato¹, Yuji Suzuki², Satsuki Kabasawa¹, Morihito Mihara¹, and Hitoshi Makino¹

¹JAEA, ²NESI Inc.

火山・火成活動の発生に係る評価技術の高度化 マグマの影響範囲を把握するための技術の高度化への取組みについて

Study on an evaluation technology related to the occurrence of volcanic and igneous activities

Efforts to advance technology to understand the range of influence of magma

*川村 淳¹, 西山 成哲¹, 丹羽 正和¹, 梅田 浩司²

¹JAEA, ²弘前大学

標記の取組みとして、「第四紀火山体下に分布する岩脈の分布範囲を推定する手法の検討」及び「国内の岩脈に関する既往の地質図幅からの収集・整理（データベース化）」を実施したので報告する。

キーワード：火山・火成活動，岩脈，地理情報システム（GIS），地形解析，地質図幅

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物の地層処分事業や安全規制において、地層処分のサイト選定や安全評価における重要な火山・火成活動に関する調査・評価技術における課題の一つとして、マグマの影響範囲を把握するための技術の高度化が挙げられる。そこで我々は地殻浅部におけるマグマの長距離水平移動に対する知見の蓄積や評価手法の検討に取り組んできた。

2. 実施内容

2-1. 第四紀火山体下に分布する岩脈の分布範囲を推定する手法の検討

地理情報システムを用いて第四紀火山の火山体底面から山頂までの等高線の形状、面積、重心などの地形パラメータを計測するとともに、標高ごとの放射状岩脈の三次元的な分布範囲を推定するための手法を整備した。本手法により、山体の地形を支配する要因については、多くの火山で広域応力場の影響を受けることが明らかとなった。これは火山体内の火道を中心に伸展していると考えられる放射状岩脈が、火道から離れるにつれ、広域応力場の主応力軸方向に伸展方向が卓越するという知見（Nakamura, 1977）[1]と整合的である。また、火道安定型と火道不安定型（高橋, 1994）[2]の区分ができる見通しも得た。このことは、火山の活動履歴の詳細が不明な火山についても、火道の安定性に関する情報が得られることが期待される。

2-2. 国内の岩脈に関する既往の地質図幅からの収集・整理（データベース化）

産業技術総合研究所発行の地質図幅より、中国・四国地方及び北海道南部渡島半島を事例として、火山岩岩脈の分布に関するデータベース化を図った。この結果から、いずれの地域でも第四紀の岩脈の露出は第四紀火山の近傍に限られる。また、第四紀より古い岩脈は、その伸長方向などが第四紀火山の分布傾向との相関性がないことから、第四紀火成活動とは無関係であると結論付けた。また、岩脈の長さは、いずれの地域でも1 km未満のものが半数以上であり、10 kmを超える長大なものは古いカルデラの痕跡であるコールドロンの外縁などに限られる。このことは、第四紀火山だけでなく古い時代の火成活動においても、岩脈の形成はその火成活動域の近傍に限られることを示唆するものである。

3. 結論

上記のような数値的な検討は、処分事業においてマグマの影響範囲を調査・評価する上で、既存火山の将来的な発達や新規火山の発生に係る評価を行う際に、岩脈形成に関する地球物理学的モデルの構築や岩脈分布の確率論的な評価を行う際の有用な基礎情報になり得る。

参考文献

[1] Nakamura, K., Journal of Volcanology and Geothermal Research, vol.2, pp.1-16, 1977.

[2] 高橋正樹, 火山, vol.39, pp.191-206, 1994.

謝辞：本報告は経済産業省資源エネルギー庁委託事業「令和3年度高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業（JPJ007597）（地質環境長期安定性評価技術高度化開発）」の成果の一部である。

*Makoto Kawamura¹, Nariaki Nishiyama¹, Masakazu Niwa¹, Koji Umeda²

¹JAEA, ²Hirosaki Univ.

放射性廃棄物の中深度処分におけるボーリング孔閉鎖確認に係る研究

Study on confirmation of borehole closure for intermediate disposal of radioactive waste

*澤口 拓磨¹, 村上 裕晃¹, 竹内 竜史¹, 高井 静霞¹, 笹川 剛¹, 武田 聖司¹

¹ 日本原子力研究開発機構

放射性廃棄物の中深度処分におけるボーリング孔の閉鎖確認手法を整備するため、ボーリング孔閉塞に関する既往の知見等を踏まえつつ、ベントナイト系閉塞材の孔内での膨潤挙動や透水性を把握するための室内試験、及び閉塞材の条件が閉塞性に与える影響を把握するための地下水流動解析等を実施した。

キーワード：ボーリング孔，閉鎖確認，ベントナイト，地下水流動解析，中深度処分

1. 背景、目的

放射性廃棄物の中深度処分では、管理期間終了後、モニタリング用のボーリング孔が放射性物質の有意な移行経路とならないように閉塞される必要があるが、現時点では当該孔が適切に閉塞されたことを確認するための手法は確立しておらず、閉鎖の妥当性を判断するための科学的知見が不足している。そこで本研究では、閉鎖確認手法の整備に資するための検討を行った。

2. 実施概要（試験、解析）

地層処分分野等において検討・実施されてきたボーリング孔閉塞に関する知見[例えば 1]等を踏まえつつ、ボーリング孔の閉鎖に対し確認すべき事項を明らかにするための試験的、解析的検討を行った。前者については、実際の孔内へのベントナイト系閉塞材の設置を想定し、蒸留水で満たされた筒状の亚克力セルに種々の条件で作製したベントナイトブロックを入れ、セル内での膨潤挙動及び透水性を把握するための室内試験を実施した。また、後者については、我が国の堆積岩地域を対象とし、ボーリング孔内及びその周辺岩盤が移行経路とならないために留意が必要と考えられる水理地質構造に対して、閉塞材条件がボーリング孔の閉塞性に与える影響を把握するための地下水流動解析を実施した。

3. 結果と考察

試験的検討では、セル内で膨潤させた試料の内部をマイクロ X 線 CT で観測した結果、初期含水比 10%としたケースでは、気相が膨潤過程でブロック中心部に集まり、空隙が形成されることが確認されたが、初期含水比 20%としたケースでは、内部空隙の形成を抑えられる傾向がみられた（図 1）。この結果から、ベントナイトブロックの初期含水比が膨潤後の内部構造に影響を与え、内部空隙が連結した場合には有意な移行経路となる可能性が考えられる。一方、解析的検討では、まず、ボーリング孔の閉塞に留意が必要と考えられる水理地質構造として、亀裂や断層が存在する構造や粘土層で帯水層が隔離された構造を選定し、これら構造に対してベントナイトや砂等を組み合わせた複数の閉塞材条件（配置や透水係数）を仮定した。各水理地質構造・閉塞材条件に対する地下水流動解析を実施し、解析により得られた孔内周辺の流量及び流跡線の結果から、孔内及びその周辺岩盤が有意な移行経路とならない閉塞材条件（掘削影響領域（BDZ）へのグラウト充填等）を整理した（図 2）。

参考文献

[1] Sandén, T. et al., Sealing of investigation boreholes –Full scale field test and large-scale laboratory tests, SKB, TR-18-18 (2018).

本発表は、原子力規制庁受託事業「平成 31 年度廃棄物埋設における核種移行に係る性能評価に関する研究事業」、「令和 2 年度廃棄物埋設における性能評価に関する研究事業」及び「令和 3 年度廃棄物埋設における環境条件の評価に関する調査事業」の成果である。

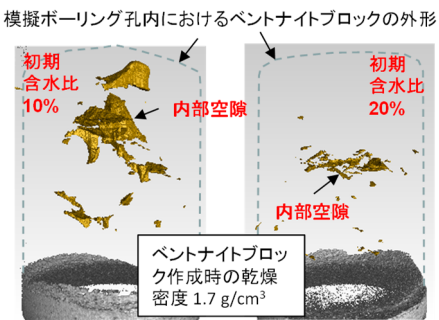


図 1 膨潤開始から 15 日後のベントナイトブロック（マイクロ X 線 CT 観察結果）

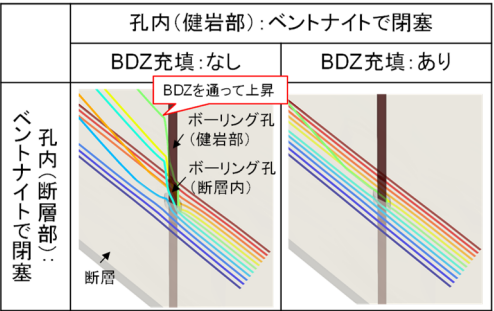


図 2 地下水流動解析結果の一例（断層：孔周辺の流跡線）

*Takuma Sawaguchi¹, Hiroaki Murakami¹, Ryuji Takeuchi¹, Shizuka Takai¹, Tsuyoshi Sasagawa¹ and Seiji Takeda¹

¹Japan Atomic Energy Agency

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

[3C09-14] Material

Chair: HIRONORI ONOE (NUMO)

Fri. Sep 9, 2022 2:45 PM - 4:25 PM Room C (E1 Bildg.2F No.22)

[3C09] Numerical analysis of geochemical degradation of concrete during groundwater infiltration: Effect of redox-oxidation condition

*Takeyasu Abe¹, Yoshihisa Iida¹ (1. JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM

[3C10] Radiolysis hydrogen yields of cement constituent crystals

*Jun Kumagai¹, Keisuke Hosomi², Shinya Hasegawa³, Kumi Negishi³, Masaya Ida³ (1. IMASS, Nagoya Univ., 2. Faculty of Engineering, Nagoya Univ., 3. Taiheiyo Consultant)

3:00 PM - 3:15 PM

[3C11] Experiments of bentonite spraying method for the clay plug

*Shun Kimura¹, Masaki Takeda¹, Takayuki Motoshima², Hanae Dan² (1. JAEA, 2. TAISEI)

3:15 PM - 3:30 PM

[3C12] Measurements of Thermodynamic Data of Water in Na-Bentonite in the Pressure Release System and Saturated Condition by Relative Humidity Method

*Haruo Sato¹ (1. Okayama University)

3:30 PM - 3:45 PM

[3C13] Quantification of changes in physical and chemical characteristics of concrete support in Horonobe Underground Research Laboratory

*Akihito Mochizuki¹, Matsui Hiroya¹, Yusuke Ozaki¹, Takayuki Motoshima², Mayumi Jo², Masahito Shibata³, Kumi Negishi³, Ryo Sakamoto³ (1. JAEA, 2. TAISEI, 3. Taiheiyo Consultant)

3:45 PM - 4:00 PM

[3C14] Quantification of changes in physical and chemical characteristics of concrete support in Horonobe Underground Research Laboratory

*Masahito Shibata¹, Kumi Negishi¹, Ryo Sakamoto¹, Hiroya Matsui², Akihito Mochizuki², Yusuke Ozaki² (1. Taiheiyo Consultant, 2. Japan Atomic Energy Agency)

4:00 PM - 4:15 PM

コンクリートの化学的劣化過程に対する地下水組成影響の数値解析: 酸化還元雰囲気の効果

Numerical analysis of geochemical degradation of concrete during groundwater infiltration:

Effect of redox-oxidation condition

*阿部 健康¹, 飯田 芳久¹

¹ 日本原子力研究開発機構

反応輸送解析により地下水流入に伴うコンクリートの化学的劣化過程への酸化還元雰囲気の影響を調べた。

キーワード: セメント系材料, 反応輸送解析, 酸化還元電位, LDH

1. 緒言

低レベル放射性廃棄物処分システムでは金属製容器直近にセメント系材料が設置され, 金属製容器周辺の環境は腐食に有利な高 pH 条件に緩衝される。ピットや中深度処分で想定される地下水は多様な酸化還元電位を持ち, この流入により高 pH 条件は擾乱される。本発表では, 還元的雰囲気下で行った数値解析で得られた, pH 緩衝性能の一時的な低下について報告し, その要因である鉱物溶解反応の特徴を整理する。

2. モデル化手法と解析条件

解析対象は, 普通ポルトランドセメントと石灰石骨材を使用したコンクリートとした。地下水は降水起源で pH<7 とし, 酸化性 (=FOLP, 雨水組成)と還元性 (=FRLP[1])の組成を選定した。解析は PHREEQC (concrete_3T_V07_02.dat[2])を用い, Fe-free, 10°Cで一次元反応輸送解析を実施した。固溶体は, AFt 及び AFm は非理想 (AFt ss: Ettringite-Tricarboaluminate 及び AFm ss: Monosulfoaluminate-C4AH13, AFm ss は今回出現しない), CSH は理想 (=CSH ss, CSHjen-CSHtob2)として設定した。

3. 結果と考察

FOLP では, Portlandite が単純溶解すると同時に, AFm 変質 ($\text{AFm} + 2.5\text{Ca}^{2+} + 2\text{SO}_4^{2-} + \text{OH}^- \rightarrow \text{AFt ss} + 0.5 \text{ Calcite}$)が認められた。一方 FRLP では, 2 段階で変質反応が進行した。第一段階では, AFt ss 変質反応 ($\text{AFt ss} \rightarrow 0.75 \text{ AFm} + 3\text{Ca}^{2+} + 2\text{SO}_4^{2-} + 0.5\text{Al}(\text{OH})_4^- + \text{OH}^-$)と共に, 2 つの反応 $4.5 \text{ Portlandite} + 0.3\text{Si}(\text{OH})_4 + 2\text{CO}_3^{2-} \rightarrow 0.3 \text{ CSH ss} + 2 \text{ Calcite} + 2\text{Ca}^{2+} + 8\text{OH}^-$, $\text{CH}_4(\text{aq}) + \text{SO}_4^{2-} + \text{OH}^- = \text{HS}^- + \text{CO}_3^{2-} + 2\text{H}_2\text{O}$ が進行した。CH₄酸化・SO₄²⁻還元は OH-消費反応であり, Portlandite 単純溶解と比べて僅かだが低い pH となった (= 12.97, 図 1)。AFt ss 完全溶解後の第二段階では, CSH ss を生成しながら Portlandite が溶解し, FOLP のケースと同じ pH (=13.06)を示した。

還元的雰囲気下での僅かな pH 低下はシステム性能評価上直ちに危惧すべきものではないと考えられるが, AFm/AFt 相の消失順序逆転 (図 2)を伴うことは化学的に注目し値する。例えばエトリンガイト遅延生成 (通称 DEF)等, AFt 相の挙動がひび割れ原因となるケースが知られており, 今後体積変化量を見積もる等して化学-力学連成評価上の重要性を定量的に検討する。

参考文献 [1] Yui *et al.* (1999), JNC-TN8400-99-030; [2] Jacques (2009), NIROND-TR 2008-30E

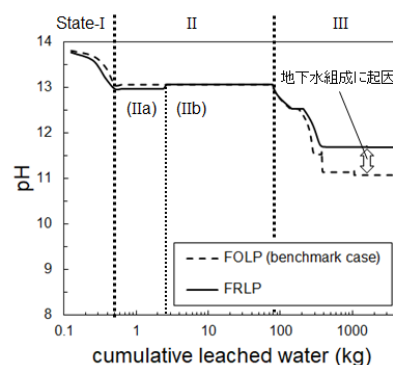


図 1. pH 変化

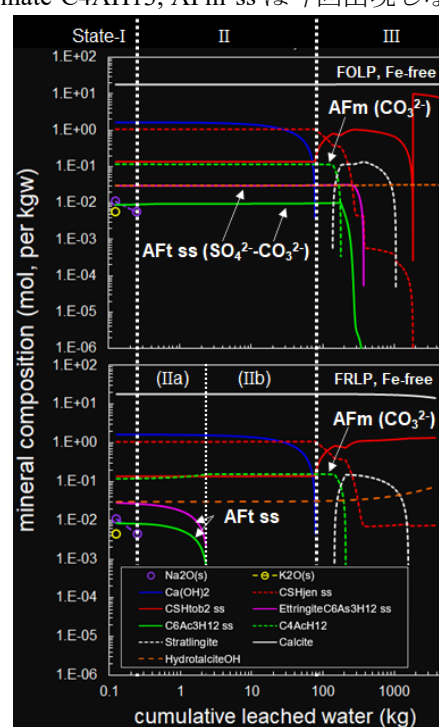


図 2. 鉱物組成変化

*Takeyasu Abe¹, Yoshihisa Iida¹

¹Nuclear Safety Research Centre, Japan Atomic Energy Agency

セメント構成結晶の放射線分解水素生成収率 照射温度の影響

Radiolysis hydrogen yields of cement constituent crystals

Effect of irradiation temperature on the G_{H_2}

*熊谷 純¹, 細見 奎輔², 長谷川 晋也³, 根岸 久美³, 井田 雅也³

¹名大未来研, ²名大工, ³太平洋コンサルタント

Four single crystals of C-S-H, Ca(OH)_2 , ettringite, and monosulfate, which constitute cement, were γ -irradiated in the temperature range from room temperature to 90°C, and the radiolytic hydrogen production yield G_{H_2} was measured. The G_{H_2} of these crystals was about 0.05 to 0.55 at room temperature, and that of the cement obtained from the constituent crystal ratio was estimated to be 0.3. When the irradiation temperature was 90°C, the G_{H_2} of all crystals was about 10% higher than that at room temperature. From these results, it is estimated that when crystalline water in cement is irradiated by γ -rays, molecular hydrogen is produced at a yield of about 2/3 of that of liquid water.

Keywords : radiolysis hydrogen yield, cement constituent crystals, crystallization water, gamma-ray

1. 緒言

TRU 廃棄物の廃棄体パッケージでは、セメント系材料を充填材料に用いることが想定されており、その放射線分解による水素生成の程度を見積もることがパッケージの健全性を維持するために求められている。セメント水和物の G_{H_2} については、我々が知る限りではまだ調べられていない。廃棄物の崩壊熱による廃棄体パッケージの温度上昇が想定されるが、セメント水和物並びにそれらの結合水の安定性も温度に依存すると考えられる。本研究では、セメント水和物の G_{H_2} の温度依存性を検討したので報告する。

2. 実験

C-S-H ($\text{CaO-SiO}_2\text{-H}_2\text{O}$; $\text{Ca/Si} = 1.4$), エトリンガイト ($3\text{CaO} \cdot \text{Al}_2\text{O}_3 \cdot 3\text{CaSO}_4 \cdot 32\text{H}_2\text{O}$), モノサルフェート ($3\text{CaO} \cdot \text{Al}_2\text{O}_3 \cdot \text{CaSO}_4 \cdot 12\text{H}_2\text{O}$) は太平洋コンサルタント社で合成し, XRD で結晶構造を確認したものを試料に用いた。 Ca(OH)_2 は市販の試薬(特級)を使用した。 γ 線照射前に試料を充填したガラス管内を Ar で置換して密閉し, デュワー瓶にガラス管を導入した後, 温調機を接続したヒートガンより温風をデュワー瓶内へ送り, 試料の温度を 47, 75, 90°C 程度で名大コバルト 60 γ 線照射室にて γ 線照射 (1 kGy) 後, microGC で G_{H_2} を求めた。

3. 結果・結論

どの結晶においても顕著な温度依存性はないものの、温度上昇と共に G_{H_2} が上昇する傾向が見られた(図 1)。エトリンガイトとモノサルフェートの G_{H_2} はほぼ同じで、液体水の G_{H_2} とほぼ等しく、 Ca(OH)_2 の G_{H_2} が最も小さかった。結晶構成比から求めたセメントの G_{H_2} は 0.3 となり、結合水の G_{H_2} は自由水の $G_{H_2} = 0.45$ の 2/3 程度と見積もられた。

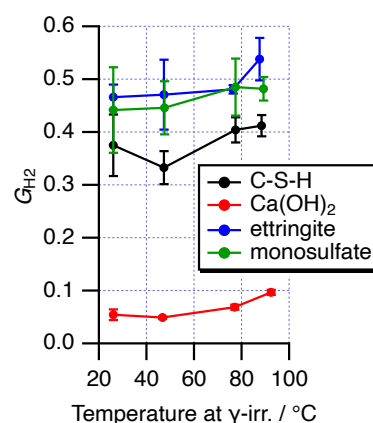


図 1 セメント構成結晶の G_{H_2} の照射温度依存性

*Jun Kumagai¹, Keisuke Hosomi², Shinya Hasegawa³, Kumi Negishi³ and Masaya Ida³

¹IMaSS Nagoya Univ., ²Nagoya Univ., ³Taiheiyo Consultant Co., Ltd.

止水プラグを対象としたベントナイト系材料の吹付け施工性確認試験 (2) 地下施設における吹付け試験でのベントナイトの吹付け特性データの取得

Experiments of bentonite spraying method for the clay plug
(2) Bentonite spraying to an excavated slot at the Horonobe URL

*木村 駿¹, 武田 匡樹¹, 本島 貴之², 壇 英恵²

¹JAEA, ²大成建設

坑道の掘削により生じた掘削損傷領域 (EDZ) の連続性を遮断する目的で設置する止水プラグについて、坑道の側壁部や天端部に対する施工方法として吹付け工法に着目し、幌延 URL における 350m 調査坑道の坑道側壁に設けた切欠き部に対して実施したベントナイト系材料の吹付け施工試験の結果について報告する。

キーワード：地層処分、止水プラグ、ベントナイト、吹付け

1. 緒言

止水プラグの施工に締固め工法を適用した場合、坑道の側壁部や天端部の切欠き部で岩盤と止水プラグの境界面の近くは十分に締固められずに乾燥密度が低下する可能性がある。そこで切欠き部のような狭隘部に対して、十分な乾燥密度を確保可能な施工方法としてベントナイト系材料の吹付け工法の適用性を確認する試験を実施している。本報告では幌延 URL の 350m 調査坑道の坑道側壁に設けた切欠き部に対してベントナイトの吹付けを行い、実際の地下環境における吹付け手順や、吹付け後のベントナイトの乾燥密度および含水比測定を行い、吹付け工法の適用性の検討を行った。

2. 吹付け材料の仕様

吹付け材料には、粉末ベントナイトであるクニゲル V1 とケイ砂の混合土 (ベントナイト混合率：70%) を用いた。吹付け材料の含水比は締固め試験で締固めエネルギー ($E_c \approx 550 \text{ kJ/m}^3$) を $2E_c$ とした場合の最適含水比である 18.62% を設定し、吹付け後の乾燥密度の目標値は 1.43 Mg/m^3 を設定した。

3. 幌延 URL における吹付け施工試験

幌延 URL における原位置試験では、直径約 4.0 m の円形断面を有する坑道の壁面に幅が約 1.3 m、奥行が最大で約 1.3 m、高さが約 3.0 m の切欠き部を設けた (図 1 左)。吹付け手順は、吹付けの確認しながら吹付け面に対して直角となるように一定の距離を保ちながら口径 30 mm のノズルを操作し、切欠き部の下部から上部に向かって吹付けを形成した。まず、切欠き部の奥行方向の深さ約 1.3 m の半分程度まで吹付けを行い、含水比と乾燥密度を測定するためのサンプリングを 9 か所で行った。その後、坑道壁面の吹付けコンクリート付近まで吹付けを行い (図 1 右)、再び 9 か所でサンプリングを実施した。図 2 にサンプリング試料の含水比と乾燥密度の関係を示す。また、図 2 には地上試験[1]の結果も併せて示している。地上試験でサンプリングした箇所の乾燥密度の平均値は 1.41 Mg/m^3 で乾燥密度の目標値である 1.43 Mg/m^3 を下回る結果であった。一方で、原位置試験における 18 か所の乾燥密度の平均値は 1.55 Mg/m^3 となり、目標値を上回る乾燥密度で施工ができた。また、吹付けの際のリバウンド率については、地上試験で 22%、原位置試験で 25%と同程度の結果であった。以上の結果より、ベントナイトの吹付けにより止水プラグの切欠き部に対して十分な乾燥密度を確保できることから吹付け工法の適用性があることを確認した。

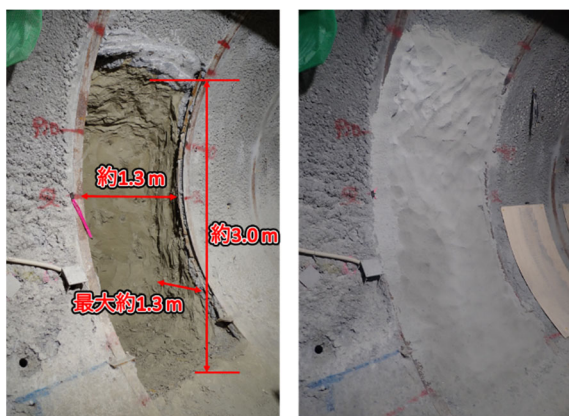


図 1 切欠き部の吹付け前 (左) と吹付け完了時 (右)

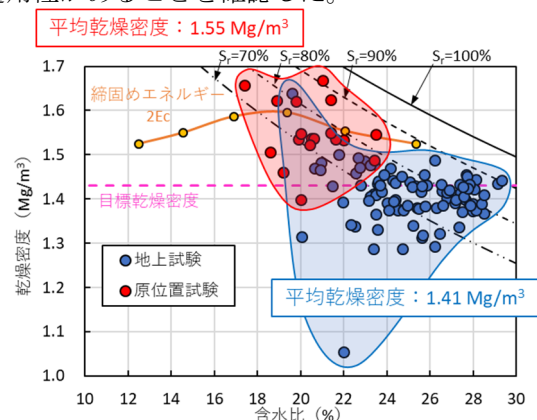


図 2 吹付け後の含水比と乾燥密度の関係

※本報告は、経済産業省委託事業「令和 3 年度高レベル放射性廃棄物等の地層処分に係る技術開発事業 (JPJ007597) (地層処分施設閉鎖技術確認試験)」の成果の一部である。

参考文献

[1] 木村 駿 他：止水プラグを対象としたベントナイト系材料の吹付け施工性確認試験 (1) 地上吹付け試験におけるベントナイトの吹付け特性データの取得, 日本原子力学会 2021 秋の大会(2021).

*Shun Kimura¹, Masaki Takeda¹, Takayuki Motoshima², and Hanae Dan²

¹JAEA, ²TAISEI

相対湿度法による標準状態及び圧力開放系における Na 型ベントナイト中の水の熱力学データの測定

Measurements of Thermodynamic Data of Water in Na-Bentonite in the Pressure Release System and Standard Condition by Relative Humidity Method

*佐藤 治夫¹

¹岡山大学

相対湿度と温度を測定することにより蒸気圧を決定し、ベントナイト及びモンモリロナイト中の水の活量と Gibbs の自由エネルギーを算出すると共に、熱力学モデルに基づいて膨潤応力を解析し、これまでのデータと比較検討した。

キーワード： 地層処分、緩衝材、ベントナイト、モンモリロナイト、相対湿度、水の活量、Gibbs の自由エネルギー、熱力学、膨潤応力

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物の地層処分における人工バリアを構成する緩衝材は、周辺岩盤からの地下水の侵入により膨潤応力が発生する。地下水の侵入過程では、含水比分布が発生することから、飽和するまでの過程では膨潤応力分布が発生する^[1]。著者らは、過去の研究で、蒸気圧法によりベントナイトの主成分であるモンモリロナイト層間水の活量や相対部分モル Gibbs の自由エネルギーなどの熱力学パラメータを測定し、熱力学理論に基づいて膨潤応力を解析するモデルについて報告した^[2,3]。これまでに、ベントナイトの膨潤応力を含む特性については多くの実測データが報告されてきたものの、モデル解析に必要なモンモリロナイト層間水の蒸気圧に関するデータは限られている。

本研究では、相対湿度(RH)と温度を測定することにより蒸気圧を決定し、ベントナイト及びベントナイトの主成分であるモンモリロナイト中の水の活量($a_{\text{H}_2\text{O}}^0$)と相対部分モル Gibbs の自由エネルギー($dG_{\text{H}_2\text{O}}^0$)を算出すると共に、熱力学モデルに基づいて膨潤応力を解析し、これまでのデータと比較検討した。

2. 相対湿度法による蒸気圧の測定

Na 型ベントナイトのクニゲル V1®とクニピア F®(クニミネ工業製)を 105~110°Cの恒温槽中で 24h 以上乾燥させた後、3.00g ずつをポリエチレン容器(各試料 n=3)に分け、RH=100%の密閉容器内(-99kPa 以下)で約 9 ヶ月間、均一に含水させるため、水蒸気を吸収させた。この間、定期的に含水重量を測定した。次に容器内の水を廃棄し、RH と温度センサーを入れ、容器(初期圧-101.3kPa)を 25°Cの恒温水槽中に沈めた。24h 後、RH と温度を測定し、試料を取り出して重量を測定した後、容器内に戻し、しばらく真空引きすることで含水比を下げ、再度、恒温水槽中に沈めた。この操作を繰り返すことで、含水比をパラメータ(～約 100%)に、RH と温度を測定し、 $a_{\text{H}_2\text{O}}^0$ と $dG_{\text{H}_2\text{O}}^0$ を算出した。

3. 結果及び考察

図 1 に $dG_{\text{H}_2\text{O}}^0$ とモンモリロナイトに対する含水比との関係を示す。両ベントナイトとも、含水比の減少に伴い $dG_{\text{H}_2\text{O}}^0$ は低下した。両ベントナイトのプロット(○, □)がオーバーラップしていることから、モンモリロナイトが水の保持に大きく関係していることが分かる。過去の研究においても、同様な傾向が示されている^[2-4]。一方、今回のデータの方がやや高目である。この原因は、既存のデータが精製されたモンモリロナイトであったことによると考えられる。今回のデータから、膨潤応力は既存の解析結果よりもやや低目となり、より実測値に近い結果となると予想される。発表では、膨潤応力の実測データと解析結果との比較検討結果についても議論する。

※ 本研究は日本学術振興会科学研究助成金(20K05383)及びウエスコ学術振興財団研究活動費助成事業による成果の一部である。

参考文献

[1] JAEA 幌延深地層研究センター：平成 28 年度調査研究成果報告(H29.8 修正版)．[2] H. Sato: Phys. and Chem. of the Earth 33, pp.S538-S543 (2008)．[3] H. Sato: Proc. of 4th Japan-Korea Joint Workshop on Radioactive Waste Disposal 2008: Perspective of Sci. and Eng., May 27-28, 2008, Hakone, Japan, pp.1-17 (2008)．[4] Y. Torikai, S. Sato, H. Ohashi: Nucl. Technol., 15, pp.73-80 (1996)．

*Haruo Sato¹

¹Okayama Univ.

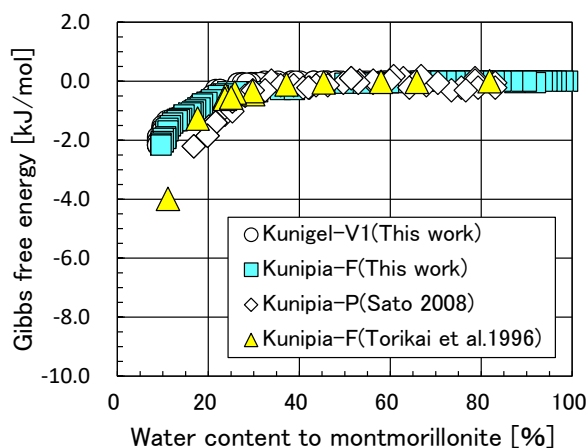


図 1 $dG_{\text{H}_2\text{O}}^0$ とモンモリロナイトに対する含水比との関係

幌延深地層研究所におけるコンクリート支保工の物性・化学特性変化の定量的把握
(1) 全体概要と初期状態の測定

Quantification of changes in physical and chemical characteristics of concrete support
in Horonobe Underground Research Laboratory (1) Overview and initial condition of test specimens

*望月 陽人¹, 松井 裕哉¹, 尾崎 裕介¹, 本島 貴之², 城 まゆみ²,
柴田 真仁³, 根岸 久美³, 坂本 亮³

¹JAEA, ²大成建設, ³太平洋コンサルタント

地下処分場に搬入された高レベル放射性廃棄物の回収可能性を確認する研究の一環（坑道の健全性維持）として、低アルカリ性吹付けコンクリートの試験体を作製し、物性・化学特性の初期状態を測定した。

キーワード：コンクリート支保工, 低アルカリ性セメント, 幌延深地層研究所, 高レベル放射性廃棄物, 回収可能性

1. 緒言 高レベル放射性廃棄物の地層処分では、処分場閉鎖までの間に廃棄物を搬出する可能性（回収可能性）を確保することが定められており[1]、長期間にわたる開放坑道の健全性を評価する必要がある。この長期間の健全性評価の一環として本研究では、低アルカリ性吹付けコンクリートの試験体を作製、幌延深地層研究所の深度 350m 坑道内に定置し、物性・化学特性の経時変化を把握するための試験・分析を複数年にわたって実施している。本発表では試験体の初期状態に関する測定結果を報告する。

2. 方法 幌延深地層研究所の地下施設で施工されている低アルカリ性セメント（HFSC）の吹付けコンクリートと同様の材料・配合仕様でベースコンクリートを作製し、性状確認試験（スランプ試験、プルアウト強度試験、圧縮強度試験など）を実施した。室温・大気中で 1 か月養生後、計 239 本のコンクリート試験体（φ 50 mm、H100～200 mm）をコアリングにより作製した。物性・化学特性の初期値を測定するため、一部の試験体に対して物性試験（弾性波測定、一軸圧縮試験、割裂引張試験など）および SEM-EDS 分析を実施した。地下環境でコンクリート支保工がとりうる条件を想定し、残りのコンクリート試験体を、深度 350m 坑道内の大気中および坑道底盤からくみ上げた原位置地下水中に約半数ずつ定置した。

3. 結果と考察 性状確認試験の結果は、地下施設の建設時における吹付けコンクリートの試験結果と同等の値を示しており、作製した試験体が地下施設のコンクリート支保工を再現できていると判断された。物性試験の結果はばらつきが小さく（表 1）、作製した試験体は物理学的・力学的に均質であると考えられた。SEM-EDS 分析の結果、セメント部分での元素分布の不均質性は確認されなかった。今後、試験体の物性・化学特性の経時変化を明らかにするとともに、地下施設に施工されているコンクリート支保工を対象とした調査や長期的な劣化挙動に関するモデル化などを検討していく。

表 1 物性試験の結果

試験項目	平均値±標準偏差
P 波速度 (km/sec)	5.61±0.18 (n = 10)
一軸圧縮強度 (N/mm ²)	53.9±3.3 (n = 9)
割裂引張強度 (N/mm ²)	3.70±0.35 (n = 9)

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁から受託した「令和 2 年度高レベル放射性廃棄物等の地層処分に
関する技術開発事業（JPJ007597）（回収可能性技術高度化開発）」の成果の一部である。

参考文献 [1] 特定放射性廃棄物の最終処分に関する基本方針（平成 27 年 5 月 22 日閣議決定）

*Akihito Mochizuki¹, Hiroya Matsui¹, Yusuke Ozaki¹, Takayuki Motoshima², Mayumi Jo², Masahito Shibata³, Kumi Negishi³ and Ryo Sakamoto³

¹JAEA, ²TAISEI, ³Taiyheiyo Consultant

幌延深地層研究所におけるコンクリート支保工の物性・化学特性変化の定量的把握

(2) 異なる環境に定置した試験体の経年変化の評価

Quantification of changes in physical and chemical characteristics of concrete support in Horonobe
Underground Research Laboratory

(2) Evaluation of change of specimens put in various environments with time

*柴田 真仁¹, 根岸 久美¹, 坂本 亮¹, 松井 裕哉², 望月 陽人², 尾崎 裕介²

¹太平洋コンサルタント, ²日本原子力研究開発機構

地下処分場に搬入された高レベル放射性廃棄物の回収可能性を確認する研究の一環（坑道の健全性維持）として、吹付けコンクリートを地下坑道内の異なる環境に定置し、約 1 年経過後の材料の特性変化を評価した。

キーワード：高レベル放射性廃棄物，吹付けコンクリート，低アルカリ性セメント，環境影響，経年変化

1. 緒言 高レベル放射性廃棄物の地層処分では、廃棄物が処分場に搬入された後においても、処分場閉鎖までの間に廃棄物を搬出する可能性（回収可能性）を確保することが定められており [1]、その間の坑道の健全性の維持に関する評価が必要である。しかし、支保部材の候補の一つである低アルカリ性セメントを使用した吹付けコンクリートの経年変化を評価した例は少なく知見が不足している。そこで、本研究では、前述の試験体を作製して地下坑道内の異なる環境に定置し、定置後約 1 年経過した試験体の試験・分析を行うことにより、物理特性・化学特性の経年変化を評価した。本発表では、その結果の一部を報告する。

2. 試験 試験体は、低アルカリ性セメント（HFSC）のコンクリート（フライアッシュ、シリカヒューム、普通ポルトランドセメントの混合材料）を吹付け工法で打設し、硬化後、 $\phi 50 \text{ mm} \times H100 \text{ mm}$ に加工した。試験体の定置環境は、地下坑道の湧水に浸漬した湿潤条件下および地下坑道内の大気条件下とした。それぞれの環境に約 1 年定置した試験体を、各試験に合わせた形状に調製し、物理特性（圧縮試験、透水試験、空隙率等）と化学特性（EPMA 分析、水和物の定量分析等）のデータを取得した。

3. 結果 定置条件の異なる試験体の評価結果の比較を図 1 に示す。物理特性の代表的な指標となる圧縮強度は、湿潤条件下の方が高い値となった。透水試験（アウトプット法：圧入した水の出水量より透水係数を求める試験）では、湿潤条件下で出水がなく、大気条件下より透水性が低かった。空隙率測定より、湿潤条件下で空隙構造がより緻密になることが確認された（図 1）。試験体内部に水分が供給され易く、セメント材料の水和反応が促進されたためと考えられ、圧縮試験や透水試験の結果とも整合的であった。これまで HFSC 吹付けコンクリートの経年変化に関する知見は殆どなかったため、本研究で得られた結果は地層処分技術の信頼性向上に関する重要なデータとなった。

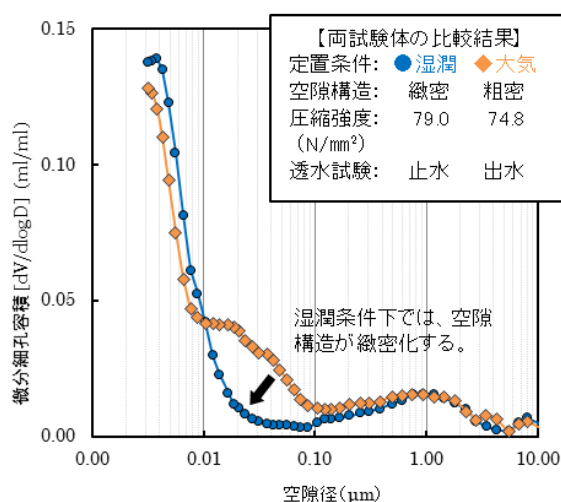


図 1 定置条件の異なる試験体の評価結果の比較

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁から受託した「令和 3 年度高レベル放射性廃棄物等の地層処分に
関する技術開発事業（JPJ007597）（回収可能性技術高度化開発）」の成果の一部である。

参考文献 [1] 特定放射性廃棄物の最終処分に関する基本方針（平成 27 年 5 月 22 日閣議決定）

*Masahito Shibata¹, Kumi Negishi¹, Ryo Sakamoto¹, Hiroya Matsui², Akihito Mochizuki², Yusuke Ozaki²

¹Taiheiyo Consultant, ²Japan Atomic Energy Agency

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

[3D01-03] Extractant and Complex Formation

Chair: Asako Shimada(JAEA)

Fri. Sep 9, 2022 10:00 AM - 10:50 AM Room D (E1 Bldg.2F No.23)

[3D01] Basic information on solvent extraction using ADAAM for Am/Cm separation

*Yuji Sasaki¹, Masashi Kaneko¹, Yasutoshi Ban¹, Hideya Suzuki¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

10:00 AM - 10:15 AM

[3D02] Crystal Structure Analysis of Sparingly Soluble Actinide(IV)-Nitrato Complexes with Double-Headed 2-Pyrrolidone Derivatives and Applicability to NUMAP Reprocessing

*Ryoma Ono¹, Tomoyuki Takeyama¹, Juliane März², Tamara Duckworth², Satoru Tsushima^{1,2}, Koichiro Takao¹ (1. Tokyo Tech, 2. HZDR)

10:15 AM - 10:30 AM

[3D03] Determination of the thermodynamic quantities of U(VI) complexation with amino acid by calorimetry

*Masahide Takei¹, Akira Kirishima¹, Akihiro Uehara², Daisuke Akiyama¹ (1. Tohoku Univ., 2. QST)

10:30 AM - 10:45 AM

Am/Cm 分離用抽出剤、ADAAM による抽出基礎特性

Basic information on solvent extraction using ADAAM for Am/Cm separation

*佐々木祐二¹、金子政志¹、伴康俊¹、鈴木英哉¹¹原子力機構

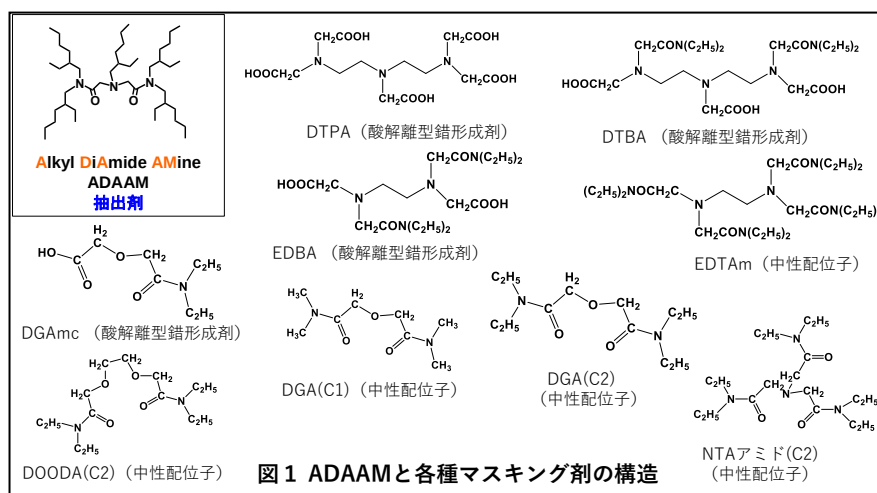
原子力機構で開発した 3 座配位性ジアミドアミン系抽出剤の ADAAM は硝酸-ドデカン系で高い Am/Cm 分離比を示した。ADAAM を用いる溶媒抽出に関する基礎情報を取得するため、その物性値に加えて、各種条件での抽出分配比や水溶性錯形成剤と組み合わせた時の Am/Cm 分離比の変動を調査した。

キーワード：Am, Cm、相互分離、ADAAM、溶媒抽出

1. 緒言 周期表上で隣り合う Am, Cm は安定な+3 価の原子価で類似のイオン半径を持つため化学的性質は酷似し溶媒抽出での相互分離は困難である。それ故 3 価ランタノイド(Ln)-アクチノイド(An)分離の技術開発とともに世界的にも注目のテーマである。原子力機構では、An 用抽出剤の TODGA に加えて、Am/Cm 分離に高い性能を持つ ADAAM[1-2] (アルキルジアミドアミン、図 1) を開発し、硝酸-ドデカン系での An 抽出-相互分離研究を進める。ここでは、溶媒抽出に関する ADAAM の基礎特性を調査したので報告する。

2. 調査項目 通常の溶媒抽出法を用いて、ADAAM による An, Ln, FP (核分裂生成) 元素の分配比や分離比を取得、抽出挙動を調査した。粘性、誘電率、水への溶解度、比重、熱安定性などの物性値を調査した。

3. 結果 取得した物性結果を次に示す、ADAAM 比誘電率：6.12、比重：0.901、水中の飽和濃度 $35.8 \mu\text{mol}/\text{dm}^3$ (=M)、粘性：1.8 Pa・s (0.2 M ADAAM/ドデカン)、3.9 Pa・s (0.5 M ADAAM/ドデカン)である。熱天秤による熱安定性に関し、300 度程度まで強い熱分解は見られない。これら物性からは工学利用への大きな支障は確認



されない。ADAAM 単独で、溶媒抽出による Am/Cm 分離比は硝酸-ドデカン系でおよそ 6 が得られている。具体的に、0.2 M ADAAM/ドデカン、1.5 M HNO₃ 条件で $D(\text{Am})$: 2.55, $D(\text{Cm})$: 0.433, SF (= $D(\text{Am})/D(\text{Cm})$) = 5.88 である。これは CHON 化合物による分離比として世界的にも極めて高い値である。ADAAM による Am/Cm 分離比を更に高めるため、図 1 の化合物を水相に添加し、相乗効果による分離比増大を試みた。一例として、0.5 M ADAAM/ドデカン、1 mM TMDGA (DGA(C1)) を添加した 1.5 M HNO₃ の条件で $D(\text{Am})$: 2.66, $D(\text{Cm})$: 0.305, SF= 8.69 の結果を得た。なお、図 1 には酸解離する化合物も含まれ、錯形成剤性能を発揮させるには pH 調整が必要となる。ADAAM は 3 級アミン窒素を持ち、プロトン化により酸をよく抽出するため、抽出後 pH は抽出前と大きく異なることに注意を要する。

4. 参考文献

- [1] H. Suzuki et al., *Anal. Sci.*, 2017 (33) 239-242.
 [2] H. Suzuki et. al., *J. Nucl. Sci. Technol.*, 2017 (54) 1163-1167.

*Yuji Sasaki¹, Masashi Kaneko¹, Yasutoshi Ban¹, Hideya Suzuki¹¹Japan Atomic Energy Agency

架橋ピロリドン誘導体を含む難溶性アクチノイド(IV)–ニترات錯体の結晶構造解析および NUMAP 再処理への適用性

Crystal Structure Analysis of Sparingly Soluble Actinide(IV)-Nitrate Complexes with Double-Headed 2-Pyrrolidone Derivatives and Applicability to NUMAP Reprocessing

*小野遼真¹, 竹山知志¹, Juliane März², Tamara Duckworth², 津島悟^{1,2}, 鷹尾康一郎¹

¹東工大ゼロカーボン研, ²HZDR

シクロヘキシル基を架橋部位として有する架橋 2-ピロリドン誘導体(DHNRP)と Pu(IV)を硝酸水溶液中で反応させたところ、ヘキサニترات Pu(IV)錯体(HDHNRP)₂[Pu(NO₃)₆]の析出が確認された。この析出物の結晶構造は、これまでに報告している他のアクチノイド(IV)の結晶構造とよく一致しており、また同程度の溶解度を示すことが明らかとなった。

キーワード : 4価プルトニウム, 使用済み核燃料再処理, 結晶構造, 溶解度

1. 緒言 我々は全工程が水溶液中で完結する簡易・高汎用次世代再処理技術として核燃料物質選択的沈殿法(NUMAP 法)を提案している[1]。これまでに Pu(IV)の予備検討として、架橋 2-ピロリドン誘導体(DHNRP, 図 1(a))を用いたアクチノイド 4 価(An(IV), An = Th, U, Np)の沈殿回収に関する検討を進めてきた[2-4]。これを踏まえたうえで、本研究では実際に Pu(IV)を用いて同様の検討を行い、NUMAP 再処理における Pu(IV)の挙動を明らかにすることを目的とした。

2. 実験 100 mM Pu(NO₃)₄ ストック溶液(25 μL)、硝酸水溶液(45 μL)および 0.25 M DHNRP 溶液(20 μL)をガラス管中で静かに積層した。この時、完全混合時の溶液中硝酸濃度が 1, 3, 9 M となるように各ストック液中の硝酸濃度を調整した。各試料溶液から得られた結晶について、単結晶 X 線構造解析を行った。

3. 結果および考察 図 1(b)に 3 M HNO₃ 系から得られた淡緑色結晶(HL1)₂[Pu(NO₃)₆]の結晶構造を示す。Pu⁴⁺は 6 個の NO₃⁻からそれぞれ 2 座配位を受けて、[Pu(NO₃)₆]²⁻を形成している。また、[Pu(NO₃)₆]²⁻の対カチオンは、隣接 O(1)⋯O(2)間に捕捉された H⁺(H(1))であることが判明した。これらの特徴は、過去に我々が報告した U(IV)および Np(IV)化合物と共通する[2, 3]。UV-vis より、3 M HNO₃(aq)条件で上澄みに残存した Pu の濃度は 4.4 mM と見積もられた。これは、NUMAP 再処理で想定する使用済み FBR 燃料溶解液([U(VI)] = 1 M, [Pu(IV)] = 0.1 M)から約 96%の Pu(IV)を回収可能であることを示す。発表では、L1 または L2 を含む An(IV)化合物(An = Th, U, Np, Pu)の結晶構造および溶解性の系統性についても議論する。

本研究は、JSPS 特別研究員奨励費(JP22J23423)および科研費国際共同研究強化(B)(JP20KK0119)の助成を受けたものです。

参考文献

[1] *Eur. J. Inorg. Chem.* (2020) 3443-3459, [2] *Angew. Chem. Int. Ed.* **58** (2019) 240-243., [3] *RSC Adv.* **10** (2020) 6082-6087, [4] *Chem. Lett.* **49** (2020) 1201-1205.

*Ryoma Ono¹, Tomoyuki Takeyama¹, Juliane März², Tamara Duckworth², Satoru Tsushima^{1,2}, Koichiro Takao¹

¹Larboatory for Zero-Carbon Energy, Tokyo Tech., ²Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf.

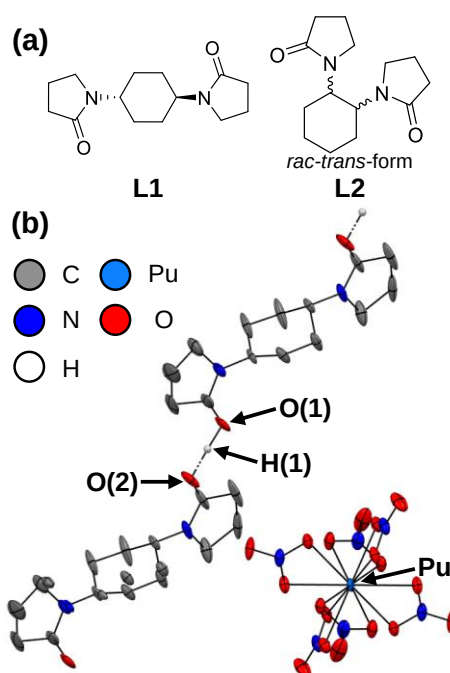


図 1 (a) DHNRP (L1, L2)の構造式および (b) (HL1)₂[Pu(NO₃)₆]の分子構造 (H(1)以外の水素原子を省略した)

熱量滴定によるウラニルイオンとアミノ酸の錯生成熱力学量の決定

Determination of the thermodynamic quantities of U(VI) complexation with amino acid by calorimetry

*武居 真秀¹, 桐島 陽¹, 上原 章寛², 秋山 大輔¹

¹東北大学, ²量研

アクチノイド元素の体内除染研究において重要となる生体内分子のアミノ酸とウラニル(VI)イオンの錯体形成について、電位差滴定および熱量滴定実験により水溶液中での安定度定数及び反応エンタルピーを決定し、錯体形成の反応機構について検討した。

キーワード: ウラニルイオン, アミノ酸, 錯生成, 熱量滴定

1. 緒言

原子力災害においてウランをはじめとする放射性核種による内部被ばく研究は、線量評価の観点のみならず、治療による効率的な体外排出を実施するための基礎情報となる。ウランの生体内動態に関する研究は、数多くあるものの、分子レベルにおけるウランと生体内の配位子の結合に関する知見は十分ではない。そこで生体内の化学反応において重要な役割を果たすタンパク質の構成分子であるアミノ酸に注目し、アクチノイド元素であるウランとの錯生成についての熱力学量を滴定実験により決定することでその反応機構を検討した。

2. 実験

実験に用いるアミノ酸としてセリン(Ser)を選択した(図1)。錯生成定数は恒温密封セル中のウラニル-過塩素酸溶液にセリン-水酸化ナトリウム溶液を滴下する電位差滴定実験により決定した。セリン濃度を変化させながら複数回実験を行った。得られた結果はHyperquad2008により解析した。錯生成エンタルピーを決定する熱量滴定実験はマイクロカロリーメーターTAM-IIIを用いて行った。電位差滴定と同様にウラニル-過塩素酸溶液にセリン-水酸化ナトリウム溶液を滴下し反応熱を測定した。いずれも実験条件を25℃、I = 1.0 M (NaClO₄)とした。

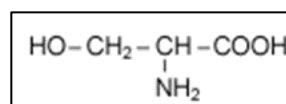


図1 セリンの構造式

3. 結果

電位差滴定により、ウラニル(VI)イオンとセリンの1:1錯生成定数として $\log \beta(\text{MAH}) = 10.88 \pm 0.02$ という結果を得た。実験結果から、セリンは脱プロトン化したカルボキシル基(-COO⁻)によりウラニルに配位し、残るアミノ基はプロトン化した状態(-NH₃⁺)であることが示唆された。また加水分解定数を考慮した計算結果から、ウラニル-セリン錯体の生成によってウラニルの加水分解が抑制されている可能性が示された。

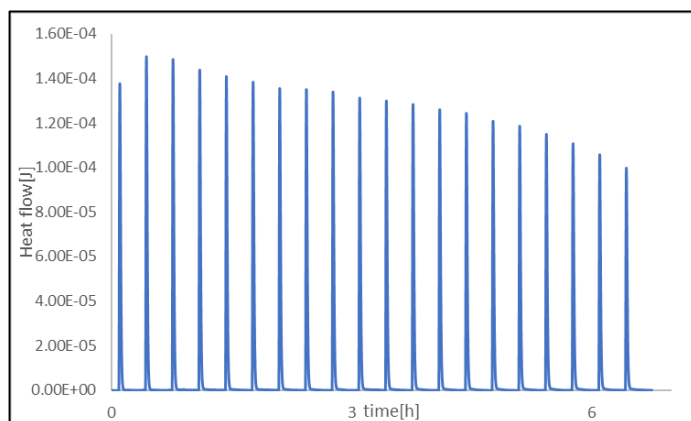


図2 ウラニル-セリン熱量滴定曲線

熱量滴定実験の結果としては図2に示すような反応熱を得た。この結果及び先に決定した錯生成を用いた反応熱の計算値を用いた非線形最小二乗法により反応のエンタルピーを決定し、反応のエントロピーとその性質について報告する。

*Masahide Takei¹, Akira Kirishima¹, Akihiro Uehara² and Daisuke Akiyama¹

¹Tohoku Univ., ²QST

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

[3D04-07] Analytical Technique 1

Chair: Takehiko Tsukahara (Tokyo Tech)

Fri. Sep 9, 2022 10:50 AM - 12:00 PM Room D (E1 Bldg. 2F No.23)

[3D04] Development of measurement method of ^{236}U using ICP-MS/MS

*Yasuyuki Tanaka¹, Van-Khoai Do¹, Yoshiaki Motoki¹, Yuki Ohta¹, Hiroyuki Iwahashi¹, Kiyoko Kurosawa¹, Takahiro Furuse¹ (1. JAEA)

10:50 AM - 11:05 AM

[3D05] Development of analytical method for interference-free determination of ^{79}Se in concrete by ICP-MS/MS

*Irvin Mardongan Banjarnahor¹, Van-Khoai Do¹, Yoshiaki Motoki¹, Yuki Ohta¹, Hiroyuki Iwahashi¹, Kiyoko Kurosawa¹, Takahiro Furuse¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:05 AM - 11:20 AM

[3D06] Development of HCl-free Analysis Method of $^{113\text{m}}\text{Cd}$ Using Liquid Scintillation Counter

*Chihiro Ito¹, Yasuyuki Tanaka¹, Kiyoko Kurosawa¹, Yoshiaki Motoki¹, Van-Khoai Do¹, Takahiro Furuse¹ (1. JAEA)

11:20 AM - 11:35 AM

[3D07] Effect of deviation from focal point and angle dependence in laser-induced breakdown spectroscopy (LIBS)

*Takahiro Karino¹, Katsuaki Akaoka¹, Ikuo Wakaida¹ (1. JAEA)

11:35 AM - 11:50 AM

ICP-MS を用いた ^{236}U 測定方法の検討

Development of measurement method of ^{236}U using ICP-MS/MS

*田中 康之¹, Do Van-Khoai^{1,2}, 元木 良明^{1,2}, 太田 祐貴^{1,2}, 岩橋 弘之^{1,2},
黒澤 きよ子^{1,2}, 古瀬 貴広^{1,2}

¹日本原子力研究開発機構 (JAEA), ²国際廃炉研究開発機構 (IRID)

本研究では、誘導結合プラズマ質量分析装置(ICP-MS/MS)を用いた ^{236}U 測定における U 同位体によるスペクトル干渉の低減を目的とした測定条件の最適化を検討した結果について報告する。

キーワード: ^{236}U , ICP-MS/MS, 放射化学分析

1. 緒言

^{236}U の ICP-MS/MS 測定では、これまでリアクションガスに酸素を用いた $^{236}\text{UO}^+$ の生成により、最大のスペクトル干渉の要因と考えられる $^{235}\text{UH}^+$ の低減化が検討されている¹。Agilent technologies 社製の ICP-MS/MS (Agilent 8900) は、測定可能な最大質量電荷比が 275 であり、 $^{236}\text{U}^{16}\text{O}^{16}\text{O}^+$ の測定が可能であることから、 ^{235}U と H^+ に起因する多原子イオンによる干渉のさらなる低減が期待できる。本報では、ICP-MS/MS における UOO^+ の最適な生成・測定条件を検討し、 ^{235}U に起因するスペクトル干渉の影響を評価した結果を報告する。

2. 実験手順

測定試料は、米国 SPEX 社製の混合標準液(U 濃度 10 $\mu\text{g/mL}$, ZSTC-3958)と 2%硝酸で U 濃度を 10 ng/mL に希釈した溶液を使用した。ICP-MS/MS のリアクションセル内で ^{238}U と O_2 が反応した $^{238}\text{UOO}^+$ を評価するため、四重極の質量電荷比 Q_1 及び Q_2 は、それぞれ 238 及び 270 ($\Delta m/z = 32$) に設定した。 UOO^+ の生成条件は、酸素及び He のガス流量を変化させて最適化した。その後、当該条件で装置検出下限 (ILOD) を評価した。次に UOO^+ の生成によるスペクトル干渉の低減効果は、 $\text{UOOH}^+/\text{UOO}^+$ 比と UOH^+/UO^+ 比を比較することで確認した。また、多原子イオンの生成は、同位体に依存しないと考え、 $^{235}\text{UOOH}^+/\text{UOO}^+$ 比を $^{238}\text{UOOH}^+/\text{UOO}^+$ 比から評価した。

3. 実験結果

始めに酸素ガス流量を変化させた結果、酸素ガス 35% (0.525 mL/min) の流量で、 $^{238}\text{UOO}^+$ の感度が最も強度が高くなった。そのため、酸素ガス流量を 35% に設定し、He ガスの流量を変化させた結果、He ガス流量が 5 mL/min の際に、最も強度が高くなった (図 1)。この条件による $^{236}\text{UOO}^+$ の ILOD は 8.2 fg/mL であった。また、当該測定条件における $^{238}\text{UOOH}^+/\text{UOO}^+$ 比は 9.56×10^{-8} となり、 $^{238}\text{UOH}^+/\text{UO}^+$ 比の 1.28×10^{-5} と比較して 10^2 程度低い値を示し、スペクトル干渉の低減効果が確認できた。本発表では、 ^{238}U のテーリングに伴うスペクトル干渉及び U の化学分離操作と組み合わせた際の試料マトリクスの影響についても評価し、当該測定手法の放射性ガレキ分析への適用性についても報告する予定である。

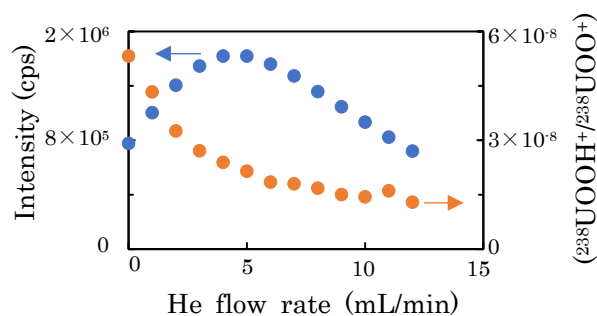


図 1 He ガス流量が UOO に与える影響

参考文献

[1] Yanyun Wang et al., *Talanta* **224** 121882 (2021).

*Yasuyuki Tanaka¹, Do Van-Khoai^{1,2}, Yoshiaki Motoki^{1,2}, Yuki Ohta^{1,2}, Hiroyuki Iwahashi^{1,2}, Kiyoko Kurosawa^{1,2}, Takahiro Furuse^{1,2}

¹Japan Atomic Energy Agency (JAEA), ²International Research Institute for Nuclear Decommissioning (IRID)

本件は、平成 30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金(固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発)」に係る補助事業の成果の一部を取りまとめたものである。

ICP-MS/MS を用いたコンクリート試料中の ⁷⁹Se の分析手法の検討

Development of analytical method for interference-free determination of ⁷⁹Se in concrete by ICP-MS/MS

*バンジャルナホー イルビン マルドンガン¹, Do Van-Khoai¹, 元木 良明¹, 太田 祐貴¹,
岩橋 弘之¹, 黒澤 きよ子¹, 古瀬 貴広¹

¹ 日本原子力研究開発機構 (JAEA)

本発表では福島第一原子力発電所事故により環境中に放出された可能性のある ⁷⁹Se について、化学分離と ICP-MS/MS を組み合わせた簡易で塩素フリーな分析手法を検討した結果について報告する。

キーワード: ⁷⁹Se, 難測定放射性核種、ICP-MS/MS, 固相抽出法

1. 緒言

⁷⁹Se は長半減期かつ純粋なベータ放射性核種であることから、従来の放射線計測では共存する他の放出核種を分離するための煩雑な前処理操作及び長時間の測定が必要となる。また、ステンレス材料を一般的に利用する原子力施設では、施設保護の観点からなるべく塩素化合物の使用を避けたい。本発表では、代表的な廃棄物性状であるコンクリートを対象とした化学分離と ICP-MS/MS を組み合わせた簡易で塩素フリーな ⁷⁹Se 分析手法の検討結果について報告する。

2. 実験

分析試料として0.1g コンクリートを炭酸ナトリウム用いてアルカリ融解処理したものを使用した。化学分離操作は Fig.1 に示す通り、活性化アルミナと陰イオン交換樹脂を用いて、対象元素の Se を試料マトリックスから分離・精製した。回収した溶離液を ICP-MS/MS (Agilent 8900)を用いて Se の回収率を評価した。また、ICP-MS/MS 測定における ⁷⁹Br 及び ⁴⁰Ar⁴⁰Ar によるスペクトル干渉の低減を目的として、使用するリアクションガスの種類やその流速の最適化を検討した。

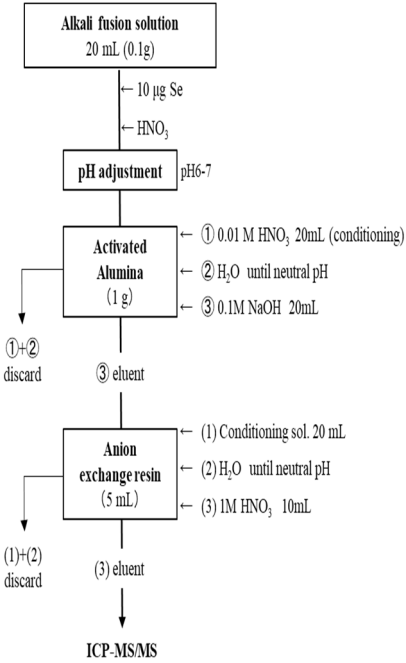


Fig. 1 Developed ⁷⁹Se analytical method

Table. 1 Optimal conditions for ⁷⁹Se measurement by ICP-MS/MS

Integration time	Number of sweeps	Discrimination voltage	Gas and flow-rate		Mass shift
5 s	1000 cycles	-3 V	NH ₃ (10% NH ₃ + 90% He) 2mL/min	He 4 mL/min	On mass (Q1=79; Q2=79)

3. 結果

開発した化学分離法の Se 回収率は 80~90%程度と十分高い値が得られ、コンクリートマトリックスから Se を選択的に分離・回収できることが分かった。また、ICP-MS/MS 測定においては、Table.1 の測定条件において ⁷⁹Br 及び ⁴⁰Ar⁴⁰Ar の影響を効果的に除去できることが分かり、⁷⁹Se/⁷⁹Br の分離係数及び ⁷⁹Se 装置検出下限はそれぞれ 2.6×10⁴、1.2 pg/mL であった。

*Irvin M. Banjarnahor¹, Van-Khoai Do¹, Yoshiaki Motoki¹, Yuki Ohta¹, Hiroyuki Iwahashi¹, Kiyoko Kurosawa¹, and Takahiro Furuse¹

¹Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

本件は、令和 4 年度「廃炉・汚染水・処理水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発（簡易・迅速化された分析技術を用いた標準的な分析法の検討）」に係る補助事業の成果の一部を取りまとめたものである。

液体シンチレーションカウンタを用いる HCl フリーな ^{113m}Cd 分析法の検討

Development of HCl-free Analysis Method of ^{113m}Cd Using Liquid Scintillation Counter

*伊藤 千尋¹, 田中 康之¹, 黒澤 きよ子¹, 元木 良明¹, Do Van- Khoai¹, 古瀬 貴広¹

¹ 日本原子力研究開発機構 (JAEA)

原子力施設では、施設保護の観点から腐食性の高い塩酸を使用しない分析手法が求められる。本発表では ^{113m}Cd の β 線計測について、塩酸を使用しない前処理手法を検討した結果について報告する。

キーワード: ^{113m}Cd 、放射化学分析、固相抽出

1. 緒言

^{113m}Cd は 561 keV の放出率の高い β 線を放出することから液体シンチレーションカウンタ (LSC) による β 線計測が有効と考えられる。 β 線計測では、共存する放射性核種からの対象核種の分離・精製が必要になることに加え、ステンレス材料を一般的に利用する原子力施設では施設保護の観点から塩酸の使用は好ましくない。そこで本研究では、Cd を陽イオン交換樹脂に吸着させた後、チオ硫酸ナトリウムで Cd を選択的に溶離・回収する HCl フリーな手法を検討した。本発表では、高塩濃度試料からの Cd の回収及び妨害核種の除去性能を評価した結果について報告する。

2. 実験

分析試料として 1.5% NaCl 溶液 1 L を調製し、Cd 担体 1 mg 及び妨害核種として ^{60}Co 、 ^{63}Ni 、 ^{65}Zn 、 ^{90}Sr 、 ^{90}Y 、 ^{137}Cs を想定した元素担体を各 1 mg 添加した溶液を用いた。Cd の分析フローを図 1 に示す。初めに、3M 社製エムポアディスクキレートにて試料マトリクスから Cd を粗分離後、乾固・溶解操作にて 0.1 M HNO_3

に調製した試料を Na 型にコンディショニングした Bio-Rad 社製 AG 50W-X8 Cation Exchange Resin に通液し、Cd を樹脂に吸着させた。その後、0.05 M チオ硫酸ナトリウムにより Cd のみを選択的に溶離し、妨害核種から Cd を分離・精製した回収液を得た。回収液中の Cd 濃度を高周波誘導結合プラズマ発光分光分析装置 (ICP-AES) にて測定し、Cd 回収率を評価した。また、高周波誘導結合プラズマ質量分析装置 (ICP-MS) により回収液中の妨害元素濃度を測定し、妨害核種との分離性能を評価した。

3. 結果

本手法による Cd 担体の回収率は 84~101% であり、回収液中には Co、Ni、Zn、Sr、Y、Cs の混入は見られなかった。以上の結果より、当該手法は試料マトリクス及び妨害核種から ^{113m}Cd を選択的に分離・回収できることが分かった。本発表では、 ^{113m}Cd 測定のための LSC の効率校正を実施し^[1]、 ^{113m}Cd 分析の検出下限値を評価した結果についても併せて報告する。

参考文献

[1] 安田麻里 他, BUNSEKI KAGAKU, Vol.63, No.4, pp.345-350 (2014).

*Chihito Ito¹, Yasuyuki Tanaka¹, Kiyoko Kurosawa¹, Yoshiaki Motoki¹, Van-Khoai Do¹, Takahiro Furuse¹

¹Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

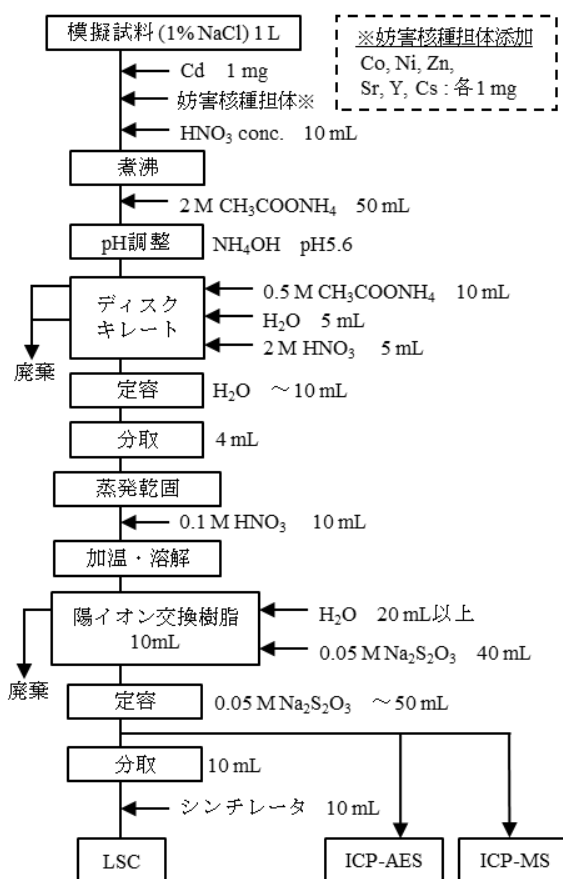


図 1 ^{113m}Cd の分析フロー

レーザー誘起ブレイクダウン分光法 (LIBS) における焦点位置からの 偏差及び照射角度変化による影響

Effect of deviation from focal point and angle dependence in laser-induced breakdown spectroscopy (LIBS)

*狩野 貴宏¹, 赤岡 克昭¹, 若井田 育夫¹

¹ JAEA

本研究では、これまでレーザー誘起ブレイクダウン発光分析法(LIBS)を用いた簡易分析においてレーザーの照射角度依存性と集光位置からの偏差が分析にどのような影響を与えるかを調べてきた。その結果、これらの影響はあまり大きな影響を与えないことが分かった。しかし、レイリー長が変化した場合、角度変化や偏差による影響度合いが変化する可能性があるため検証した。

キーワード: 燃料デブリ, レーザー, レーザー誘起ブレイクダウン発光分光, LIBS, 角度依存性

1. 緒言

我々は福島第一原子力発電所の廃止措置において、燃料デブリを詳細に分析する前にレーザー誘起ブレイクダウン発光分析法(LIBS)を用いた簡易分析を行うことを提案している。これまで試料表面の凹凸の影響を調べるために、焦点位置からの偏差の影響と角度変化による影響を研究してきた。この研究では、スペクトルの強度は偏差や角度変化による影響を強く受けるが、濃度分析に用いる強度比にはあまり影響を受けないということが分かった。しかし、レイリー長が変化すれば偏差や角度変化による影響は変化する可能性がある。そこで、本研究ではレイリー長が変化した場合においても偏差や角度変化による強度比への影響が無いのか調べた。

2. 偏差依存性を調べる実験

実験に用いた Nd:YAG レーザーは、波長が 532nm、エネルギーは 5.92mJ で 80 ショット分の積算値を測定している。観測までの遅延時間は $5\mu\text{s}$ で、観測時間幅は $10\mu\text{s}$ である。また、試料は酸化ガドリニウムと酸化鉄を焼結したものをを用いる。ガドリニウムの濃度は 0.354 である。

図 1 に Gd:530.7308nm と Fe:523.2940nm のスペクトルの強度比の偏差依存性を示す。図 1(a)はレイリー長が 1.98 の場合で、図 1(b)はレイリー長が 1.20 の場合の偏差依存性を示している。図から、どちらの場合もレイリー長より広い範囲で強度比が一定であることが分かった。

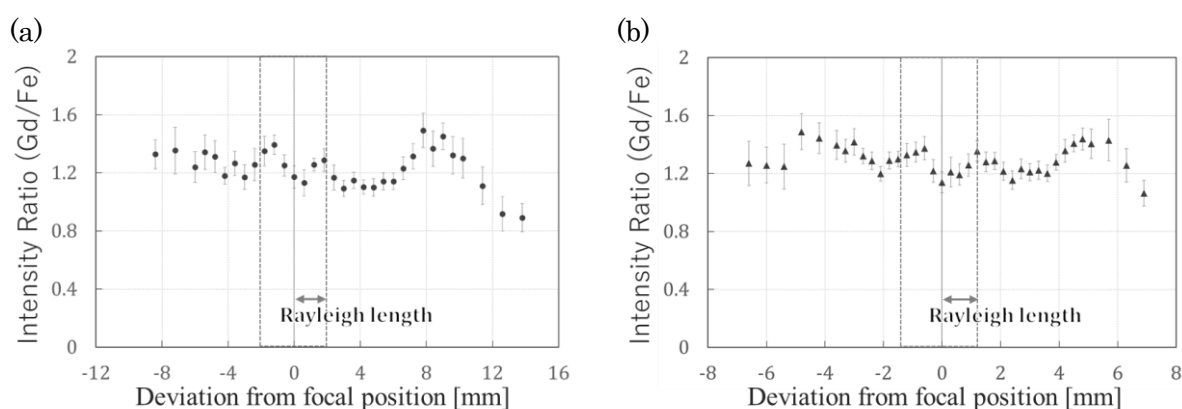


図 1 スペクトル強度比の偏差依存性 ((a)レイリー長 3.96mm、(b)レイリー長 2.40mm)

*Takahiro Karino¹, Katsuaki Akaoka¹ and Ikuo Wakaida¹

¹JAEA

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

[3D08-11] Analytical Technique 2

Chair: Yuji Sasaki(JAEA)

Fri. Sep 9, 2022 2:45 PM - 3:55 PM Room D (E1 Bildg.2F No.23)

[3D08] Evaluation of Separation Ability of Alpha-Nuclides by Micro-Plug Flow Extraction

*Naoki Shitara¹, Aileen Brandt¹, Takehiko Tsukahara¹ (1. Tokyo Tech)

2:45 PM - 3:00 PM

[3D09] Demonstration study of Analytical Methods and Identification of Issues using TMI-2 Debris for Chemical Analysis of Fuel Debris

*Satoshi Nakamura¹, Yasutoshi Ban¹, Mie Sugimoto¹, Masaki Tambo¹, Hiroyuki Fukaya¹, Kenta Hiruta¹, Takuya Yoshida¹, Hiroyuki Uehara¹, Yasuhiko Kimura¹, Masahide Takano¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:00 PM - 3:15 PM

[3D10] Development of chemical separation method for the measurement of the $^{135}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ isotopic ratio in environmental samples

*Asako Shimada¹, Masao Nomura², Takehiko Tsukahara², Seiji Takeda¹ (1. JAEA, 2. Tokyo Tech)

3:15 PM - 3:30 PM

[3D11] Analysis of smear samples at Unit 2 reactor building of Fukushima Daiichi NPS

*Kazuo Kakiuchi¹, Asako Shimada¹, Saki Ohira¹, Yoshihisa Iida¹ (1. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

マイクロプラグ流抽出に基づくアルファ核種の分離性能評価

Evaluation of Separation Ability of Alpha-Nuclides by Micro-Plug Flow Extraction

*設楽 尚暉¹, Brandt Aileen², 塚原 剛彦^{1,2}

¹東工大・環境社会理工学院, ²東工大・ゼロカーボンエネルギー研究所

マイクロプラグ流抽出と質量分析法とを統合したアルファ核種用のマイクロ分析デバイスを構築し、ウラン、トリウム、ジルコニウムの分離性能について明らかにした。

キーワード: マイクロ流体, アルファ核種, 溶媒抽出, 微量分析

1. 緒言 東京電力福島第一原子力発電所事故に伴い発生した多種多様な放射性廃棄物を安全に管理、処理処分していくには、廃棄物の性状把握が欠かせない。特に、ウラン等のアルファ線放出核種は生体影響や環境影響が極めて大きいため、極微量な試料で迅速簡便にアルファ核種を分離分析できる手法の確立が望まれる。本研究では、マイクロプラグ流抽出と質量分析等から成る新規マイクロ分離分析システムを構築し、その性能を評価することを目的とした。対象核種には、6 価ウラン(U(VI))、プルトニウム(Pu)の模擬として 4 価トリウム(Th(IV))、比較として 4 価ジルコニウム(Zr(IV))を選択した。

2. 実験 有機相として抽出剤テトラオクチルジグリコールアミド(TODGA, 0.1M)を含むドデカン、水相として U(VI)、Th(IV)、Zr(IV)を含む硝酸溶液 (0.1, 1, 3M) をそれぞれ調製し、それらを T 字型のマイクロキャピラリーチューブ (内径 500 μ m) 内ヘシリンジポンプにて導入することで油水プラグ流を形成させた。油水プラグ流による抽出を行った後、抽出後の水相を誘導結合プラズマ質量分析法(ICP-MS)に導入して各元素の濃度を測定し、抽出率の硝酸濃度及び滞在時間依存性を調べた。滞在時間は、キャピラリーの長さを変えることにより 10~40 秒の間で調整した。また、比較のため 1 時間のバッチ抽出実験も実施した。

3. 結果と考察 マイクロ抽出試験において、0.1M 硝酸では Th(IV)のみ滞在時間 10 秒で 99%以上の抽出が達成され、Zr(IV)と U(VI)はいずれの滞在時間においてもそれぞれ 30%及び 20%の抽出率に留まった。硝酸濃度を増加すると、Th(IV)のみならず Zr(IV)もほぼ抽出率 100%となるが、U(VI)は最大でも 80%であり、酸濃度依存性が異なることが分かった (図 1)。4 価イオン Th(IV)と Zr(IV)は TODGA と速やかに安定な錯体を形成できることが要因と考えられる。また、いずれの元素の抽出率も滞在時間に依存しなかったため、マイクロでは 10 秒以内に抽出平衡に到達し、バッチより約 360 倍高速な抽出速度を持つことが明らかとなった。また、分離後の溶液を熱レンズ顕微鏡に接続することで、抽出過程のリアルタイムモニタリングも可能になる。

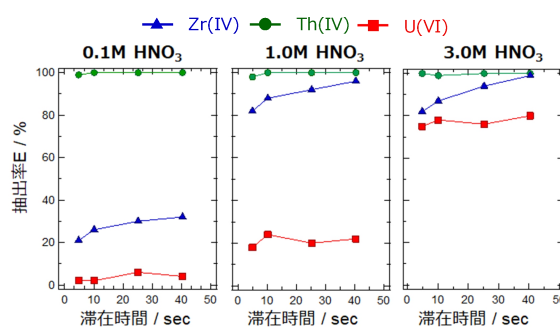


図 1 マイクロプラグ流抽出結果

参考文献

[1] A. Brandt, et al., ACS Earth Space Chem., 5, 588 (2021).

[2] T. Tsukahara, et al., Microfluid Nanofluid, 14, 989 (2013). [3] Y. Sasai, Sol. Ext. Res. Dev., 24, 113 (2017).

*Naoki Shitara¹, Brandt Aileen², and Takehiko Tsukahara^{1,2}

¹School of Mater. Chem. Tech., Tokyo Institute of Technology, ²Laboratory for Zero-Carbon energy, Tokyo Institute of Technology

燃料デブリの化学分析に向けた TMI-2 デブリを用いた分析手法の実証試験と課題抽出

Demonstration study of Analytical Methods and Identification of Issues
using TMI-2 Debris for Chemical Analysis of Fuel Debris

*中村 聡志¹, 伴 康俊¹, 杉本 望恵¹, 丹保 雅喜¹, 深谷 洋行¹,
蛭田 健太¹, 吉田 拓矢¹, 上原 寛之¹, 小畑 裕希¹, 木村 康彦¹, 高野 公秀¹

¹JAEA

燃料デブリの元素・核種組成を精度良く評価するため、化学分析前処理として、過酸化ナトリウムを用いたアルカリ融解処理について検討を行い、TMI-2 デブリを用いた実証試験を行った。

キーワード：燃料デブリ，福島第一原子力発電所事故，過酸化ナトリウム，アルカリ融解

1. 緒言

燃料デブリの元素・核種組成を精度良く評価するためには、化学分析前処理として、試料を溶液化する必要がある。一方、TMI-2 デブリ^[1]は硝酸に対して難溶性であり、1F 燃料デブリにおいても、同様の可能性が考えられる。本研究では、燃料デブリの溶液化手法になり得ると考えられるアルカリ融解処理について、模擬デブリを用いて処理条件を検討した後、TMI-2 デブリを用いた実証試験により本手法の有効性を検討した。

2. 実験

TMI-2 デブリは原子力科学研究所の燃料試験施設に保管されている試料を用いた。未分析の塊状試料から分析用試験片を採取し、回転刃により切断した。切断片は樹脂に包埋した後、研磨した試料断面を光学顕微鏡、SEM/WDX 及び XRD により観察・分析した。また、試料切断時に発生する切削粉（デブリ粉末）をバックエンド研究施設（BECKY）で行う化学分析に供した。 $\alpha\gamma$ セルにおいてデブリ粉末は過酸化ナトリウムを用いたアルカリ融解により処理し、融成物は硝酸溶液で攪拌加熱により溶解した。得られた溶解液の元素組成を ICP-AES 分析により評価した。溶解液及び溶解液からジグリコールアミド系抽出剤を用いて抽出した有機相の核種組成をそれぞれ γ 線及び α 線スペクトロメトリーで評価した。また、陰イオン交換樹脂を用いたカラム法により溶解液から Nd、U 及び Pu を分離し、TIMS 分析により同位体組成を評価した。

3. 結果

3 回行ったそれぞれの溶解操作において、いずれも不溶性残渣は確認されず、完全溶解を確認した（図）。得られた溶解液の元素組成は、ほとんどの元素が分析値の不確かさ（ $k=2$ ）の範囲内で一致しており、本手法の再現性を確認した。SEM/WDX 分析では、Fe-Ni、Sn-Ni 及び Ag-In をそれぞれ主成分とした合金が観察され、XRD 分析ではこれらを支持する回折ピークを検出した。得られた溶解液の元素組成は、SEM/WDX 及び XRD による分析結果と良好な一致を示したことから、本手法の妥当性を確認した。

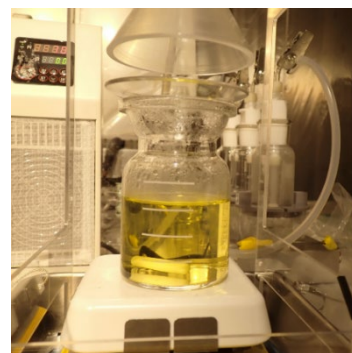


図 硝酸溶解後の溶解液の外観

参考文献

[1] D. W. Akers, et al., TMI-2 core debris grab samples: examination and analysis part 1. Idaho Falls: GEND, 1986.

*Satoshi Nakamura¹, Yasutoshi Ban¹, Mie Sugimoto¹, Masaki Tambo¹, Hiroyuki Fukaya¹, Kenta Hiruta¹, Takuya Yoshida¹, Hiroyuki Uehara¹, Hiroki Obata¹, Yasuhiko Kimura¹, Masahide Takano¹

¹JAEA

環境試料中の $^{135}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ 同位体比測定のための化学分離法開発

Development of Chemical Separation Method for the Measurement of $^{135}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ Isotopic Ratio in Environmental Samples

*島田 亜佐子¹, 野村 雅夫², 塚原 剛彦², 武田 聖司¹

¹JAEA, ²東工大

Calix[4]arene-bis(t-octylbenzo-crown-6)(BOBCalixC6)による Cs の抽出は 2 分で平衡に達し、さらに 5 回繰り返し抽出しても Cs の分配比がほぼ一定であった。この結果をもとに既往の分離スキーム[1]を改良することで、分離時間を半分以下に、試薬使用量を約 1/4 にした。

キーワード: $^{135}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ 同位体比, 東京電力福島第一原子力発電所事故, 環境試料, 廃止措置終了確認

1. 緒言 環境試料に対して $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ 放射能比を用いた起源特定が広く行われているが、 ^{134}Cs の半減期は 2 年であり数十年後には測定が困難であるため、将来的には半減期が 133 万年の ^{135}Cs を利用した $^{135}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ 同位体比による起源特定がより有効になると考えられる。 $^{135}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ 同位体比測定のためには Cs を土壌中から分離・精製する必要があるが、1 Bq の ^{137}Cs は 312.5 fg であり、質量分析において十分定量可能な ^{137}Cs を得るには多量の土壌を処理する必要がある。そこで、これまでに開発してきた BOBCalixC6 による Cs 分離法の抽出時間や使用回数を最適化し、東海村で採取した 1 Bq/g 程度の土壌試料溶解液からの Cs の分離・精製に適用し、 $^{135}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ 同位体比測定を実施した。

2. 実験 ①0.015 M BOBCalixC6 の 1-オクタノール溶液を等量の 3 M 硝酸と振とうして予備平衡とした。予備平衡後の有機相と等量の 1 $\mu\text{g}/\text{ml}$ の Cs を含む 3 M 硝酸を 1、2、5、15、30 分振とうして Cs を抽出した。抽出後の水相と初期の水溶液中の Cs 濃度から分配比(D_{Cs})を求めた。②予備平衡後の有機相に対し、等量の 1 $\mu\text{g}/\text{ml}$ の Cs を含む 3 M 硝酸溶液を 5 回繰り返し振とうした。各回の水相中の Cs 濃度と初期の水相中の Cs 濃度(積算)から D_{Cs} を求めた。③東海村で採取した土壌を灰化した後、硝酸を加えて 200°C で 4 時間加熱し、酸抽出した。ろ過してろ液を乾固した後、3 M 硝酸で溶解した(土壌溶解液)。10 ml の予備平衡後の有機相と 10 ml の土壌溶解液を分液ロートに入れ、2 分間振とうした。静置して相分離し、水相を排出した後、新たに 10 ml の土壌溶解液を加え 2 分間振とうした。この抽出操作を 5 回繰り返した後、有機相を 1 M 硝酸で洗浄し、洗浄液を排出した後、有機相を遠沈管に回収した。3 倍量の 1 mM 硝酸を加え、50°C で 30 分振とうして Cs を逆抽出した。Cs を逆抽出した後の有機相と 1 度 Cs を抽出した水相を用いて同じ抽出操作をもう一度繰り返した。Cs を逆抽出した 1 mM 硝酸を合わせて乾固し、3 M 硝酸に溶解した後、溶媒抽出を再度行って Cs を精製した。精製後の Cs の $^{135}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ 同位体比を表面電離型質量分析計で測定した。

3. 結論 図 1 に D_{Cs} の振とう時間依存性を示す。 D_{Cs} は 2 分でほぼ一定となっており、既報の手法では振とう時間を 30 分としていたが、2 分程度で十分であることが分かった。また、抽出操作を 5 回繰り返し振とうしても D_{Cs} がほぼ一定であったことから、試料が多量の場合には少量の BOBCalixC6 溶液を繰り返し使用することで使用試薬量を低減できることが分かった。ただし、他の試料を分析する場合にはクロスコンタミが有るため使用できない。この分離法を東海村で採取された土壌の溶解液に適用したところ、塩濃度が高いため D_{Cs} の低下がみられたが、抽出操作を繰り返すことで 70% ほど回収でき、0.7 Bq/g の土壌に対する $^{135}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ 同位体比測定を RSD が 2 以下の精度で実施できた。

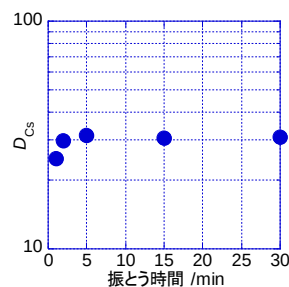


図1 分配比の振とう時間依存性

本研究は、原子力規制庁等との共同研究「長半減期放射性核種等の分析における信頼性確保に関する研究」の成果の一部である。

参考文献 [1] A. Shimada, T. Tsukahara, M. Nomura, et al., J. Nucl. Sci. Technol., 2011, 58(11), 1184-1194.

*Asako Shimada¹, Masao Nomura², Takehiko Tsukahara² and Seiji Takeda¹

¹Japan Atomic Energy Agency, ²Tokyo Institute of Technology

福島第一原子力発電所 2 号機原子炉建屋内スミヤ試料の核種分析

Analysis of smear samples at Unit 2 reactor building of Fukushima Daiichi NPS

*垣内 一雄¹, 島田 亜佐子¹, 大平 早希¹, 飯田 芳久¹

¹原子力機構

2 号機原子炉建屋内スミヤ試料の核種分析を実施し、核種存在量を Cs-137 に対するモル比で整理した結果、5 階の Tc-99 及び Mo 同位体のモル比は、下層階（4 階、1 階）と比較して高い傾向を示した。その傾向はアルファ線放出核種も同様であり、5 階と下層階において核種の移行挙動が異なることが示唆された。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、2 号機原子炉建屋、核種分析、スミヤ試料

1. 緒言

福島第一原子力発電所原子炉建屋内の放射性物質の移行経路を推定するために原子力規制庁が実施した現地調査[1]において採取した、2 号機原子炉建屋内各階の壁、床、階段裏のスミヤ試料（14 試料）について核種分析を実施した。

2. 実験方法

各スミヤ試料についてイメージングプレートによる汚染分布の確認及び Ge 半導体検出器を用いたガンマ線核種分析を実施した。階層の傾向を把握するために 4 種のスミヤ試料（5 階壁、5 階床、1 階床、4 階床）については酸分解して溶解した後、化学分離を実施し、ガンマ線分析、ベータ線分析、アルファ線分析及び質量分析を実施して Cs-134、Cs-137、Sr-90、Tc-99、Mo 同位体（Mo-95, 96, 97, 98, 100）、U 同位体（U-235, 236, 238）、Pu 同位体（Pu-238, 239+240）及び Am-241 を定量した。また、一部のスミヤ試料について SEM-EDS 分析を実施した。

3. 結果

全てのスミヤ試料を対象としたイメージングプレート分析の結果、放射能分布は目視で観察できる汚れの分布と概ね一致することを確認した。ガンマ線核種分析においては、Cs-134、Cs-137、Sb-125、Co-60 が検出された。図 1 は、事故当時に減衰補正した Mo 同位体の合計値と Cs-137 のモル量の関係を示す。図中には 1/2 号機共用スタックドレンサンプル水の結果[2]及び ORIGEN2[3]による初期インベントリ比の計算値、東京電力 HD が実施した 5 階養生シートの分析結果[4]も併せて示す。Cs-137 に対する Mo 同位体のモル比は、2 号機原子炉建屋（3～34）では、ドレンサンプル水（0.01）と比較して著しく高い傾向を示した。また、5 階（5 階壁、5 階床）でのモル比（約 30）は、初期インベントリ比に近い値を示した下層階（4 階床、1 階床）と比較して高く、5 階養生シートの分析結果[4]と概ね整合した。この傾向は Tc-99 も同様であった。アルファ線放出核種は、初期インベントリに対する割合は非常に小さいものの、Mo 同位体同様に Cs-137 とのモル比が下層階に比べて 5 階において高い傾向であった。以上より、5 階と下層階において核種の移行挙動が異なることが示唆された。

本成果は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託事業「令和 3 年度原子力施設等防災対策等委託費（東京電力福島第一原子力発電所プラント内核種移行に関する調査）事業」で得られたものである。

参考文献

[1] 東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会 第 14 回 資料 3、[2] A. Shimada et al., Scientific Reports (Internet) 12, 1, p.2086_1-2086_11, 2022、[3] 西原他「福島第一原子力発電所の燃料組成評価」 JAEA-Data-Code-2012-018、[4] 東京電力 HD「1～3 号機原子炉格納容器内部調査関連サンプル等の分析結果」特定原子力施設監視・評価検討会（第 62 回）資料 3-2

*Kazuo Kakiuchi¹, Asako Shimada¹, Saki Ohira¹ and Yoshihisa Iida¹

¹Japan Atomic Energy Agency

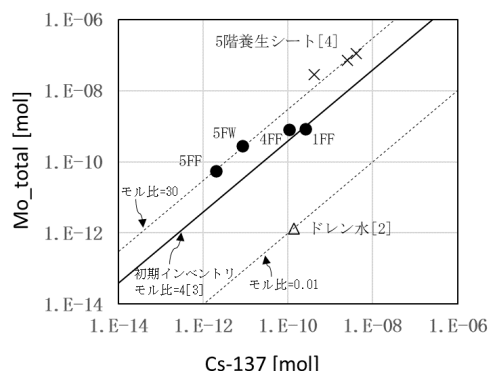


図 1 酸溶解後スミヤ試料の核種分析結果
（半減期を考慮した事故当時の推定値）

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

[3E01-08] Accident Tolerant Fuel

Chair:Kinya Nakamura(CRIEPI)

Fri. Sep 9, 2022 9:45 AM - 11:55 AM Room E (E1 Bldg.2F No.24)

[3E01] Development of Cr-Coated Zircaloy for Accident Tolerant Fuels

*Hiroaki ABE¹, Kazuhiro TAKANABE¹, Akira NAKAYAMA¹, Masatake Yamaguchi², Huilong YANG¹, Sho KANO¹ (1. The University of Tokyo, 2. JAEA)

9:45 AM - 10:00 AM

[3E02] Development of Cr-Coated Zircaloy for Accident Tolerant Fuels

*Ying Chen¹, Davey Theresa¹, Jovellana John², Yang Huilong², Kano Sho², Abe Hiroaki² (1.

Tohoku Univ., 2. UTokyo)

10:00 AM - 10:15 AM

[3E03] Development of Cr-Coated Zircaloy for Accident Tolerant Fuels

*Bo LI¹, Huilong YANG¹, Reuben Holmes¹, Lijuan CUI¹, Sho KANO¹, Hiroaki ABE¹ (1. UTokyo)

10:15 AM - 10:30 AM

[3E04] Development of Cr-Coated Zircaloy for Accident Tolerant Fuels

*Sho Kano¹, Huilong Yang¹, Lijuan Cui¹, Hiroaki Abe¹ (1. UTokyo)

10:30 AM - 10:45 AM

[3E05] Development of Cr-Coated Zircaloy for Accident Tolerant Fuels

*Lijuan Cui¹, Yang Huilong¹, Kano Sho¹, Abe Hiroaki¹ (1. UTokyo)

10:45 AM - 11:00 AM

[3E06] Development of Cr-Coated Zircaloy for Accident Tolerant Fuels

*Neli Sashkova Nikolova¹, Huilong Yang¹, Sho Kano¹, Hiroaki Abe¹ (1. University of Tokyo)

11:00 AM - 11:15 AM

[3E07] Development of Cr-Coated Zircaloy for Accident Tolerant Fuels

*Koichi Ogata¹, Yasunari Shinohara¹, Huilong Yang², Sho Kano², Hiroaki Abe² (1. NDC, 2. UTokyo)

11:15 AM - 11:30 AM

[3E08] Evaluation on thermodynamic properties of Cs-B-O compounds using DFT and lattice vibration calculations

*Chikashi Suzuki¹ (1. JAEA)

11:30 AM - 11:45 AM

Cr 被覆型事故耐性燃料の開発

(1) Cr 表面における水素発生に関する実験的、理論的研究

Development of Cr-Coated Zircaloy for Accident Tolerant Fuels

(1) Experimental and Theoretical Investigation of Hydrogen Generation on Cr Surface

*阿部 弘亨¹、高鍋和広¹、中山 哲¹、山口正剛²、楊 会龍¹、叶野 翔¹

¹ 東京大学、² JAEA

抄録：本発表は原子力システム研究開発事業のシリーズ発表「Cr 被覆型事故耐性燃料の開発」の1件目である。本プロジェクトの全体像を述べると共に、Cr 表面における水素発生に関し触媒化学的および第一原理計算による理論研究の成果について報告する。

キーワード： 事故耐性燃料、水素

東京大学は東北大学、JAEA、NDC と共同して文部科学省原子力システム研究開発事業において「金属被覆ジルコニウム合金型事故耐性燃料の開発」を実施している。本研究では、短期的に最も実現性が高いとされる金属被覆ジルカロイ合金に着目し、その開発指針の構築と最適な材料の開発を研究目的としている。基材のジルカロイは実用材であり炉内環境を含め種々の材料劣化の様相には深い知見の蓄積がある。一方で Cr 被覆に関する知見は皆無に等しく、研究報告はごく最近急増している。本研究では、燃料安全に求められる性能要求を整理し、被覆金属として Cr またはその合金を対象とし、金属被覆ジルコニウム型事故耐性燃料の開発と実現に資する科学的説明性及び合理性の高い材料開発指針を構築する。物質選択、製造法、機械強度、腐食特性、照射特性といった燃料被覆管開発に必要な十分な知見を習得し、金属被覆付きジルカロイ合金を完成させることとしている。

本発表ではこれらより Cr 被覆表面現象に注目し、特に以下の点に関する研究成果を発表する。

- ・ Cr および Cr/ジルカロイ二層材料の腐食試験を行い、金属被覆の酸化膜が不動態膜として適切に機能し、過剰な腐食が生じないことを確認する。
- ・ 単体の Cr は原子炉環境での適用経験がない材料であることから、酸化反応とこれに伴う水素発生について詳細調査する。そのために表面での水との相互作用に関し量子シミュレーションならびに触媒化学実験により、水分子の分解、水素発生、水素吸収の機構を解明する。
- ・ Cr 被覆により基材の水素吸収が低減し、水素化物形成が抑制される、障壁としての機能を確認する。
- ・ 高温水蒸気条件において腐食、水素発生、水素吸収といった化学的観点で基材を保護し、事故への進展を抑制する機能を有することを確認する。

尚、本報告はシリーズ発表の一件目でもあり、研究プロジェクトの全体像についても説明する予定である。

謝辞 本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD02 20354500 の助成を受けたものです。

* Hiroaki Abe¹, Kazuhiro Takanabe¹, Akira Nakayama¹, Masatake Yamaguchi², Huilong Yang¹, Sho Kano¹

¹ University of Tokyo, ² JAEA

Cr 被覆型事故耐性燃料の開発 (2) 第一原理に基づいた材料設計

Development of Cr-Coated Zircaloy for Accident Tolerant Fuels

(2) Alloy design based on first-principles

*陳迎¹、Theressa Davey¹、John Jovellana²、楊会龍²、叶野翔²、阿部弘亨²

¹東北大学, ²東京大学

本発表は原子力システム研究開発事業のシリーズ発表「Cr 被覆型事故耐性燃料の開発」の2件目である。Zr 被覆材の開発に当たり、第一原理に基づいた材料設計により適切な材料選択の指針および考え方について報告する。

キーワード：事故耐性燃料、合金設計、第一原理、安定性

1. 緒言

事故耐性燃料を実現するために Cr 被覆の開発指針の確立と最適な材料の開発を目指し、第一原理計算による合金設計を行っている。被覆材の新規な材料として、優れた機械特性、腐食、高温環境下の化学的、熱的耐性、また照射耐性という複合的な特性が実現するには、金属 Cr に微量元素添加により Cr 基希薄合金としての均一固溶組織である合金系で、単一元素の金属 Cr 以上の性能を有する Cr 基希薄合金系が目標とされている。Cr 基に適当な溶質元素の選択と成分の設定を行うために、Cr 合金の溶質 X 濃度の低い領域の各二元系 Cr-X の安定性及び元素添加により Cr-Zr 界面相の安定性に及ぼす影響を調べた。

2. 計算方法

電子構造計算に基づく各種元素添加系に対して、組成元素の安定な基底構造を基準にした形成エネルギーと形成体積を算出する。安定な固溶元素として負の形成エネルギーと小さな体積変化が熱力学的に安定する指針である。また、Cr-Zr の界面に照射による材料劣化に関わる Cr₂Zr-Laves 構造の形成を抑制するために、元素添加系の形成エネルギーが未添加系より高くする効果がある添加元素が望ましい。

3. 結果

18 種類の添加元素 (X=B, C, N, Mg, Al, Si, 3d-element, Zr, Nb, Sn) に対して、Cr(bcc)-X の形成エネルギーと体積変化率を計算して希薄固溶体の安定性を評価した。Cr-X の Cr-rich 側の固溶状態特徴に関して、計算結果が既知の状態図の傾向と一致しており確認ができて、状態図の情報がない材料系に対して、電子状態計算により希薄合金の固溶状態の特徴をある程度で予測が可能であるのが分かった。Cr-Zr 界面に関して、各添加元素により Cr₂Zr-Laves C15 相の安定性に及ぼす効果を調べ、望ましくない Laves 相を抑制する効果がある元素を提案し、それらの添加元素による原子間結合状態に関して電子局所関数 ELF の解析を行った。さらに、Cr-bcc 固溶体安定性に関する元素添加と Cr-Zr の Laves 相を抑制するための元素添加に関してそれぞれ独立した探索の結果を合わせて考察して、合金設計に各元素添加の競合、複合効果の解析の重要性を明らかにした。

謝辞 本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD02 20354500 の助成を受けたものです。

*Ying Chen¹, Theressa Davey¹, John Jovellana², Huilong Yang², Sho Kano², Hiroaki Abe²

¹Tohoku University, ²The University of Tokyo

Development of Cr-Coated Zircaloy for Accident Tolerant Fuels

(3) Cr/Zry interface by diffusion bonding

*Bo Li ¹, Huilong Yang ², Reuben Holmes ¹, Lijuan Cui ², Sho Kano ², Hiroaki Abe ^{1,2}

¹ Department of Nuclear Engineering and Management, The University of Tokyo, Tokyo, 113-8656, Japan

² Nuclear Professional School, The University of Tokyo, Tokai, Naka, Ibaraki, 319-1188, Japan.

Abstract

For the development of Cr-coated zircaloy for accident tolerant fuels (ATF) cladding, it is necessary to study the evolution of Cr-Zr in depth. In this work, the interface between Cr and zirconium alloy was prepared by the diffusion bonding method at different temperature and time, and the microstructure of the interface was evaluated.

Keywords: accident tolerant fuels, diffusion bonding, interface, microstructure

1. Introduction

Cr-coated Zr-based alloys are considered one of the most promising near-term accident-tolerant fuel (ATF) claddings in light-water reactors due to their excellent oxidation resistance ^[1]. The application of Cr-coatings, and microstructural stability at the Cr-Zry interface under both normal operation and accident conditions, are closely linked with the inter-diffusion behavior between Cr and Zry components and its resultant microstructure ^[2].

The purpose of this study is to provide a fundamental understanding of the inter-diffusion behavior and its microstructural evolution at the Cr-Zry interface at both low (α Zr) and high temperatures (β Zr).

2. Experimental procedure

Plate-shaped Zry and pure-Cr were used for diffusion bonding experiments at 1073 K (α Zr) and 1273 K (β Zr). After diffusion bonding, microstructure and diffusion characteristics of the Cr-Zry interface region were analyzed using FESEM-EDS and TEM.

3. Conclusion

Experimental results show that all the Zry-Cr interfaces consisted of three regions, regardless of bonding conditions: 1) Cr diffusion into Zry, 2) the intermetallic compound $\text{Zr}(\text{Cr}, \text{Fe})_2$, and 3) Zr diffusion into Cr. For inter-diffusion at the α Zr phase conditions, when the holding temperature was maintained at 1073 K and the holding time increased from 4 h to 16 h, the width of the $\text{Zr}(\text{Cr}, \text{Fe})_2$ region increased from 300 nm to 500 nm. Meanwhile, the Fe concentration in $\text{Zr}(\text{Cr}, \text{Fe})_2$ increased from 8% to 15%. In the case of diffusion at the β Zr phase conditions, the formation of $\text{Zr}(\text{Cr}, \text{Fe})_2$ was also confirmed. Microcracks, propagating parallel to the interface at the Zry side were introduced alongside the intermetallic compound formation. An in-depth discussion on the kinetics of diffusion-governed microstructure formation will also be presented.

References

- [1] Shannon Bragg-Sitton, Development of advanced accident-tolerant fuels for commercial LWRs, Nucl. News. (2014) 83–91
- [2] OECD-NEA, State-of-the-Art Report on Light Water Reactor Accident-Tolerant Fuels, Oecd. (2018) No.7317.

Cr 被覆型事故耐性燃料の開発

(4) Cr/Zry 界面におけるイオン照射誘起相変態

Development of Cr-Coated Zircaloy for Accident Tolerant Fuels

(4) Radiation-induced phase transformation by ion irradiation at Cr/Zry interface

*叶野 翔¹, 楊 会龍¹, 崔 麗娟¹, 阿部 弘亨¹

¹東京大学

抄録: 照射下での ATF 材料の相安定性を評価するために、低エネルギーイオン注入装置を HIT 施設に導入した。モデル材料へのイオン照射によってラーベス相の照射誘起非晶質化を確認した。

キーワード: 事故耐性燃料, Cr 皮膜ジルカロイ, イオン照射, ラーベス相, 照射誘起非晶質化

本グループでは、原子力システム研究開発事業において「金属被覆ジルコニウム合金型事故耐性燃料の開発」を実施している。本事業では、短期的に最も実現性が高いとされる金属被覆ジルカロイ合金に着目し、その開発指針の構築と最適な材料の開発を研究目的としている。ここで、基材のジルカロイは実用材であるため、炉内環境における幅広い材料応答に関する知見が存在するが、金属被覆については皆無である。そこで、本研究では、金属被覆／基材界面における現象に注目し、照射下における材料界面部における相安定性を明らかにすることを研究目的とした。

真空誘導炉を用いて、純 Zr ならびにステンレス (SS310) を Ar ガス雰囲気中にて溶解し、～0.5 kg インゴットを作製した。作製した試料の SEM-EDS 観察より、当該材料中では、20-50 μm の島状の Zr リッチ相が Fe-Cr 母相中に存在した微細組織特徴を有し、また、XRD 分析から、これらの島状組織が $(\text{Cr}_{0.4}\text{Fe}_{0.6})_2\text{Zr}$ の化学組成を有した C14 型の Laves 相であることを確認した。その後、令和 2 年度に導入した低エネルギーイオン注入装置より、室温、273、523、573 K において 180 keV-He⁺照射を行った。なお、損傷量は SRIM 計算におけるダメージピーク部 (～0.45 μm) で評価し、各照射温度条件下で 5.5 dpa の照射を行った。

照射後の微細組織評価として、斜入射 X 線回折(GIXRD)、ならびに、縦断面 TEM 観察を実施した。GIXRD では、入射角を 2°に設定し、0.001°間隔において 30-60°範囲の XRD スペクトラムを取得した。この時、材料中での X 線の減衰量から評価した X 線の侵入深さは、～0.3 μm と見積もられた。その結果、未照射ならびに 573 K 照射試料では、 $(\text{Cr}_{0.4}\text{Fe}_{0.6})_2\text{Zr}$ からのシャープなピークが確認されたのに対し、RT, 473, 523 K 試料では、これらのピーク強度が著しく低下し、また、～43°付近にアモルファスピークが出現した。このことから、 $(\text{Cr}_{0.4}\text{Fe}_{0.6})_2\text{Zr}$ の照射誘起非晶質化 (RIA) の臨界温度は 523-573 K に存在することが分かる。また、縦断面 TEM 観察より、GIXRD においてアモルファスピークが確認された試料で、照射領域の SAED 図形上にハローリングが出現した。なお、<473 K では照射領域の全面、523 K では照射領域の一部が非晶質化していることが分かった。そこで、このハローリング、ないしは、ベンドコンターを用いた非晶質相の有無の評価から、 $(\text{Cr}_{0.4}\text{Fe}_{0.6})_2\text{Zr}$ の RIA の臨界照射量と臨界温度は、それぞれ、0.2 dpa と 548 K と見積もられた。

謝辞 本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD02 20354500 の助成を受けたものです。

*Sho Kano¹, Huilong Yang¹, Lijuan Cui¹, Hiroaki Abe¹

¹UTokyo,

Development of Cr-coated Zircaloy for Accident Tolerant Fuels

(5) irradiation damage in pure chromium

L.J. Cui^{1*}, H.L. Yang¹, S. Kano¹, H. Abe^{1,2}

¹ Nuclear Professional School, Graduate School of Engineering, The University of Tokyo

² Department of Nuclear Engineering and Management, School of Engineering, The University of Tokyo

Abstract

The current presentation is the fifth topic of subject "Development of Cr-Coated Zircaloy for Accident Tolerant Fuels". The talk will present the ion irradiation damage in pure chromium, including the Burgers vector and nature of dislocation loops and void swelling in different depth/dose.

Keywords: Accident tolerant fuel cladding, Dislocation loops, Irradiation damage, Chromium, Swelling

1. Introduction

The application of Cr-based coating onto Zircaloy fuel rods has been widely proposed to enhance accident tolerance in water-cooled reactors. It is well known that the in-reactor intense neutron flux would readily introduce radiation damage into structural materials, leading to severe degradation in their performances, therefore, has to be seriously concerned. However, the response of Cr against irradiation has been less studied, compared to the knowledge that existed in the Zircaloy matrix. The purpose of this study is to supplement the fundamental knowledge of radiation damage in Cr, for achieving a better understanding of the in-pile degradation behaviors of Cr-coated Zircaloy fuel rods.

2. Methods

Pure-Cr specimens were subjected to 2.8 MeV Fe ions irradiation at the temperature of 550 °C to 3 dpa. Through transmission electron microscopy (TEM) observations, the invisibility criterion and inside-outside method were used to characterize the Burgers vector and nature of dislocation loops, respectively.

3. Conclusion

TEM observation showed that voids were formed in the irradiated region, while the distribution of dislocation loops extends the SRIM simulated irradiation depth to several times and the depth increased with irradiation dose. The dislocation loops were determined including both interstitial and vacancy nature types with $\frac{1}{2}\langle 111 \rangle$ Burgers vector in all regions. Within the irradiation region, the loops are approaching half interstitial and half vacancy, while beyond the irradiated region interstitial loops became dominant. The swellings, which are deduced from voids, mostly correspond well with the SRIM calculation. The swelling rate close to the peak region is around 0.3%/dpa for the 3 dpa sample. This study discussed an in-depth understanding of the correlation between the nature of dislocation loops and swelling. The comparison of the defect evolution in Cr to other bcc structural materials, such as Fe, W, Mo and their alloys, will also be discussed.

Development of Cr-Coated Zircaloy for Accident Tolerant Fuels:

(6) Effects of hydrogen on hoop properties in Zircaloy cladding using Advanced Expansion Due to Compression method

*Neli Nikolova¹, Huilong Yang², Sho Kano² and Hiroaki Abe^{1,2}

¹Department of Nuclear Engineering and Management, Tokyo Univ.

²Nuclear Professional School, Tokyo Univ.

Abstract

Hydrogen is one of the main causes for deterioration of the mechanical properties of anisotropic Zircaloy-4 cladding tubes during in-reactor operation and there is deficiency of data in terms of hoop direction behavior for this material. In this report the results for the effects of hydrogen on the hoop-direction mechanical properties of the Zircaloy cladding, using the advanced expansion due to compression method (A-EDC), will be discussed.

Keywords: Hydrogen effect, Hoop mechanical properties, Advanced expansion due to compression, Zircaloy-4

1. Introduction

During reactor operating conditions hydride precipitates form in Zr-base alloys cladding tubes. Those hydrides can adversely affect the mechanical properties of Zircaloy-4. Due to its HCP structure, Zircaloy-4 exhibits anisotropy in its properties which is further enhanced during the fabrication process of nuclear fuel cladding tubes. And where significant amount of data discussing the mechanical properties of Zircaloy-4 in longitudinal direction is available, there is limited data regarding the behavior of the material in hoop direction.

Advanced Expansion due to Compression (A-EDC) test was developed as a mechanical testing method for deriving the fuel cladding material properties in circumferential (hoop) direction. A metallic inner pellet is axially compressed therefore radially expanding, causing equally distributed load on cladding specimen. To get a better understanding of the effect that hydrogen has on the hoop mechanical properties, experiments at room temperature with samples with hydrogen concentration of 100 ppm, 400 ppm and 800 ppm were performed using Advanced Expansion due to Compression test (A-EDC).

2. Experimental procedure

Zircaloy-4 cladding tube with a cold-worked and stress-relieved microstructure was used as experimental material in this study. AEDC tests were conducted using a Shimadzu AG-100KNX tester, and a Zircaloy-4 ring with the height of 1 mm and Cu inner pellet with of diameter of 8 mm and height of 8 mm were prepared for AEDC tests. Boron nitride was applied between the inner pellet and the ring sample to reduce the friction.

Gaseous hydrogen charging was conducted at Nuclear Development Corporation, Japan, to prepare different target hydrogen contents: 100, 400, and 800 ppm. The surface of the cladding tubes was degreased by acetone before hydrogen charging. Mixed gases of H₂ and Ar were injected into the furnace. This experiment was carried out at 673K. Hydrogen absorbance was directly measured by a LOECO RH404 analyzer based on the hot extraction method. After tests, fracture morphology microstructure was observed by scanning electron microscope.

3. Conclusion

Hoop stress-strain curves of Zircaloy-4 samples with hydrogen concentration of 100 ppm, 400 ppm and 800 ppm, tested at 295K and hydrogen content were derived. In addition, the fracture morphology and area reduction ratio at fracture were analyzed and will be discussed in the presentation.

Cr 被覆型事故耐性燃料の開発

(7) Cr/Zry 二層材料の機械試験及びその場観察実験

Development of Cr-Coated Zircaloy for Accident Tolerant Fuels

(7) Experiment of in-situ observation for mechanical test of Cr/Zry double layered material

*小方 宏一¹, 篠原 靖周¹, 楊 会龍², 叶野 翔², 阿部 弘亨²

¹NDC, ²東京大学

Cr 被覆ジルカロイの健全性に関わる機械的性質を確認するため、Cr/Zry 二層材料を作製し、3 点曲げ試験においてその場観察実験、ならびにその場 AE 測定を実施した。

キーワード：事故耐性燃料, Cr 被覆ジルカロイ, その場観察, AE 測定

1. 緒言

Cr 被覆ジルカロイについて、基材は実用環境下における材料強度に関わる十分な知見を有しているが、一方で、金属被覆に関する知見は少ない。本発表では、作製した Cr/Zry 二層の板材を 3 点曲げ試験し、同時にその場観察実験、ならびにアコースティック・エミッション（以下、AE と呼称）の測定を実施することで常温・高温両条件で荷重-変位、局所ひずみ、被膜挙動及び AE 信号を同期して取得可能なシステムを開発した。

2. 試験装置及び試験方法

板材の 3 点曲げ試験実施には万能試験機を使用し、クロスヘッド変位を取得すると共に、ロードセルにより負荷した荷重を取得し、高温の試験時には恒温槽により 360°C に昇温した。3 点曲げ治具は支点を下に配置することで最大応力の生じる観察位置が試験中に移動しない体系とした。AE センサは試験体の変形/破壊過程に応じて放出される音響信号を取得するものであり、荷重-変位では取得困難な被膜のクラックまたは界面における剥離挙動を把握することを目的に導入し、曲げ試験治具に固定した。また、高温での機械試験にも適用可能とするため、約 500°C までの耐熱仕様を選定した。次に AE 信号発生時に試験体表面で瞬間的に発生する現象を観測するため、高速度カメラを導入すると共に、恒温槽の外側から試験体を観察できるよう、焦点距離 30cm の長作動顕微鏡システム（最大光学倍率：約 90 倍）を導入した。試験体は板状のジルカロイ 4 (Zry4) ならびに純クロム (Cr) を高温で拡散接合したものを使用した。また、試料に耐熱塗料でランダムパターンの模様付けを行い、試験後に画像解析 (DIC) を実施することで常温・高温の両条件において局所ひずみを取得可能な体系とした。

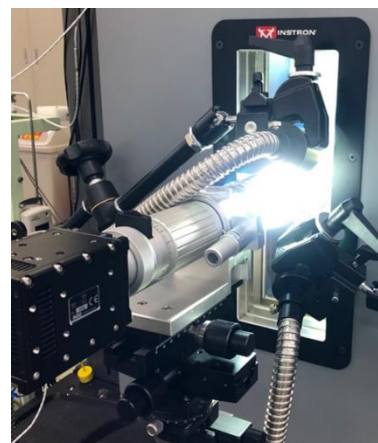


図 試験装置外観

3. 試験結果

被膜のクラック及び接合界面の剥離がその場観察において観測されると共に、治具に装着した AE センサにおいて各事象及び被覆の膜厚に対応し、それぞれエネルギーの異なる AE 信号が検出された。また、約 3 $\mu\text{m}/\text{pixel}$ の解像度で局所ひずみを取得することができた。以上より、本体系において、常温・高温両条件で、3 点曲げ試験におけるマクロな荷重-変位と局所ひずみ、被膜挙動及び AE 信号を同期して取得可能であることを確認した。

*Koichi Ogata¹ Yasunari Shinohara¹, Huilong Yang², Sho Kano², and Hiroaki Abe²

¹NDC, ² U-Tokyo.

DFT 計算と格子振動計算による Cs-B-O 系化合物の熱力学特性評価

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

鈴木 知史

JAEA

軽水炉過酷事故において、BWR 制御材であるホウ素(B)はセシウム(Cs)と化学反応を生じて Cs-B-O 系化合物を形成し、Cs の化学挙動に影響を与える可能性が示されている。そこで、SA 時の Cs 化学挙動の基礎的理解のため、Cs-B-O 系化合物と基準物質の熱力学特性を DFT 計算と格子振動計算により評価した。

キーワード：ホウ素，セシウム，DFT 計算，格子振動計算，熱力学特性

1. 緒言

軽水炉過酷事故時のソースターム評価精度向上や福島第一原発炉内の核分裂生成物(FP)の挙動評価の基礎知見拡充のため、Cs 等の放出移行に影響を与える FP の化学挙動を評価しモデル化を進めている。この中で BWR 制御材である B は、Cs と化学反応を生じて Cs-B-O 系化合物を形成し、Cs の化学挙動に影響を与える可能性が示されている [1] もの、その知見は極めて少ない。そこで、Cs-B-O 系化合物として CsBO₂ の熱力学特性を DFT 計算と格子振動計算により評価し測定結果と比較して検討した。さらに、基準物質である B₂O₃ についても同様に実施した。

2. 評価手法

CsBO₂ の DFT 計算には Vienna Ab-initio Simulation Package (VASP) [2]を用いた。また、熱力学特性を評価するための格子振動計算には Phonopy [3]を用いた。格子振動計算は、DFT 計算から得られた CsBO₂ の基本単位格子の 2×2×2 のスーパーセルを用いて DFPT 法により行った。このような DFT 計算と格子振動計算について格子定数を−3 %〜5 %として計算した結果を用いて、擬調和振動子近似により CsBO₂ の熱力学特性を計算した。さらに、B₂O₃ にも同様の計算を実施した。

3. 結果

CsBO₂ と B₂O₃ について、フォノン状態密度において格子振動の周波数の虚数成分がほぼないため、最安定構造により適切に格子振動計算が行われたことを確認した。さらに、B₂O₃ の定圧モル比熱の計算結果と既報の測定結果[4]を図 1 に示す。図 1 より 700 K 以下の温度では計算結果は測定結果とほぼ一致している。さらに、CsBO₂ の定圧モル比熱の計算結果と既報の測定結果[5]を図 2 に示す。図 2 より 600 K 以下の温度では計算結果は測定結果とほぼ一致している。このことから、このような非経験的な手法によって、600-700 K 以下において、計算により適切な評価が可能であることを確認した。また、計算結果より CsBO₂ の線膨張率は B₂O₃ の半分程度と小さいため、CsBO₂ では熱膨張の比熱への影響が小さいと考えられる。今後、モデルの改良等で適切な評価の可能な温度域を改善するとともに、CsB₅O₈ の熱力学特性を計算し予想する。

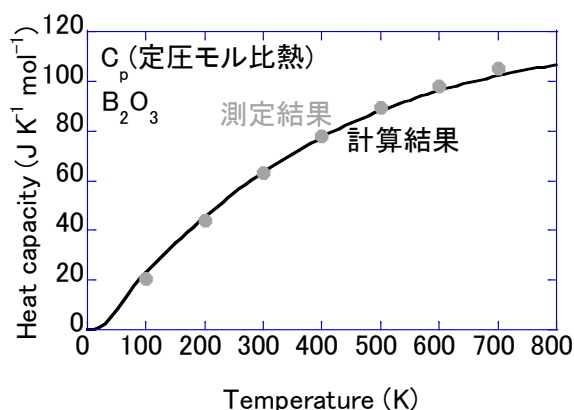


図 1 B₂O₃ の定圧モル比熱

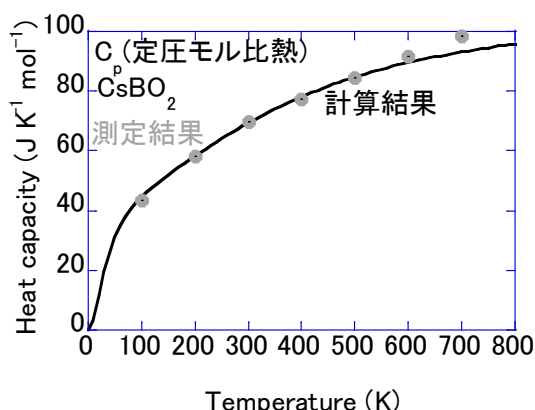


図 2 CsBO₂ の定圧モル比熱

参考文献

[1] T. Haste, et al., *Annals Nucl. Energ.* 61 (2013) 102. [2] G. Kresse and J. Hafner, *Phys. Rev. B* 47 (1993) 558. [3] A. Togo, F. Oba, and I. Tanaka, *Phys. Rev. B* 78 (2008) 134106. [4] JANAF Thermochemical Tables: B₂O₃(cr), 271. [5] E. H. P. Cordfunke and R. J. M. Konings, *Thermochem. Acta* 128 (1988) 31.

Chikashi Suzuki

JAEA

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

[3E09-12] Corrosion Potential, Zinc Injection

Chair: Ryuji Nagaishi (JAEA)

Fri. Sep 9, 2022 2:45 PM - 3:55 PM Room E (E1 Bldg. 2F No.24)

[3E09] The effects of hydrogen addition on the corrosive conditions of PWR primary coolant under irradiation

*Kuniki Hata¹, Shunsuke Uchida¹, Satoshi Hanawa¹, Yasuhiro Chimi¹ (1. JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM

[3E10] The effects of hydrogen addition on the corrosive conditions of PWR primary coolant under irradiation

*Shunsuke Uchida¹, Kuniki Hata¹, Satoshi Hanawa¹, Yasuhiro Chimi¹ (1. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM

[3E11] Oxygen Concentration Dependence of the Electrochemical Corrosion Potential of Nickel-Base Alloy 82

*Hikari Murotani¹, Yoichi Wada¹, Ryosuke Shimizu² (1. Hitachi, 2. HGNE)

3:15 PM - 3:30 PM

[3E12] Applicability of the U.S. zinc injection management goal on dose rate suppression to Japanese BWR plants

*Gaku Yamazaki¹, Kazutoshi Fujiwara¹ (1. CRIEPI)

3:30 PM - 3:45 PM

PWR 一次冷却水環境の照射下での水素注入効果の評価 (6) PWR 一次冷却系へのラジオリシス解析の適用

The effects of hydrogen addition on the corrosive conditions of PWR primary coolant under irradiation

(6) Application of water radiolysis analysis to PWR primary cooling system

*端 邦樹¹, 内田 俊介¹, 塙 悟史¹, 知見 康弘¹

¹原子力機構

JAEAにおいて整備した腐食電位(ECP)解析コードを仮想的なPWR一次冷却系の炉心や蒸気発生器(SG)のECP予測に適用した。また、最新の速度定数を反映させたラジオリシスモデルの更新を検討した。

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, 炉心, 蒸気発生器

1. 緒言

PWR一次冷却水中の最適水素濃度の議論に資するため、JAEAにおいて、BWR及びPWR一次冷却水環境中のECPを精度よく評価できる解析手法の整備を進め、水素添加量とECPとの関係の詳細な評価を進めてきた。本報では、これまでに整備した解析コードを仮想的なPWR一次冷却系に適用し、炉心やSGを対象にECP解析を行った結果を報告する。また、ラジオリシス反応の中で、近年水素原子(H[•])と水分子の高温での反応速度定数の見直しが行われたことを受け、最新情報を反映させたラジオリシスモデルの更新を検討した。

2. 計算手法

JAEAで整備したラジオリシス解析コードを使用し[1]、図1に示す仮想的なPWR一次冷却系に対するECP解析を行った[2]。

3. 計算結果

Ni基合金を対象としたECP解析結果を図2に示す。炉心部ではSG部よりECPが高いが、溶存水素濃度の増加に対してECPは低下した。国内PWR一次冷却水の溶存水素濃度の管理値(25–35 cc-STP/kg-H₂O ※約2–3ppm)より低濃度でも、一次冷却材応力腐食割れ感受性の低減が見込まれる低ECP値を達成できる可能性を示した。また、図3は水素添加量とH₂O₂濃度との関係に対するH[•]と水分子の反応速度定数の影響をラジオリシス解析によって調べた結果である。JAEAでこれまでに整備してきた解析コードではこの反応を考慮してこなかったが、最新の報告値[3]を取り入れることで、H₂O₂濃度が若干高くなった。引き続き、過去のECP測定データ等との整合性の確認を丁寧に進める必要がある。

4 結論

本研究では、BWR及びPWR一次冷却水環境でのECPを統一的に評価するための解析コードの整備をすすめ、その一つの集大成として、仮想的な一次冷却系におけるECPの推定を行い、コードの有用性を示した。最適水素濃度の具体的な評価を行うためには実プラントの情報に基づいて行われる必要がある。また、ECP解析コードにおいて照射環境を模擬するために必要な機能であるラジオリシスデータセットは、今なお高温域のデータ拡充が進められている。より正確なECP予測を実現するためには、今後もこのような最新知見を反映させていくことが重要である。

【参考文献】

- [1] S. Hanawa, et al., Journal of Power Energy System, 1, pp.124-133 (2007).
- [2] 塙ほか、日本原子力学会 2021 年春の年会、3G13.
- [3] Y. Muroya, et al., Phys. Chem. Chem. Phys., 19, 30834–30841 (2017).

* Kuniki Hata¹, Shunsuke Uchida¹, Satoshi Hanawa¹ and Yasuhiro Chimi¹

¹JAEA

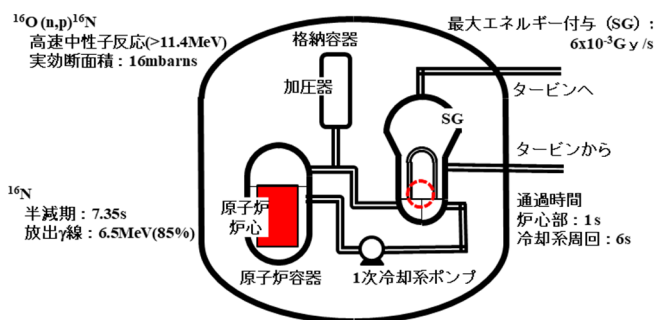


図1 解析に用いたPWR一次冷却系モデル

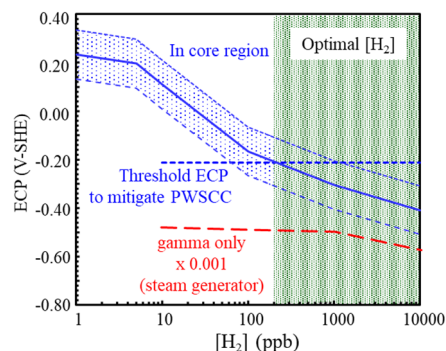


図2 仮想的なPWR一次冷却系におけるNi合金のECP解析結果

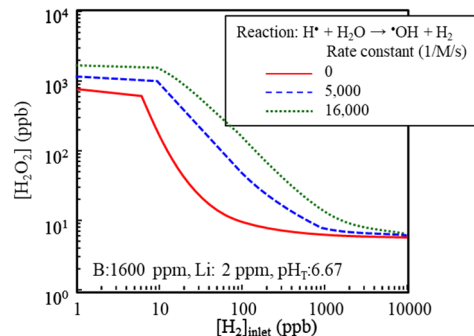


図3 H[•]と水分子の反応速度定数に対するH₂O₂濃度の変化

PWR 一次冷却水環境の照射下での水素注入効果の評価
(7) ステンレス鋼と Ni 基合金の ECP の比較

The effects of hydrogen addition on the corrosive conditions of PWR primary coolant under irradiation

(7) Comparison of ECPs of stainless steel and Ni base alloy

*内田 俊介¹, 端 邦樹¹, 埜 悟史¹, 知見 康弘¹

¹原子力機構

Fe²⁺と Ni²⁺の溶解度に及ぼす温度、pH の影響、標準電極電位の差異を解析し、高温水中でのステンレス鋼と Ni 基合金のアノード分極特性を評価した。この結果に基づき、O₂、H₂O₂ など放射線分解生成種の ECP への影響にわずかな差異が生じることを示した。

キーワード : PWR, 水の放射線分解, 腐食電位解析, ステンレス鋼, Ni 基合金。アノード分極特性

1. 緒言

鉄系の合金であるステンレス鋼と Ni 基合金では、高温水中でのアノード分極特性が異なり、同じ水化学環境でも異なる ECP を示す。Fe²⁺と Ni²⁺の溶解度に及ぼす温度と pH の影響を解析し、放射線分解生成種、H₂O₂、O₂および H₂、が ECP に及ぼす影響の差異を検討した。この結果、PWR の 1 次冷却系では、Ni 基合金は SUS より若干低い ECP 示し、pH 依存性も若干異なることを示した。前発表(本シリーズ 6.)で求めたラジオリシス評価結果に基づいて、PWR 炉心部、その周辺部および SG 部での ECP を解析し、1 次冷却系主要箇所での水素注入の ECP への影響を評価した。

2. ステンレス鋼と Ni 基合金のアノード分極特性

アノード分極特性 $I_a(\phi)$ は、炭素鋼、ステンレス鋼に関して、式(1)-(2)で求められる[1]。

$$I_a = f_a(\phi) (C_{sol} - [C_b + f_a(\phi) C_{sol} / z_a F (\delta_o / D_o + \delta_B / D_B) \{1 + [f_a(\phi) / z_a F]\} (\delta_o / D_o + \delta_B / D_B)]) \quad (1)$$

$$f_a(\phi) = z_a F k_a \exp[\alpha_a z_a F (\phi - \phi_a^o) / (RT)] \quad (2)$$

ここで、 ϕ : 電位、 C_{sol} : 溶解度、 D : 拡散係数、 δ : 層厚 (添字 : o、酸化膜 ; B、表面境界層)、 z : 価数、 F : ファラデー定数。

数式の詳細は文献[1]、温度、pH の関数としての Fe の溶解度は [2]、Ni は[3]を参照されたい。

3. ECP 解析結果

上記アノード分極特性式を適用して ECP を計算し、[O₂]依存のステンレス鋼と Ni 基合金の ECP 測定値と比較した[4,5]。[H₂O₂]に対する Ni 基合金の ECP の測定データの報告はないが、特に Ni²⁺の溶解度が Fe²⁺に比べて、約 50 倍高いことが影響し、Ni 基合金の ECP はステンレス鋼に比べて、若干低くなることが確認された。

4 結論

ラジオリシス解析と Ni 基合金の ECP 解析を連成させ PWR 1 次冷却系の腐食損傷解析を行った。その結果、PWSCC 発生の閾値目標値となる -200mV-SHE を満たす低水素注入側の最適水素濃度制御範囲として、[0.5-2ppm]を示した。

【参考文献】

[1] S. Uchida, et al., Nucl. Technol., **183** (1), 119-135 (2013).
[2] P.R. Tremaine, J.C. LeBlanc, J. Solution Chemistry, **9** (6) 415-417, (1980).
[3] Y.J. Park, et al., Nucl. Eng. Technol., **48**, 554-558 (2016)ほか.
[4] Wada, et al., J. Nucl. Sci. Technol., **37** (10), 901-912 (2000).
[5] M. Tachibana, et al., J Nucl. Sci. Technol., **49** (5) 551-561 (2012).

^{*}Shunsuke Uchida¹, Kuniki Hata¹, Satoshi Hanawa¹ and Yasuhiro Chimi¹

¹JAEA

表 1 主なアノード反応定数

電極反応	移行係数 $\alpha(-)$	標準電極電位 $\phi(V-SHE)$	反応定数 k
$O_2 + 2H^+ + 2e^- \rightleftharpoons H_2O_2$	0.7	0.48	$1.0 \times 10^{-10} (s^{-1})$
$Fe^{2+} + 2e^- \rightleftharpoons Fe$	0.5	-0.44	$1.0 \times 10^{-3} (m/s)$
$Ni^{2+} + 2e^- \rightleftharpoons Ni$ *2	0.5	-0.25	$1.0 \times 10^{-3} (m/s)$

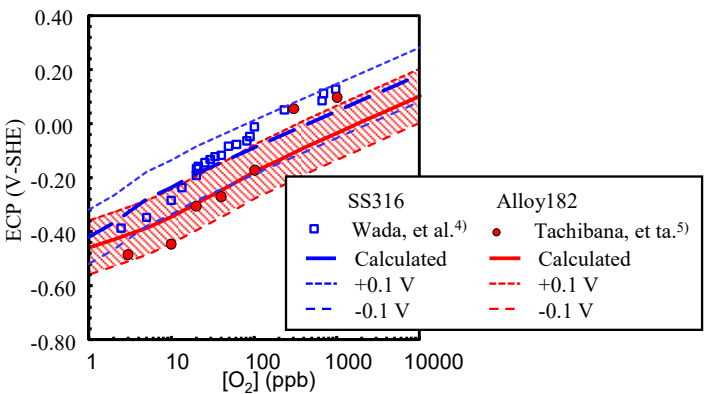


図1 ステンレス鋼とNi基合金の酸素濃度依存ECP (280°C中性純水)

ニッケル基合金 82 における腐食電位の酸素濃度依存性

Oxygen Concentration Dependence of the Electrochemical Corrosion Potential of Nickel-Base Alloy 82

*室谷 光¹, 和田 陽一¹, 清水 亮介²

¹日立・研開, ²日立 GE

沸騰水型原子炉（BWR）で使用されているニッケル基合金溶接金属 82（82 合金）の腐食電位（ECP）の酸素濃度依存性を 280℃ の純水中において調べた。304 ステンレス鋼（SUS304）と比較して、82 合金はより低い 10 ppb の酸素濃度から ECP が急激に上昇し始め、10～3000 ppb の酸素濃度で高い ECP を示した。得られた ECP データを ECP 解析モデルに反映し 82 合金の環境緩和効果の評価に適用していく。

キーワード：腐食電位, ニッケル基合金, 82 合金, 腐食電位モデル, 応力腐食割れ, 沸騰水型原子炉

1. 緒言 原子炉構造材料における応力腐食割れ（SCC）の環境指標として ECP が広く用いられている。ECP の低減により SCC 進展速度を低減できる。BWR において 82 合金は高温強度が要求される炉底部のニッケル基合金の溶接に主に使用されている。82 合金はニッケル基合金溶接金属 182（182 合金）より耐 SCC 性に優れる一方で、これまで ECP に関するデータが不足していた。そこで、BWR 模擬環境中での 82 合金の ECP の酸素濃度依存性の取得を目的として本研究を行った。

2. 実験 BWR 環境を模擬するため、循環式オートクレーブを使用し、温度 280℃、圧力 8 MPa、電気伝導率 10 μ S/m 以下の高温純水中における 82 合金の ECP を測定した。82 合金製の板状試験片（10 mm×5 mm×1 mm³）を #1000 まで湿式エメリー研磨し、酸化皮膜を除去した状態で測定に用いた。参照電極として白金（Pt）電極およびジルコニウム（Zr）電極を装荷した。水素濃度 20 ppb での Pt 電極電位を用いて Zr 電極の電位を校正した。酸素条件では Zr 電極電位を基準に、脱気～酸素濃度 3000 ppb の 82 合金の電位を測定した。エレクトロメータ（KEITHLEY6514）とスキャナ（KEITHLEY7001）を用いて、各電極と接地したオートクレーブ間の電位差を測定し、82 合金の ECP を算出した。

3. 結果 82 合金および SUS304（対照材）[1,2]の ECP の酸素濃度依存性を図 1 に示す。脱気では 82 合金の ECP は -0.5 V vs. SHE であり、SUS304 と同程度だった。82 合金は酸素濃度が 10 ppb を超えると ECP が急激に上昇し始め、20 ppb で 0 V vs. SHE まで達し、1000 ppb で +0.2 V vs. SHE となった。SUS304 では ECP が 0 V vs. SHE に上昇するのは 100 ppb 程度であり、同図のように 3000 ppb 以下の酸素濃度では 82 合金は SUS304 より ECP が高かった。82 合金の SCC 進展速度の ECP 依存性と、得られた ECP データとを用いて 82 合金の環境緩和効果の評価に適用する。

参考文献 [1] N. Ichikawa *et al.*, *Proc. Water Chemistry of Nuclear Reactor Systems 6*, Bournemouth, UK, Oct. 12-15, 1992, p.127 (1992).
[2] Y. Wada *et al.*, *J. Nucl. Sci. Technol.* **38** (2001), pp.183-192.

*Hikari Murotani¹, Yoichi Wada¹ and Ryosuke Shimizu²

¹Hitachi, ²Hitachi-GE

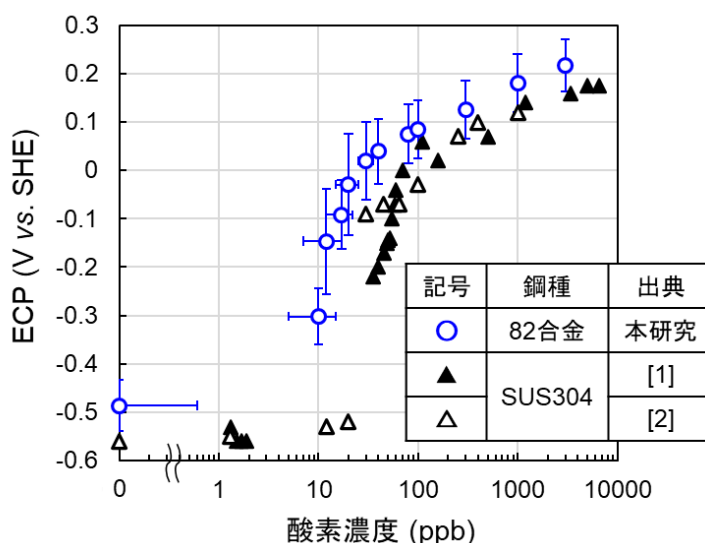


図1 82合金のECPの酸素濃度依存性

国内 BWR プラントに対する線量率低減のための米国亜鉛注入管理指標の適用性

Applicability of the U.S. zinc injection management goal on dose rate suppression to Japanese BWR plants

*山崎 樂¹, 藤原 和俊¹

¹ 電力中央研究所

亜鉛注入を実施した国内 BWR プラントに対し、炉水 ^{60}Co イオン放射能濃度と炉水 Zn イオン濃度の比（炉水 $^{60}\text{Co}/\text{Zn}$ 濃度比）の配管線量率への影響を調べた。炉水 $^{60}\text{Co}/\text{Zn}$ 濃度比と再循環系配管の線量率の相関は認められず、炉水 $^{60}\text{Co}/\text{Zn}$ 濃度比が米国指標から逸脱したとしても、再循環系配管の線量率は低くなりえた。

キーワード：亜鉛注入，コバルト 60，配管線量率，水化学，BWR

1. 緒言

亜鉛注入は、BWR プラント 1 次系の放射線量低減のための技術である。Zn はステンレス鋼の腐食抑制や酸化皮膜への Co の取り込み低減に効果がある。米国では、炉水 ^{60}Co イオン放射能濃度と炉水 Zn イオン濃度の比（炉水 $^{60}\text{Co}/\text{Zn}$ 濃度比）について、式(1)の制御の指標がある^[1]

$$\text{炉水 } ^{60}\text{Co}/\text{Zn} \text{ 濃度比} < 2.0 \times 10^{-5} \mu\text{Ci/mL/ppb} \quad \cdots(1)$$

これまで、国内では、式(1)の適用性の評価がなされていなかった。

2. 分析方法

亜鉛注入を実施した国内 BWR プラントの 10 サイクル分のデータから、炉水 $^{60}\text{Co}/\text{Zn}$ 濃度比と配管線量率の相関を整理し、米国と比較した。

3. 結果・考察

国内 BWR プラントでは、炉水 $^{60}\text{Co}/\text{Zn}$ 濃度比と再循環系（PLR）配管の線量率との相関は認められず、炉水 $^{60}\text{Co}/\text{Zn}$ 濃度比が高く式(1)を満たさないものの PLR 配管の線量率は低い（図 1）。Garcia の米国での調査^[2]によれば、式(1)を満たす場合にも、線量率が目標値を上回る事例が確認された。よって、式(1)による管理は、国内や米国の全 BWR プラントに対応しているわけではないと言える。

国内 BWR プラントは、米国 BWR プラントに比べ、炉水 ^{60}Co イオン放射能濃度が高く、炉水 Zn 合計（クラッドおよびイオン）濃度が低い（図 2）ため、式(1)の達成には多量の Zn 注入を要する。米国の経験によれば、炉水 Zn イオン濃度が過剰なら、燃料破損の危険性が高まる^[1,2]。現状の国内 BWR プラントにおいては、線量率が米国の目標値よりも十分に低いことから、式(1)の達成よりも、燃料健全性の確保の方が優先されると考えられる。もし、式(1)を用いるなら、燃料破損リスクの事前検討が必須である^[2]。

謝辞

本研究では、BWR プラントを有する国内電力会社より大変有益なデータを賜った。深く感謝申し上げる。

参考文献

[1] S. Garcia et al., “BWR Zinc Addition Sourcebook,” Nuclear Plant Chemistry Conference (2014) 10009.

[2] S. Garcia, “Boiling Water Reactor (BWR) Zinc Injection Strategy Evaluation,” EPRI (2010) 1021031.

*Gaku Yamazaki¹ and Kazutoshi Fujiwara¹

¹Central Research Institute of Electric Power Industry

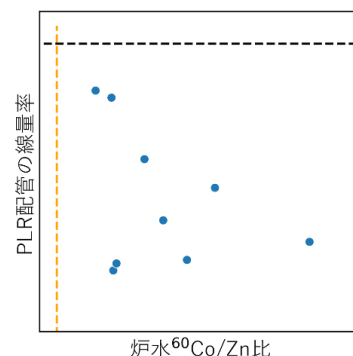


図 1. PLR 配管の線量率と炉水 $^{60}\text{Co}/\text{Zn}$ との関係。黒点線は米国の線量率の指標、橙点線は $2.0 \times 10^{-5} \mu\text{Ci/mL/ppb}$ 。

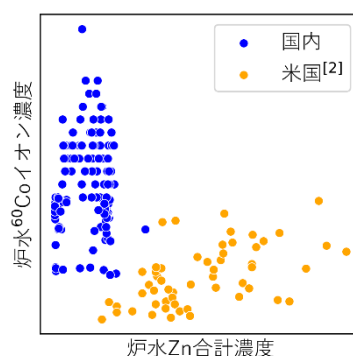


図 2. 炉水 ^{60}Co イオン放射能濃度と炉水 Zn 合計（クラッドおよびイオン）濃度との関係。

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

[3E13-14] Radiolysis

Chair: Shunsuke Uchida (JAEA)

Fri. Sep 9, 2022 3:55 PM - 4:30 PM Room E (E1 Bldg. 2F No.24)

[3E13] Precise Evaluation of Molecular Formation in X-ray Radiolysis of Water

*Tatsuya Ito¹, Ryo Kuwano¹, Ryuji Nagaishi¹ (1. JAEA)

3:55 PM - 4:10 PM

[3E14] Studies on Reproducibility and Simulation of Radiolysis of Seawater with Simple Aqueous Solutions

*Ryuji Nagaishi^{1,2}, Tatsuya Ito¹, Ryo Kuwano¹, Masao Gohdo², Yoichi Yoshida² (1. JAEA, 2. Osaka Univ.)

4:10 PM - 4:25 PM

エックス線を用いた水の放射線分解実験における分子生成の高精度評価

Precise Evaluation of Molecular Formation in X-ray Radiolysis of Water

*伊藤 辰也, 桑野 涼, 永石 隆二

日本原子力研究開発機構

Co-60 ガンマ線のような単一エネルギー（単色）をもつ光子とは異なり、制動放射やX線といった連続エネルギー（スペクトル）の光子は、水中に異なる線質（エネルギー・スペクトル）の光子を与える。この光子による水の分解は生成物の異なる収量（G 値）やパターンを与える。従って、それらの光子を用いた実験ではこの線質（LET）効果の評価が重要となるため、X線照射装置を用いて線量と線質データや、水の分解における水層の厚さの影響等について評価してきた。本報告では、新たにガラス製照射容器を製作するなどの分子生成を高精度に評価する手法を開発（改良）し、主に分子生成に及ぼす管電圧（入射最大エネルギー）の影響について評価した。その結果をもとに LET 効果について議論した。

キーワード：エックス線, 水, 放射線分解, 分子生成物, 放射線化学収量（G 値）, 線質

1. 緒言

ベータ線や二次電子が金属構造材に当たって生じる制動放射は入射放射線より低いエネルギーを持つ。これに伴い線エネルギー付与（LET）が一般的に高くなるため、水の分解による水素分子（ H_2 ）や過酸化水素（ H_2O_2 ）といった分子生成物のプライマリ収量（G 値）は増加する（線質（LET）効果）^[1]。これまで、制動放射を模擬したX線照射実験を行うために、精密線量計とスペクトロメータを用いて水が吸収したX線の線量率・線質に対する水層の厚さの影響等について評価し^[2]、管電圧（入射最大エネルギー）の減少に伴う H_2 発生の増加を観測してきた^[3]。一方で、照射容器や体系による収量や線量評価のばらつきが多く、精度の向上が課題であった。

そこで本報告では、新たにガラス製照射容器を製作するなどの分子生成を高精度に評価する手法を開発（改良）し、主に管電圧を変化させて H_2 及び H_2O_2 の観測 G 値を求め、分子生成に対する LET 効果について議論した。

2. 実験

X線照射には、CLADS 国際共同研究棟（富岡）に設置のX線装置（日立パワーソリューションズ, X線管装置 UI-1520R, W ターゲット）を用いた。管電圧は 35–150 kV の範囲で変更可能で、吸収線量率は最大で 3.0 kGy/h（水換算, 管電流 20 mA 以下）である。照射実験には、X線や電子線を含む放射線の透過性に優れたカプトンフィルムを上面及び底面の照射（透過）面に用いて、さらにセプタム付きキャップを枝管として備えた試料容器（硼珪酸ガラス製）を作製し、これに水溶液試料を入れて使用した。発生した分子生成物の分析として、 H_2 はガスクロマトグラフィー（GLサイエンス, GC-3200）、 H_2O_2 は過酸化水素カウンター（HIRANUMA, HP-300L）を用いて測定した。線量計には、化学線量計（セリウム）並びにフィルム線量計（ラジオクロミック FWT-60）を用いた。

3. 結果・考察

H_2 発生では海水塩分濃度相当のハロゲン化物イオンを溶解した水溶液、 H_2O_2 生成では電子捕捉剤の硝酸イオンを添加した水溶液と、それぞれ液深や溶存酸素の影響を受けずに、観測した G 値がプライマリ G 値を与える水溶液の条件^[3,4]を選んだ。製作した照射容器（図 1）に試料高さが 2.5 cm となるように水溶液を封入し、鉛コリメータによってスポット化したX線を照射した。 H_2 及び H_2O_2 の発生量は照射時間の増加とともに線形的に増加し、吸収線量に対する発生量、すなわち G 値は管電圧の低下とともに増加する傾向を示した。

本報告では、透過性の高い Co-60 ガンマ線（平均エネルギー 1.25 MeV）やX線と同様に透過性の低い電子線（1 MV, 1 mA, 飛程約 0.4 cm(水中)）での結果とも比較しながら LET 効果について議論する。

参考文献

- [1] 永石隆二, 松村太伊知ら, 「燃料デブリ周囲へのエネルギー付与に関する評価」, 原子力学会 2017 年秋の大会, 1F06-07(2017) 他.
- [2] 松村太伊知, 永石隆二ら, 「制動放射を模擬したエックス線照射による水の放射線分解の研究 (1) 吸収線量と吸収スペクトルの測定」, 原子力学会 2019 年秋の大会, 2I01 (2019).
- [3] 永石隆二, 桑野涼ら, 「制動放射を模擬したエックス線照射による水の放射線分解の研究 (2) 分子生成の線質効果の評価」, 原子力学会 2019 年秋の大会, 2I02 (2019).
- [4] R. Nagaishi, "Evolution of water radiolysis studies for measures against post-severe accidents", RADIOISOTOPES, **66**(11), 601-610 (2017)他.

*Tatsuya Ito, Ryo Kuwano, Ryuji Nagaishi
Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

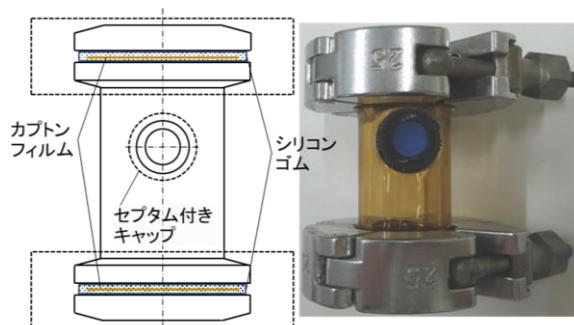


図 1 X線用照射容器（左：模式図、右：実物）

単純な水溶液による海水の放射線分解の再現性及び模擬性に関する研究

Studies on Reproducibility and Simulation of Radiolysis of Seawater with Simple Aqueous Solutions

*永石 隆二^{1,2}, 伊藤 辰也¹, 桑野 涼¹, 神戸 正雄², 吉田 陽一²

¹日本原子力研究開発機構, ²大阪大学

1F 事故で緊急の冷却水として海水を使ったことで、純水の場合とは異なる水素発生や腐食性物質の生成が起るため、事故後、海水の放射線分解に関する知見が重要となった。これまでの実験的な研究では、海水の代わりに模擬海水やハロゲン化物を含む水溶液が用いられてきたが、海水の放射線分解が全体的に再現されているかどうかは定量的に明らかにされてこなかった。そこで、本研究では、パルスラジオリシスを用いてラジカル生成物の過渡吸収を観測し、最終生成物分析によって分子生成物の水素及び過酸化水素を測定した。ここで、これらの放射線分解の実験結果をもとに、模擬海水またはハロゲン化物を含んだ水溶液を（天然）海水と比較した。

キーワード：海水、放射線分解、再現性、過渡吸収測定、最終生成物分析

1. 緒言

1F 事故後の海水^[1]の放射線化学に関する実験的研究では、定常照射後に（最終）生成物分析を行い水素（H₂）発生や過酸化水素（H₂O₂）生成の収量（G 値）を評価する研究^[2]と、パルス照射後に水の分解ラジカルの過渡分光測定（パルスラジオリシス法）を行いハロゲン化物イオン（X⁻: Cl⁻, Br⁻）等の反応を明らかにする研究^[3]がおもに行われてきた。ここで、純水とは異なる H₂ 発生や H₂O₂ 生成、海水中の X⁻ による水酸化ラジカル（ $\bullet$ OH）の段階的捕捉等が明らかとなったが、実験では（天然）海水の代わりに模擬海水や X⁻ のみを含む単純な水溶液が用いられてきたため、海水の放射線分解の一連の過程が定量的かつ科学的に再現されていたかどうかは不明確である。

そこで本研究では、定常照射及びパルス照射による放射線分解の実験結果をもとに、模擬海水または X⁻ のみを含んだ水溶液を（天然）海水と比較して、海水の放射線分解の再現性及び模擬性について議論した。

2. 実験

試料として、純水、天然及び模擬（マリンアート）の海水、海水中と同濃度の塩化物（0.5 mol/L）と臭化物（1.0 mmol/L）を純水に添加した水溶液を用いた。天然海水は茨城県（ひたちなか市）で採取したものをを用いた^[2]。

ガンマ線照射実験^[2]では、試料をガラスバイアル（高さ<25 cm）に封入し、ガンマ線照射装置（QST 高崎他）のガンマ線（Co-60 線源、平均 1.25 MeV、線量率 <10 kGy/h）を照射して、照射後に密封バイアル中の気相部から H₂ 等を、試料から H₂O₂ 等を生成物分析した。線量測定はフィルム・溶液線量計を用いて照射毎に行った。

パルス照射実験^[3]では、試料を石英セル（光路長 1–10 mm）に封入してアルゴン（Ar）等で雰囲気調整後、線形加速器（LINAC、阪大 ISIR）からの電子線パルス（28 MeV、パルス幅 8 ns、線量 <100 Gy/pulse）で照射し、それと同期した参照光を電子線と同軸に入射して、試料中に生成した分解ラジカルや溶存種の過渡吸収を測定した。

3. 結果・考察

パルス照射の実験結果として、海水中の $\bullet$ OH 捕捉によるハロゲン化物二量体ラジカルイオン（ $\bullet$ X₂⁻）生成の過渡吸収（340 nm）を図 1 に示す。定常照射での H₂ 発生等では海水を用いてきたが、パルス照射の実験では初である。天然海水は固形分等を除去するため、ペーパー（5C）・メンブレン（<0.2 μ m）フィルターでろ過したものをを用いた。

図から、酸性度（pH）で 6–8.5、イオン強度で 0.5–0.7 mol/L の範囲にある 3 種類の水溶液の結果は吸光度、時間変化の両面で良く一致していることが分かる。これらの過渡吸収は①高濃度の Cl⁻ による $\bullet$ OH 捕捉が不均一領域（<100 ns）で起き（64%）、引き続き②Br⁻ による $\bullet$ OH 捕捉が不均一～均一領域で起きる（36%）ことで、2 段階の $\bullet$ OH 捕捉が起きていることを示している^[3]。ここで、①の Cl⁻ による捕捉はアルカリ（NaOH）添加に依存しないことから、中和反応よりも早い熱外（epithermal）反応で起きていると示唆される。

参考文献

- [1] K. W. Bruland, M. C. Lohan. "6.02 - Control of trace metals in seawater" In Elderfield, H., The Oceans and Marine Geochemistry, Treatise on Geochemistry. Elsevier, 6: pp.23-47 (2003) 他.
- [2] 永石隆二ら, 「水の分解による水素発生の液深効果に対する塩濃度・温度依存性」, 原子力学会 2014 年春の年会, G18 (2014) 他.
- [3] 永石隆二, 神戸正雄ら, 「海水及びその濃厚系での水の放射線分解の初期収量の実験的評価」, 2016 年秋の大会, 3C04 (2016) 他.

*Ryuji Nagaishi^{1,2}, Tatsuya Ito¹, Ryo Kuwano¹, Masao Gohdo², Yoichi Yoshida². ¹Japan Atomic Energy Agency, ²Osaka University

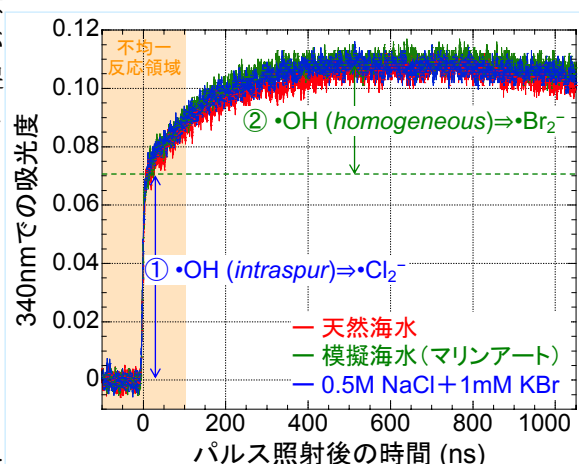


図 1 海水中のハロゲン化物の二量体ラジカルイオン生成（光路長 10 mm, pH=6–8.5, 空気溶存, 室温）

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

[3F01-05] High Temperature Gas Reactor

Chair: Hirokazu Ohta (CRIEPI)

Fri. Sep 9, 2022 9:30 AM - 10:45 AM Room F (E1 Bldg. 3F No.31)

[3F01] Development of Large-scale Hydrogen Production Technology utilizing Very High Temperature Part1

*Hiroyuki Sato¹, Kazuhiko Iigaki¹, Atsushi Shimizu¹, Hiroki Noguchi¹, Nariaki Sakaba¹, Koji Asano², Sunao Oyama², Hiroyuki Onishi², Kazumasa Suyama², Yukinori Usui² (1. JAEA, 2. MHI)

9:30 AM - 9:45 AM

[3F02] Development of Large-scale Hydrogen Production Technology utilizing Very High Temperature Part1

*Koji Asano¹, Motohiro Nakagiri¹, Takao Ito¹, Takeshi Matsuo¹, Hiroyuki Iwabuchi¹, Hiroyuki Onishi¹, Yukinori Usui¹ (1. MHI)

9:45 AM - 10:00 AM

[3F03] Development of Large-scale Hydrogen Production Technology utilizing Very High Temperature Part1

*Yasunobu Nomoto¹, Naoki Mizuta¹, Keisuke Morita¹, Takeshi Aoki¹, Shoichiro Okita¹, Kaoru Kurahayashi¹, Takanori Yasuda¹, Masato Tanaka¹, Hiroyuki Sato¹, Nariaki Sakaba¹ (1. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM

[3F04] Preliminary Investigation of Innovative HTGR's Fuel to reduce Fuel Temperature

*Kentaro Nagatsuka¹, Hiroyuki Sato², Yoshiyuki Imai², Xing L. Yan² (1. Univ. of Tsukuba, 2. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM

[3F05] Development of High Temperature Gas Reactor Cogeneration Plant without Core Melting Part3

*Kazuya Yamaji¹, Yusuke Sato¹, Koutaro Nariki², Atsuko Kubo¹, Koji Asano¹, Ichiyo Matoba¹, Takayuki Nakano¹, Kazumasa Suyama¹ (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 2. MHI NS Engineering Co., Ltd.)

10:30 AM - 10:45 AM

超高温を利用した水素大量製造技術の開発 その1
(1) 超高温を利用した水素大量製造技術実証事業の全体概要

Development of Large-scale Hydrogen Production Technology utilizing Very High Temperature Part1
(1) Overview of Large-scale Hydrogen Production Demonstration Project utilizing Very High Temperature

*佐藤博之¹、飯垣和彦¹、清水厚志¹、野口弘喜¹、坂場成昭¹、
浅野耕司²、小山直²、大西宏行²、須山和昌²、碓井志典²
¹原子力機構、²三菱重工業

本報では、高温ガス炉による大量かつ安価なカーボンフリー水素製造技術確立を目的とした技術開発計画の概要を報告する。

キーワード：高温ガス炉、カーボンフリー、水素製造

1. はじめに 「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、2030 年までに高温ガス炉を用いた大量かつ安価なカーボンフリー水素製造に必要な技術を確認する方針が示された。原子力機構と三菱重工は、本年度から、高温ガス炉と水素製造施設の安全な接続技術の確認及び高温ガス炉の高温熱を利用したカーボンフリー水素製造技術の成立性確認を目的とした新たなプロジェクトを開始した。

2. 技術開発計画 本プロジェクトでは、以下の技術開発を行う。技術開発工程を図1に示す。

- ① **HTTR-熱利用試験**：高温ガス炉と水素製造施設の接続技術確立に向けて、HTTR（高温工学試験研究炉）と技術が確立された天然ガス水蒸気改質法による水素製造施設を接続した HTTR-熱利用試験施設の設計、HTTR 改造工事、新規設置機器の製作や据付、水素製造試験を段階的に進める。並行して、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、高温ガス炉と水素製造施設の接続に必要な接続設備機器を開発する。
- ② **接続設備機器の大型化に向けた概念設計**：将来的な実証規模のカーボンフリー水素製造施設との接続を見据え、高温隔離弁やヘリウム循環機等の接続設備機器の概念設計を行い、大型化の実現性及び成立性を確認する。
- ③ **カーボンフリー水素製造技術フィージビリティスタディー（FS）**：800℃以上の高温を利用したカーボンフリーな水素製造法の FS を実施し、技術コンセプトが確認された水素製造技術を対象にシステムレベルで技術を確認する。

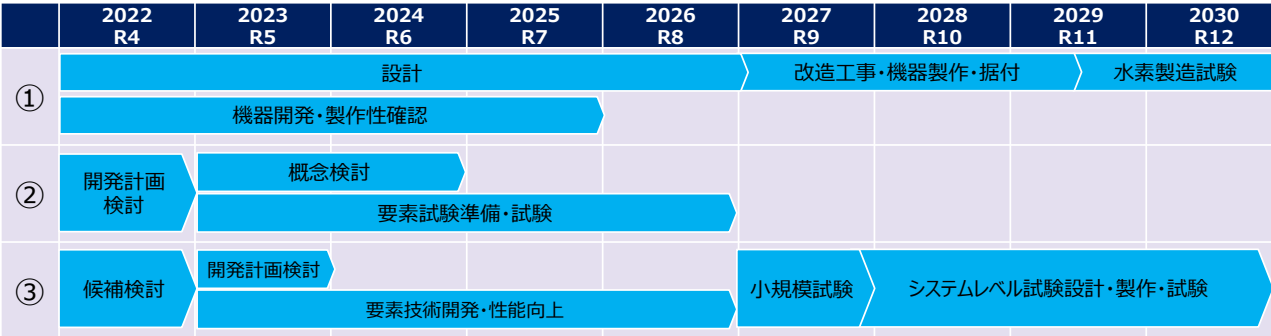


図1 高温ガス炉による大量安価なカーボンフリー水素製造技術の技術開発工程

謝辞 本報告は、経済産業省資源エネルギー庁令和4年度超高温を利用した水素大量製造技術実証事業の成果の一部である。

*Hiroyuki Sato¹, Kazuhiko Iigaki¹, Atsushi Shimizu¹, Hiroki Noguchi¹, Nariaki Sakaba¹, Koji Asano², Sunao Oyama², Hiroyuki Onishi², Kazumasa Suyama², Yukinori Usui², ¹Japan Atomic Energy Agency, ²Mitsubishi Heavy Industries

超高温を利用した水素大量製造技術の開発 その1
(2) 超高温を利用した水素製造技術のフィージビリティスタディ

Development of Large-scale Hydrogen Production Technology utilizing Very High Temperature Part1
(2) Feasibility Study of Hydrogen Production Technology utilizing Very High Temperature

*浅野耕司¹, 中桐基裕¹, 伊東孝男¹, 松尾健¹, 岩渕宏之¹, 大西宏行¹, 碓井志典¹
¹三菱重工業

本報では、高温ガス炉による大量かつ安価なカーボンフリー水素製造技術確立を目的とした、高温熱源を利用する水素製造技術のフィージビリティスタディの概要を報告する。

キーワード：水素製造、高温ガス炉、カーボンフリー

1. はじめに 三菱重工は、高温ガス炉と水素製造施設の安全な接続技術の確立及び高温ガス炉の高温熱を利用したカーボンフリー水素製造技術の成立性確証を目的とした新たなプロジェクトにおいて、800℃以上の高温を利用したカーボンフリーな水素製造法のフィージビリティスタディを実施する。

2. 高温熱を利用する水素製造技術 現在、水素社会の実現に向けて検討されている水素製造法は、化石燃料を原料として製造過程でCO₂を排出する方法、CO₂フリーなエネルギーを使って水素製造過程においてCO₂を排出しない方法等多岐にわたる。今年度は、高温熱を利用することで水素製造効率の向上に期待できる水素製造法の候補を抽出する。表1に、高温熱を利用する水素製造技術の候補を示す。

- ① 高温水蒸気電解法：水の電気分解の一種であり、約700～800℃の高温水蒸気を電気分解して水素を製造する技術である。低温の電気分解と比べて、高温の水蒸気を用いることで電気分解に要する電気エネルギーを低減できる特徴がある。
- ② 熱化学分解法：水を熱エネルギーのみで分解するには約2500℃以上の熱が必要であるが、化学反応を用いることでより低温（例えば900℃以下）で水を水素と酸素に分解する。水と熱のみによる反応であり、化石燃料や電気が不要といった特徴がある。
- ③ メタン熱分解法：メタンを原料とし、800℃程度の高温状態で鉄等の触媒と反応させることで、メタンを水素と炭素に分解する。炭素は酸化されず固体として取り出され、化石燃料を使っていながらCO₂を発生しない特徴がある。

表1 高温熱を利用する水素製造技術の候補

水素製造法	原料	エネルギー源	水素製造時の温度(代表例)
高温水蒸気電解法	水	熱+電気	700～800℃程度
熱化学分解法	水	熱	～900℃
メタン熱分解法	メタン	熱	800℃程度

3. 結論 高温熱を利用することで水素製造効率の向上に期待できる水素製造法の候補を抽出した。今後は、水素製造プロセスの具体化等を通じ、高温ガス炉と親和性の高い水素製造技術のコンセプトを検討する。

謝辞 本報告は、経済産業省資源エネルギー庁令和4年度超高温を利用した水素大量製造技術実証事業の成果の一部である。

*Koji Asano¹, Motohiro Nakagiri¹, Takao Ito¹, Takeshi Matsuo¹, Hiroyuki Iwabuchi¹, Hiroyuki Onishi¹, Yukinori Usui¹,

¹Mitsubishi Heavy Industries

超高温を利用した水素大量製造技術の開発 その1

(3) HTTR を活用した高温ガス炉と水素製造施設の接続試験計画

Development of Large-scale Hydrogen Production Technology utilizing Very High Temperature Part1

(3) Test Plan for Developing Coupling Technology between HTTR and Hydrogen Production Facility

*野本恭信, 水田直紀, 守田圭介, 青木健, 沖田将一朗, 石井克典, 倉林薫, 安田貴則

田中真人, 井坂和義, 野口弘喜, 清水厚志, 飯垣和彦, 佐藤博之, 坂場成昭

原子力機構

本報では、HTTR（高温工学試験研究炉）と水素製造施設を接続し、高温ガス炉と水素製造施設の高い安全性を実現する接続技術の確立を目的とした HTTR-熱利用試験計画の概要を報告する。

キーワード：高温ガス炉、水素製造、HTTR、HTTR-熱利用試験

1. はじめに 原子力機構では、HTTR と商用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を接続し、接続設備機器及びシステム設計技術の確立を目的とした HTTR-熱利用試験を計画している。

2. 全体計画 原子力機構は、HTTR 原子炉建家近傍に水素製造施設を新設し、既設 HTTR と接続する HTTR-熱利用試験施設の設計、HTTR 改造、水素製造施設の製作及び据付等を段階的に進め、2030 年度までに水素製造試験実施を目指している。並行して、約 900℃のヘリウム環境下でのシール性と耐熱性を備えた高温隔離弁、水素製造施設への熱移送に用いる高温断熱配管の断熱材選定等、必要な接続設備機器の開発を進める。

3. 基本仕様 HTTR-熱利用試験施設の設備構成案を図1に示す。HTTR 2次ヘリウム冷却設備に水蒸気改質器等、水素製造に必要な機器を追設し、高温ヘリウムを熱源として水素を製造する。水素製造施設は、天然ガスを水蒸気改質器に供給する原料ガス供給設備、水蒸気改質器への水蒸気供給等を担う水蒸気供給設備、生成水素を燃焼処理する後処理設備、起動停止時に水蒸気改質器内に窒素ガスを供給する不活性ガス供給設備等で構成される。水素製造試験時、HTTR は高温試験運転（原子炉出口約 950℃）で1次加圧水冷却器及び中間熱交換器に熱供給する並列運転を行い、中間熱交換器で約 900℃に加熱された2次ヘリウムは、放熱を考慮し水蒸気改質器に流量約 0.6 kg/s、温度約 820℃で供給され、約 800 Nm³/h の水素を製造する計画である。

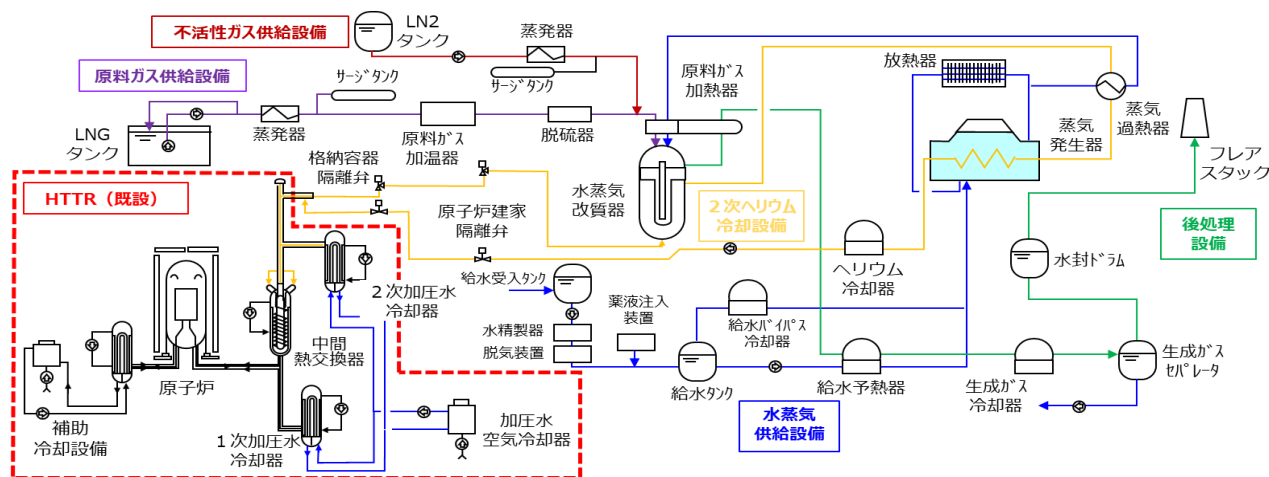


図1 HTTR-熱利用試験施設の設備構成案

謝辞 本報告は、経済産業省資源エネルギー庁令和4年度超高温を利用した水素大量製造技術実証事業の成果の一部である。

*Yasunobu Nomoto, Naoki Mizuta, Keisuke Morita, Takeshi Aoki, Shoichiro Okita, Katsunori Ishii, Kaoru Kurahayashi, Takanori Yasuda, Masato Tanaka, Kazuyoshi Isaka, Hiroki Noguchi, Atsushi Shimizu, Kazuhiko Iigaki, Hiroyuki Sato, Nariaki Sakaba,
Japan Atomic Energy Agency

燃料温度の低減を目的とした革新的高温ガス炉燃料の予備検討

Preliminary Investigation of Innovative HTGR's Fuel to reduce Fuel Temperature

*永塚 健太郎¹, 佐藤 博之², 今井 良行², ヤン ジングロン²

¹筑波大学大学院, ²日本原子力研究開発機構

高温ガス炉を対象に、炉心出力密度向上による経済性向上を目的として、通常運転時の燃料温度低減を可能とする縮小型流路を採用した燃料体を提案するとともに、数値シミュレーションにより伝熱流動特性を評価した。評価の結果、従来必要とされた多数の燃料濃縮度数なしに燃料温度低減が達成できる見通しを得た。

キーワード：高温ガス炉，縮小型流路，数値シミュレーション

1. 緒言 高温ガス炉は、燃料温度が設計目標値を超過しないよう炉心出力密度を制限した設計を採用しており、原子炉の最大熱出力が600 MWに制限される。そのため、経済性向上に向けた炉心出力密度の向上には除熱性能に優れた炉心構造概念の確立が必要である。本研究では、既往研究結果に基づき、平行型流路に比べ伝熱特性に優れた縮小型流路を採用した高温ガス炉燃料体を提案し、数値シミュレーションにより評価を行った。

2. 解析手法 Siemens 社の「STAR-CCM+ 2021.1」を解析ツールとし、Reynolds 平均 Navier-Stokes 乱流モデルの Realizable $k-\varepsilon$ 2 層モデルによる軸対称定常解析を実施する。実用高温ガス炉の燃料体を基にした解析モデルを Fig. 1 に示す。流路のみならず燃料形状の縮小を考慮し、各縮小程度を、前者を A [mm]、後者を B [mm] というパラメータで指定する。また、比較対象として、実用高温ガス炉に燃料濃縮度を調整することで燃料温度を最小化する山下らの出力密度分布の式採用時の解析を実施する[1]。

3. 解析結果 燃料最高温度および圧力損失の解析結果を Fig. 2 に示す。第一に、流路縮小による燃料温度低減および圧力損失増大が確認された。これは、熱的に厳しくなる出口側で流速が増大し、熱の輸送性能が向上したことが一因であると考えられる。第二に、燃料形状縮小による燃料温度低減が確認された。これは、流れ方向に燃料の径方向厚さが薄くなり、熱抵抗が低減することが一因であると考えられる。第三に、双方の縮小の組合せによる更なる燃料温度低減が確認され、特に、 $A = 3$ mmかつ $B = 3$ mmの条件において炉心全体で燃料温度が平坦化され、燃料温度が最小化できることを確認した。また、本条件の評価結果と山下らの出力密度分布の式採用時の解析結果を比較した結果、燃料温度が同等となることを確認した。本結果から、提案した燃料体構造の採用により、従来、炉心出力密度向上に必要であった多数の燃料濃縮度数を有する燃料製造が不要となり、燃料製造コストを大幅に低減できる見通しを得た。

参考文献

[1] K. YAMASHITA, et al., J. Nucl. Sci. Technol., 29:5, 472-481 (1992).

*Kentaro Nagatsuka¹, Hiroyuki Sato², Yoshiyuki Imai² and Xing L. Yan²

¹Univ. of Tsukuba, ²JAEA

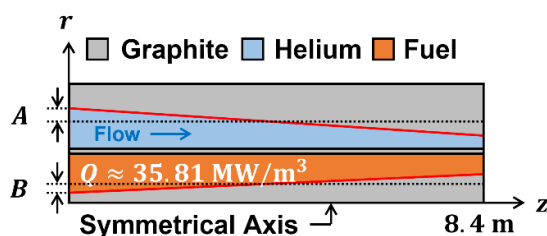


Fig. 1 Analytical Model

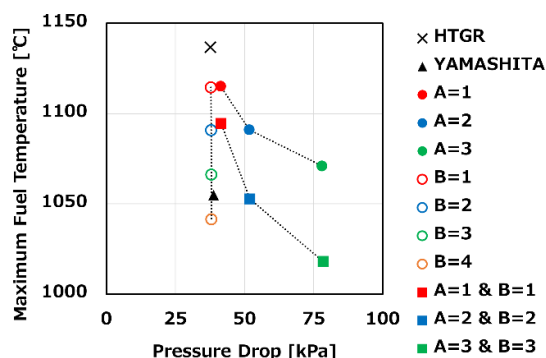


Fig. 2 Analytical Results

炉心溶融のない高温ガス炉コジェネプラントの開発 その3
(1)炉心の概念検討

Development of High Temperature Gas Reactor Cogeneration Plant without Core Melting Part 3

(1) Feasibility Study of Core Design

*山路 和也¹, 佐藤 雄介¹, 成木 航太郎², 久保 温子¹,
浅野 耕司¹, 的場 一洋¹, 中野 敬之¹, 須山 和昌¹

¹三菱重工業, ²MHI NS エンジニアリング

三菱重工業では、固有の安全性を有し、かつ 900℃以上の高温の熱が取り出せる高温ガス炉を活用し、水素製造と発電を両立する高温ガス炉コジェネプラントの開発を進めている。本稿では、炉心熱出力のバリエーションをもたせた 600MWt、200MWt の高温ガス炉炉心における核・熱特性について報告する。

キーワード：高温ガス炉、核特性、熱特性

1. 緒言

開発中の高温ガス炉は、炉心熱出力 600MWt、200MWt の 2 つの環状炉心である。核・熱特性として反応度停止余裕と燃料最高温度を評価し、炉心成立性の見通しを得た。

2. 解析コード

核・熱特性の解析フローを図 1 に示す。SRAC-PIJ/COREBN コードで評価された出力分布を用いて、FNCC コードにより冷却材である He ガスの流量配分、FTCC コードで燃料温度を評価した。核・熱特性解析では、燃料温度と出力分布の計算結果が収斂するまで反復計算を行った。

3. 解析条件

図 2 に 600MWt、200MWt の環状炉心の仕様を示す。600MWt 炉心は GTHTR300^[1]を参考とした。200MWt 炉心は炉心平均出力密度が維持されるように燃料体数を 1/3 とし、燃料体の装荷パターン、燃料体内の濃縮度分布を調整した。サイクル長は 18 ヶ月、炉心入口/出口温度は 595/950℃である。

4. 解析結果

600MWt 及び 200MWt の炉心について、炉心成立性を決めるパラメータとして、通常運転時の反応度停止余裕と燃料最高温度を評価した。反応度停止余裕は炉停止に十分な 1% Δk/k 以上であることを、燃料最高温度は、目安とした 1400℃に対し、濃縮度分布の最適化や燃料体数の調整等により成立する見通しを得た。

謝辞

本報告は、経済産業省からの補助事業である「令和 3 年度 社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」の一環として実施した成果を含む。また、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構のプログラム著作物「COREBN Converter」、「FNCC」及び「FTCC」を使用した。

[1] H. Sato, et. al., GTHTR300—A nuclear power plant design with 50% generating efficiency, Nuc. Eng. Dsgn., 275(2014)

* Kazuya Yamaji¹, Yusuke Sato¹, Koutaro Nariki², Atsuko Kubo¹, Koji Asano¹, Ichiyo Matoba¹, Takayuki Nakano¹ and Kazumasa Suyama¹ ¹Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., ²MHI NS Engineering Co., Ltd.

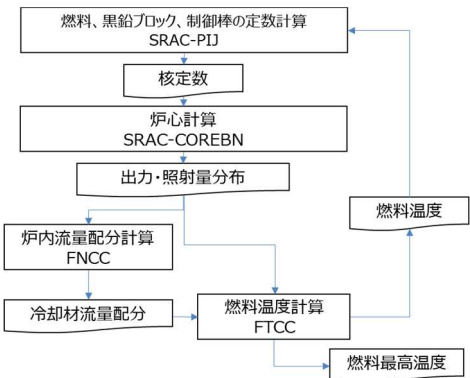
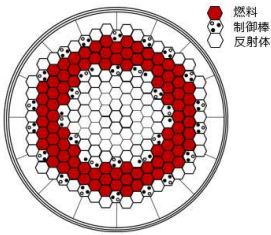


図 1 解析フロー



	600MWt炉心	200MWt炉心
熱出力[MWt]	600	200
径方向燃料体数	90	30~42
軸方向燃料体数(層)	8	8
パッチ数	2	2
反応度停止余裕 目安値[%dk/k]	1	
通常運転時燃料最高温度 目安値[℃]	1400	

図 2 炉心仕様

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

[3F06-10] Small Modular Reactor

Chair: Ken-ichi Fukumoto (Univ. of Fukui)

Fri. Sep 9, 2022 10:45 AM - 12:00 PM Room F (E1 Bldg. 3F No.31)

[3F06] Development of an innovative small sodium-cooled fast reactor

*Daisuke Watanabe¹, Keita Endo¹, Hirotaka Nakahara¹, Kazuhiko Matsumura¹, Kensuke Kinoshita² (1. Hitachi-GE, 2. CRIEPI)

10:45 AM - 11:00 AM

[3F07] Development of an innovative small sodium-cooled fast reactor

*Sho Fuchita¹, Koji Fujimura¹, Keita Endo¹, Daisuke Watanabe¹, Hirotaka Nakahara¹, Kazuhiko Matsumura¹, Ohta Hirokazu² (1. Hitachi GE, 2. CRIEPI)

11:00 AM - 11:15 AM

[3F08] Development of an innovative small sodium-cooled fast reactor

*Guillaume Laurent Grandjean¹, Hirotaka Nakahara¹, Takashi Abe¹, Kazuhiro Fujimata¹, Kazuhiko Matsumura¹ (1. HGNE)

11:15 AM - 11:30 AM

[3F09] Development of Mitsubishi multi-purpose modular ultra-safety micro reactor

*Shohei Otsuki¹, Tadakatsu Yodo¹, Takeshi Koike¹, Shota Kobayashi¹, Hironori Noguchi¹, Satoru Kamohara¹ (1. MHI)

11:30 AM - 11:45 AM

[3F10] An exploratory study on safety goals of microreactor

*Shin-etsu Sugawara¹, Shohei Otsuki², Tadakatsu Yodo², Satoru Kamohara² (1. Kansai Univ., 2. MHI)

11:45 AM - 12:00 PM

革新的小型ナトリウム冷却高速炉の開発

(10) MA 燃焼シナリオの検討

Development of an innovative small sodium-cooled fast reactor

(10) Investigation of MA transmutation scenario

*渡邊大輔¹, 遠藤慶太¹, 中原宏尊¹, 松村和彦¹, 木下賢介²

¹日立 GE, ²電中研

将来の湿式再処理においてマイナーアクチノイド (MA) が回収されると想定し、回収される MA をナトリウム冷却金属燃料高速炉で燃焼するシナリオを検討した。MA 含有金属燃料を用いる炉心の仕様に基づいて評価したところ、MA 貯蔵が一時的に必要となるが高速炉導入の進展に伴い解消される見通しを得た。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉, 金属燃料, 燃料サイクル, シナリオ

1. 緒言

将来の国内における高速炉サイクルの実現を目指し、金属燃料を用いる小型のナトリウム冷却高速炉（以下、「高速炉」と略す。）に着目し、国内導入シナリオの検討を進めている[1]。戦略ロードマップ[2]において核燃料サイクルの意義の一部とされている高レベル放射性廃棄物の減容、潜在的有害度の低減に向けて、本研究では将来の湿式再処理と乾式再処理において長半減期の放射性核種である MA が回収されると想定し、回収される MA を金属燃料として高速炉で燃焼するシナリオを検討した。

2. 検討方法

原子力発電の設備容量や高速炉の導入ペースはエネルギー基本計画[3]や戦略ロードマップ[2]等を参考として設定した。高速炉の炉心仕様は、プルサーマル使用済 MOX 燃料をリサイクルする炉心 B は前回報告と同様[1]とし、炉心 D は第二再処理（2060 年開始と想定）で回収される U、Pu、MA から製造する燃料の組成を考慮して設定した。炉心 E は使用済金属燃料をリサイクルする炉心であり、今後詳細評価する予定であるため、本検討では同じ MA 燃焼向けの炉心 D と同じ炉心仕様として評価した。軽水炉やプルサーマルの炉心仕様については文献値[4]等を参考に設定した。各原子炉の設備容量の推移に基づいて、MA の貯蔵量（再処理で回収された後、燃料製造に供給されるまで貯蔵される量）等のサイクル諸量を評価した。

3. 結果及び結論

高速炉の導入ペースの評価結果を図 1(a)に示す。高速炉の導入ペースの考え方は、2040 年に初号機を導入し、2090 年以降にプルサーマルを停止しつつ軽水炉を高速炉へリプレースする想定とした。炉心 D 向けの金属燃料製造については、湿式再処理で回収される原料（U、Pu、MA）を金属に転換し、原料の不純物濃度に応じて精製した上で金属燃料とするプロセスとした。

MA 貯蔵量の推移の評価結果を図 1(b)に示す。第二再処理が稼働する 2060 年から MA 回収が本格化し、高速炉の導入量が少ないため MA 貯蔵量が徐々に増加するが、2090 年以降は高速炉の導入量の増加に伴い、燃料への MA 供給量が増加することで MA 貯蔵量が低下し、2125 年頃に MA 貯蔵は解消される見通しを得た。

参考文献

- [1] 渡邊ら, 原子力学会 2021 年秋の大会, 2K14 (2021).
- [2] 原子力関係閣僚会議, 戦略ロードマップ (2018).
- [3] 経済産業省, 第 6 次エネルギー基本計画 (2021).
- [4] JAERI-Research 99-004 (1999).

*Daisuke Watanabe¹, Keita Endo¹, Hiroataka Nakahara¹, Kazuhiko Matsumura¹ and Kensuke Kinoshita²

¹Hitachi-GE, ²CRIEPI.

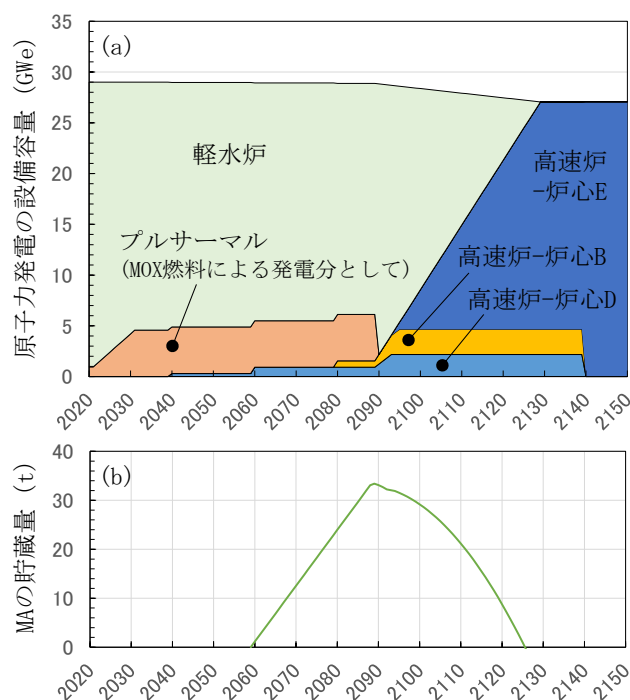


図 1 高速炉の導入ペースと MA 貯蔵量の推移

革新的小型ナトリウム冷却高速炉の開発
(11) 軽水炉使用済み燃料由来の金属燃料を用いた MA 燃焼炉心概念

Development of an innovative small sodium-cooled fast reactor

(11) MA transmutation core concept with metallic fuel from LWR spent fuel

* 瀧田 翔¹, 藤村 幸治¹, 遠藤 慶太¹, 渡邊 大輔¹, 中原 宏尊¹, 松村 和彦¹, 太田 宏一²
¹ 日立 GE, ² 電中研

シリーズ(10)の MA 燃焼シナリオに対応する MA 燃焼炉心を構築した。燃料製造・照射の観点で実績のある範囲内で MA を添加した金属燃料を装荷することで 75kg/GWe-y 程度の MA 燃焼量を確保した。また、MA 添加によって取出平均燃焼度や増殖比を低下させずに、ナトリウムボイド反応度の目標値を満足した。

キーワード: ナトリウム冷却高速炉, 金属燃料, マイナーアクチニド (MA), 核変換, 軽水炉使用済み燃料

1. 緒言

MA 燃焼シナリオに対応する MA 燃焼炉心を構築する必要がある。金属燃料炉心はスペクトルが硬いため MA 燃焼に有利であるが、燃料への MA 添加によって過渡時の安全性に影響を与えるナトリウムボイド反応度の増加等、反応度係数に影響を及ぼす。本検討では炉心燃料領域全体に MA 添加金属燃料を装荷した場合の MA 燃焼量やナトリウムボイド反応度等の核特性を評価した。

2. 検討条件・方法

米国で検討された小型金属燃料高速炉の仕様^{[1][2]}に基づき、原子炉出力、燃料集合体仕様を決定した。表 1 に示す炉心燃料取出平均燃焼度、増殖比の目標値を達成するため、炉心燃料とブランケット燃料の集合体数を設定した (図 1)。炉心燃料は、20 年冷却の国内軽水炉使用済み燃料^[3] (PWR-SF/BWR-SF を 1:1 で混合) を湿式再処理して回収された混合酸化物を電解還元し、Zr を添加して製造した U-TRU-Zr 燃料を想定した。なお、MA 添加金属燃料の製造・照射実績例である METAPHIX 試験 (U-Pu-Zr-5MA-5RE 燃料、[wt%], RE=希土類元素)^[4]の結果より、本検討の燃料への MA、RE 随伴による有意な物性変化等は生じないと考えられる。FP は代表核種 (Nd-143) で模擬する核反応モデル^[5]を適用した。主要核特性は 2 次元拡散燃焼計算コード、ガス膨張モジュール (GEM) 反応度は 3 次元輸送計算コードで評価した。

3. 炉心特性評価結果

表 1 に示すようにナトリウムボイド反応度は MA 添加の影響で 1\$ 程度増加し 7.0\$ となったが、制限値として設定した 8.0\$ は下回った。また、米国で検討された小型金属燃料高速炉仕様^[1]と比較して、取出平均燃焼度や増殖比は同等以上を確保できる見通しを得た。MA 燃焼量は 75.5kg/GWe-y で、MA 燃焼シナリオへ反映した。

4. 結言

製造・照射実績の範囲で実現性の高い金属燃料を用いる MA 燃焼炉心を構築した。今後、スクラム失敗を伴う過渡事象の動特性評価や、本炉心の使用済み燃料に軽水炉由来の MA を添加して精製した金属燃料を再装荷するマルチサイクルの成立性を確認する。

参考文献

[1]B. Triplett, et al., Nuclear Technology, 175, 5, (2012), [2]A. Dubberley, et al., Proceedings of ICONE 8, 8002, (2000/4), [3]JAERI-Research 99-004 (1999). [4]H. Ohta et al., JNST., Vol 48, No.4, p.1-8(2011), [5]大木繁夫, JNC TN9400 2002-066, (2002/7), [6]藤村,他, 日本原子力学会, 2020 年秋の大会, 2I11, [7]太田,他, 電中研報告 T99090(2000).

* Sho Fuchita¹, Koji Fujimura¹, Keita Endo¹, Daisuke Watanabe¹, Hirotaka Nakahara¹, Kazuhiko Matsumura¹ and Hirokazu Ohta².
¹Hitachi-GE, ²CRIEPI.

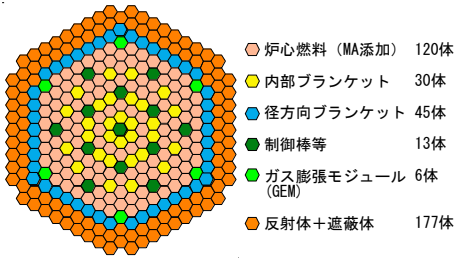


図 1 MA燃焼炉心構成

表 1 MA 燃焼炉心の主要な仕様と炉心核特性

項目	単位	核特性	目標値/備考
出力(熱/電気)	MW	840/311	米国条件 ^[1]
燃料取替え パッチ数 (炉心燃料 /IB/RB)*1, *2	—	3/2/3	
燃料集合体数 (炉心燃料 /IB/RB)*1, *2	—	120/30/ 45	
MA 添加率 (MA/HM)	wt%	4.2	5wt%以下 ^[4]
連続運転日数	EFPD	583	
最大線出力 (炉心燃料 /IB/RB)*1	W/cm	292/335 /240	500 以下 ^[6]
取出平均燃焼度 (炉心燃料/(ブ ランケット)) *2	GWd/t	106/32	約 106 (米国条件 ^[1] と 同等)
平衡サイクル 平均増殖比	—	約 1.1	1.03 以上、 米国条件 ^[1] は 1.06)
MA 燃焼量	kg/ GWe-y	75.5	
取出 MA 核変換 率	wt%	24.9	
燃焼反応度	\$	2.9	
ナトリウム ボイド反応度	\$	7.0	8.0\$以下に制 限*3、MA 添加 前は 6\$程度 ^[6]
ドップラ係数	Tdk/ dT	-2.7× 10 ⁻³	
GEM の反応度 (6 体当たり)	\$	-0.39	TRI-Z 輸送計算

*1: IB:内部ブランケット、RB:径方向ブランケット
*2: IB は 2 サイクル燃焼後に RB 位置に再装荷してさらに 3 サイクル燃焼することを考慮
*3: ULOF 時 CDA 起因過程の即発臨界回避の目安^[7]

Development of an innovative small sodium-cooled fast reactor

(12) 3D thermal hydraulic transient analysis of RVACS heat removal characteristics

*Guillaume Grandjean¹, Hirotaka Nakahara¹, Takashi Abe¹, Kazuhiro Fujimata¹, Kazuhiko Matsumura¹

¹Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

The capability of the Reactor Vessel Auxiliary Cooling System (RVACS) to remove passively decay heat from the reactor using natural circulation was evaluated performing 3D thermal-hydraulics transient analyses. Especially, the transition to primary coolant natural circulation flow regime during a Loss Of Heat Sink (LOHS) transient and its short-term impact on RVACS air flow have been analyzed using a 3D-CFD calculation code (STAR-CCM+).

Keywords: Sodium cooled Fast Reactor (SFR), RVACS, Natural circulation, Heat removal, Passive safety, Computational Fluid Dynamics, STAR-CCM+

1. Introduction

The RVACS is an innovative safety system which removes passively heat from the small modular sodium cooled fast reactor using air natural circulation. The RVACS has been designed based on thermal-hydraulics analyses and tests results conducted overseas in the past. The purpose of this study is to provide a detailed analysis to show the short-term behavior of a thermal-hydraulics transient such as the transition from primary sodium forced circulation to natural circulation using the latest 3D-CFD calculation code.

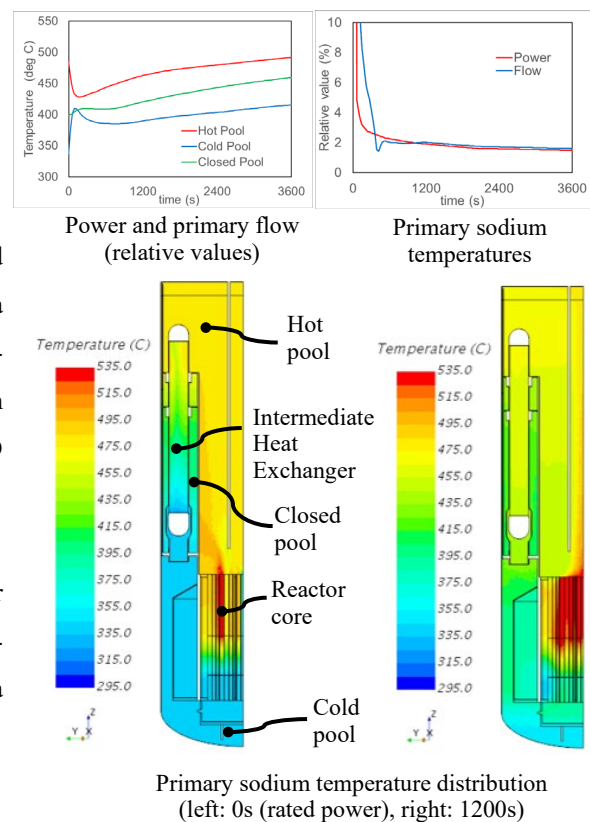
2. Conditions and methods of study

In order to validate the small modular sodium-cooled fast reactor (PRISM)^[1] RVACS heat removal capacity, short-term thermal-hydraulics analyses of a LOHS transient were performed using a detailed and optimized STAR-CCM+ CFD model^[2].

3. Analyses results

In a LOHS transient, a reactor scram causes the primary electromagnetic (EM) pumps to trip. The primary sodium circulation flowrate suddenly decreases and reaches a minimum when the EM pumps driving force reaches zero after a flow coast down period. A primary sodium natural circulation regime then takes place in the reactor and the primary flowrate remains above about 2% of rated flow. The transient goes into a safe core cooling phase in which no sudden nor excessive primary sodium temperature increase was observed. The RVACS heat removal capacity increases gradually as the cold pool sodium temperature rises.

These LOHS transient analyzes will be extended in the future to assess the reliability of the RVACS to remove reactor decay heat and limit the primary sodium temperature rise in the long term.



References

- [1] GE, "PRISM Preliminary Safety Information Document" GEFR-00795, 1993 Edition
- [2] Abe et al., Atomic Energy Society of Japan, Fall Meeting, 2K17 (2021)

三菱多用途モジュール式超安全マイクロ炉の開発
(3) 炉心概念

Development of Mitsubishi multi-purpose modular ultra-safety micro reactor
(3) Core Concept

*大槻 昇平¹, 淀 忠勝¹, 小池 武史¹, 小林 翔太¹, 野口 浩徳¹, 蒲原 寛¹
¹三菱重工業 (株)

三菱重工で開発中の可搬型マイクロ炉は、炉心内の冷却材を排除して、高熱伝導体で発電系に熱輸送する全固体原子炉を特徴とする新たな炉型である。この全固体原子炉コンセプトの採用により、炉内冷却材に起因する事故事象を根本的に排除することができ、原子炉の安全性を向上させることができる。本稿では、1MWt マイクロ炉の臨界性及び熱伝導の成立性結果より全固体型の炉心概念を示す。

キーワード: マイクロ炉

1. 緒言

三菱マイクロ炉は、輸送可能な超小型原子炉として開発を進めており、燃料交換なしで長期運転可能な炉心をコンセプトとした原子炉である[1]。小型かつ長期運転可能な炉心を構築するにあたり、臨界性及び熱的制約の観点から検討した結果を報告する。

2. 炉心概念検討

三菱マイクロ炉は国際海上貨物用コンテナに収容可能であることを目標に据えている[1]。その上で、運用上有利な、燃料交換なしで長期間臨界を維持可能な炉心を検討した。検討した炉心仕様を表 1、炉心概形を図 1 に示す。三菱マイクロ炉は高熱伝導体の熱伝導によって、燃料での発熱を発電系に輸送する。このとき、熱伝導距離を短くするために、UO₂ ペレット保持用の燃料プレートと、高熱伝導体による熱伝導体プレートを交互に配置する炉心形状を採用した。表 1 の仕様及び図 1 の形状において、核的評価を連続エネルギーモンテカルロ計算コード (MVP) で実施し、その出力分布を用いて熱伝導計算で炉心温度を確認した。

評価の結果、核的には 5 年に一度の制御ドラムの回転による反応度添加により 25 年臨界維持し、非常用制御棒の挿入により未臨界へ移行可能である。また、熱伝導計算により、炉心最高温度は評価基準として設定した 1600℃を下回る結果を得た。これにより、三菱マイクロ炉炉心の、核的・熱的成立性の見通しを得た。

参考文献

[1] 淀 忠勝, 他, ”三菱多用途モジュール式超安全マイクロ炉の開発 (1)原子炉概念”, 原子力学会, 2020 年秋の大会

*Shohei Otsuki¹, Tadakatsu Yodo¹, Takeshi Koike¹, Shota Kobayashi¹, Hironori Noguchi¹ and Satoru Kamohara¹

¹MHI

表 1 三菱マイクロ炉炉心仕様

項目	仕様
熱出力	1MWth
燃料	UO ₂
燃料濃縮度	19.75wt%

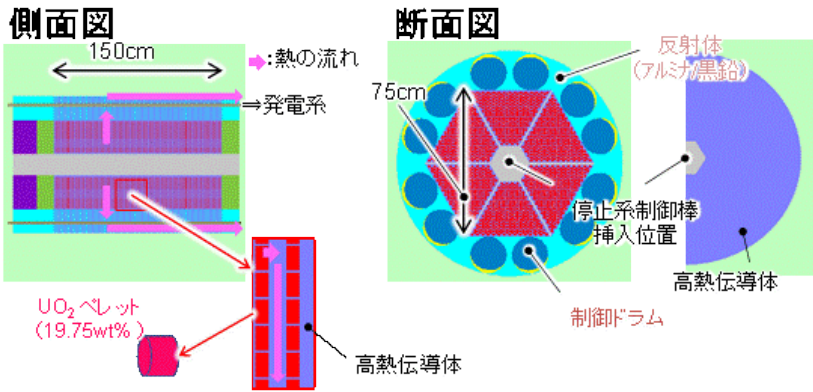


図 1 三菱マイクロ炉の炉心概形

マイクロ炉の安全目標に関する予備的検討

An exploratory study on safety goals of microreactor

*菅原 慎悦¹, 大槻 昇平², 淀 忠勝², 蒲原 寛²

¹関西大学, ²MHI

本研究では、1MWt 程度の出力を持つ可搬式のマイクロ炉を念頭に、従来の大型軽水炉との異同を踏まえ、マイクロ炉の安全目標に求められる特徴や検討課題等について考察を行う。

キーワード: マイクロ炉, 安全目標, 階層構造

1. 緒言

安全目標に係る近年の議論では、炉型を問わず適用される上位目標と、炉の特徴に応じて個別具体的に設定される補助目標とを、階層構造の中で整合的に結びつける考え方が国際的に共有されつつある。原子力安全の基本目的として確立されている最上位目標（「電離放射線の有害な影響から人と環境を守る」）は、原則としてマイクロ炉にも適用されると考えられるが、その妥当性や補助目標に係る具体的な議論は未だ少ない。本報告では以下、大型軽水炉との差が特に大きいと考えられる2点について、予備的な検討結果を述べる。

2. 人為事象の扱い

原子力施設の安全は施設や活動と人間社会との相関によって形作られ、両者の相関をいかにして弱めるかが重要な考慮事項となってきた^[1]。大型軽水炉は大量の放射性物質を内蔵することから、これと人間社会との相関を弱めるべく、立地における地理的な離隔や、格納容器など堅固な防護層の追加等が行われてきた。一方、マイクロ炉では革新的な安全機構の採用や放射能インベントリの小ささから、人口密集地への設置等も含め、原子炉と人間社会との相関のありようが質的に異なるものとなりうる。例えば、機器故障等による過酷事故以上に、テロによる放射性物質の放散や原子炉自体の盗取、それらを防止するための厳重な監視体制に伴う社会的・心理的圧迫感等、従来は陽に議論されていない事項が明示的な考慮対象となる可能性がある。

3. 目標の活用主体

従来の性能目標の検討では「原子炉施設の性能をよく代表していること」が重視され^[2]、さらに福島事故後は事業者の自主的安全性向上を促す文脈で安全目標が語られている。その背景には、原子力安全を原子炉側の性能に着目して規定し、設計者にその目安を示すことに加え、運転者のリスク管理に資することが念頭に置かれている。マイクロ炉の場合、原子炉自体の性能や品質の担保もむろん重要ではあるが、可搬型ゆえの特性を考慮すると、炉の「設置」場所（可搬型マイクロ炉がトラックで輸送されて一定期間「滞在」する場所）の治安状況等が原子炉のリスクに大きく影響しうるが、当該地域の治安維持等は炉の設計者・製造者の努力を大きく超える。また、マイクロ炉は遠隔制御技術により現場での操作をほとんど必要とせず、運転者の役割は限定的となる。そのため安全目標の活用主体として運転者の役割は後景化する一方、設計者・製造者に加え、「滞在」計画地や輸送に係る治安当局者やコミュニティ関係者が安全目標を活用すると想定されうる。このようにマイクロ炉の目標では、原子炉の性能に加え、「原子炉とそれが置かれる地域の状況との相互作用の性質をよく代表していること」が求められ、そうした指標の開発が今後の検討課題と位置付けられる。

参考文献

[1] 佐藤一男, 改訂原子力安全の論理, 日刊工業新聞社, 2006.

[2] 原子力安全委員会安全目標専門部会, 発電用軽水型原子炉施設の性能目標について, 平成18年3月28日.

*Shin-etsu Sugawara¹, Shohei Otsuki², Tadakatsu Yodo², and Satoru Kamohara²

¹Kansai Univ., ²MHI

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

[3F11-16] Improving Resilience of Nuclear Structure

Chair: Shigeki Okamura (Toyama Prefectural Univ.)

Fri. Sep 9, 2022 2:45 PM - 4:25 PM Room F (E1 Bldg. 3F No.31)

[3F11] Development of Failure Mitigation Technologies for Improving Resilience of Nuclear Structures

*Satoshi FUTAGAMI¹, Masanori ANDO¹, Hidemasa YAMANO¹, Naoto KASAHARA² (1. JAEA, 2. UTokyo)

2:45 PM - 3:00 PM

[3F12] Development of Failure Mitigation Technologies for Improving Resilience of Nuclear Structures

*Yuichi Onoda¹, Kenichi Kurisaka¹, Hidemasa Yamano¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:00 PM - 3:15 PM

[3F13] Development of failure mitigation technologies for improving resilience of nuclear structures

*YIJI YE¹, Sho Hasegawa¹, Masakazu Ichimiya¹, Naoto Kasahara¹ (1. UTokyo)

3:15 PM - 3:30 PM

[3F14] Development of Failure Mitigation Technologies for Improving Resilience of Nuclear Structures

*Izumi Nakamura¹, Naoto Kasahara² (1. National Research Institute for Earth Science and Disaster Resilience, 2. The University of Tokyo)

3:30 PM - 3:45 PM

[3F15] Development of failure mitigation technologies for improving resilience of nuclear structures

*Akihiro Mano¹, Takuya Sato¹, Masakazu Ichimiya¹, Naoto Kasahara¹ (1. The University of Tokyo)

3:45 PM - 4:00 PM

[3F16] Development of Failure Mitigation Technologies for Improving Resilience of Nuclear Structures

*Kenichi Kurisaka¹, Hiroyuki Nishino¹, Hidemasa Yamano¹ (1. JAEA)

4:00 PM - 4:15 PM

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 (15) 次世代原子炉の超高温時におけるレジリエンス向上策

Development of Failure Mitigation Technologies for Improving Resilience of Nuclear Structures

(15) Conceptual Study for Improving Resilience of Next-Generation Nuclear Power Plants

under Extremely High Temperature Conditions

*二神 敏¹, 安藤 勝訓¹, 山野 秀将¹, 笠原 直人²

¹JAEA, ²東大

次世代ナトリウム冷却高速炉における崩壊熱除去系全系統が機能喪失する除熱系喪失事象を対象として、構造解析を実施することにより、原子炉容器とガードベッセルの超高温時の変形挙動を把握し、次世代原子炉のレジリエンス向上策を検討した。

キーワード：レジリエンス，高温構造，変形挙動，LOHRS，原子炉容器，ガードベッセル

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉を対象に、設計想定を超える超高温や過大地震によって破損が生じた場合に、その拡大を抑制する技術を開発し、原子炉構造のレジリエンス向上に資する研究を実施している。本件では、次世代原子炉における炉停止は成功するものの崩壊熱除去系全系統が機能喪失する除熱系喪失事象（LOHRS）を対象として、超高温時の変形挙動に着目した原子炉容器（RV）とガードベッセル（GV）の構造解析を行い、次世代原子炉のレジリエンス向上策を検討した。

2. 検討結果

汎用有限要素解析コード FINAS/STAR を用いた構造解析により、LOHRS において温度上昇に伴い圧力が上昇し、安全弁が開となる 0.8 MPa[gage]で圧力が維持された場合、下向きの熱膨張による変形とともに圧力による RV 上部胴の径方向への変形が顕著で破損の可能性があることを確認した。RV 上部胴で比較的大きい非弾性ひずみが確認された(図 1)ことから、少なくとも 900 °C(20 時間)時点までに降温あるいは減圧の対応が必要であることがわかった。また、初期に減圧に成功した場合の構造解析により、温度上昇に伴って下向きの熱膨張による変形が生じるが、RV 上部胴の応力は低く推移し、GV による支持がなくとも健全性が確保されることを確認した。さらに、圧力による RV 上部胴の径方向への変形について、GV と格納容器(CV)間の距離を近接させたモデルを用いた構造解析により、大きな変形が抑制され、破損に至る時間的裕度が向上することを確認した。

これらの評価結果を踏まえ、次世代原子炉のレジリエンス向上策を検討し、上吊りの RV、GV を有する次世代原子炉を対象としたレジリエンス向上策の方向性として、減圧方策、減圧失敗時の RV 変形抑制方策、CV 冷却方策を考案した。

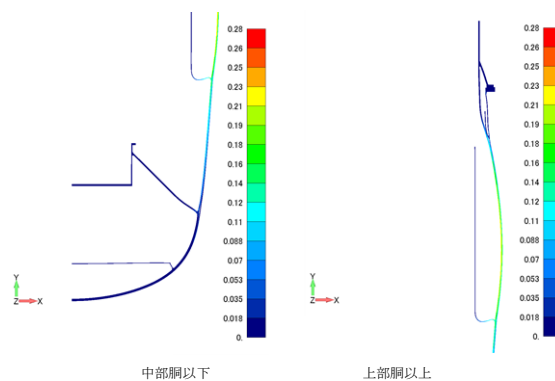


図1 変形・相当非弾性ひずみ分布

3. 結論

次世代原子炉を対象として、超高温時の変形挙動に着目した RV と GV（と CV）の構造解析を実施し、レジリエンス向上策の方向性として、減圧方策、減圧失敗時の RV 変形抑制方策、CV 冷却方策を考案した。

本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0220353828 の助成を受けたものです。

*Satoshi Futagami¹, Masanori Ando¹, Hidemasa Yamano¹ and Naoto Kasahara²

¹JAEA, ²U. 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
(16) 超高温時のレジリエンス向上策の有効性評価方法の考案

Development of Failure Mitigation Technologies for Improving Resilience of Nuclear Structures
(16) Effectiveness Evaluation Methodology of the Measures for Improving Resilience at Ultra-High Temperatures

*小野田 雄一¹, 栗坂 健一¹, 山野 秀将¹
¹原子力機構

ナトリウム冷却高速炉において除熱機能喪失により超高温状態に至る事故シーケンスに注目してイベントツリーを定量化するとともに、レジリエンス向上策の導入前後の炉心損傷頻度の低減効果を評価することで、レジリエンス向上策の有効性を評価する方法を考案した。

キーワード：レジリエンス向上策, 超高温, 炉停止後の除熱機能喪失, 事故シーケンス, 炉心損傷頻度

1. 緒言 ナトリウム冷却高速炉（SFR）を例に、設計想定を超える超高温や過大地震によって破損や損傷が生じた場合に、その拡大を抑制する技術を開発し、原子炉構造のレジリエンス向上に資する研究を実施している[1]。この一環として本研究では超高温時のレジリエンス向上策の有効性を評価する方法を考案する。

2. 有効性評価の方法 図1の簡略化したイベントツリー（ET）に示すように、既存のAM策等に失敗した場合に炉心損傷に至る事故シーケンスに対して、レジリエンス向上策を導入することにより炉心損傷を回避することが可能になる。本研究で考案した方法は、図1に概念[1]として示すETを用いてレジリエンス向上策の導入前後

起因事象	設計基準事故への対処	重大事故等への対処	レジリエンス向上策 (対策A+対策B)	炉心の終状態
	P1	P2	P3	
	⇒成功	⇒成功	⇒成功 ⇒失敗	健全 健全 健全 損傷
	⇒失敗			
		⇒失敗		

対策A：冷却材の高温化によって原子炉容器が自重により鉛直下向きに延伸し下部構造に接触したとしても開口破損を抑制し1次冷却材を保持する対策
対策B：炉心損傷を防止するために必要となる次の二つの対策：超高温条件下で使用可能な熱輸送系の追設、及び1次系の減圧及びナトリウム蒸気の捕集

図1 簡略化したイベントツリーの例

の炉心損傷頻度の低下の度合を定量的に評価することでレジリエンス向上策の有効性を評価するものである。

3. 適用性検討 もんじゅ及び次世代SFRを例題として、本方法の適用性を検討した。破損拡大抑制技術により炉心損傷を回避することが可能と見込まれる重要な事故シーケンスとして原子炉容器が超高温状態となるLOHRSを同定した。もんじゅの内的事象を起因としてLOHRSに至るすべての事故シーケンスを対象に図1に示すような簡略化したETを構築した。考慮したレジリエンス向上策は、原子炉容器の高温化とそれによる鉛直下向きへの延伸により底部が支持構造に着座して応力が除荷され開口破損を防止する対策（対策A）と、原子炉容器内の加圧を防止し、炉心を冷却する対策（対策B）とからなる。レジリエンス向上策の条件付き成功確率を80%と暫定した結果、図2に示すように向上策による炉心損傷頻度の低減効果を事象グループ毎に定量的に確認できた。次世代SFRについても同様に確認した。このように本方法は適用性を有するといえる。

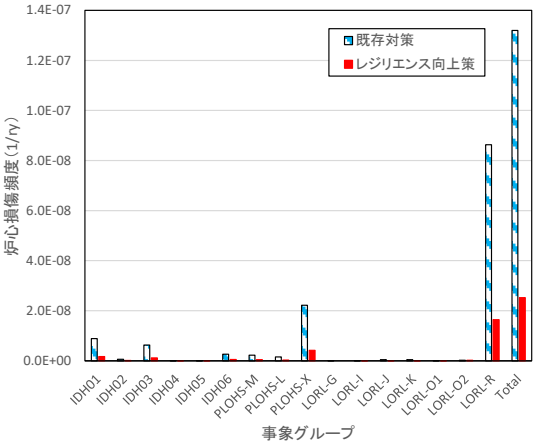


図2 レジリエンス向上策による炉心損傷頻度の低減効果（もんじゅ）

4. 結言 除熱機能喪失に至るイベントツリーを定量化し、超高温時のレジリエンス向上策の有効性を評価する方法を考案するとともに、もんじゅ及び次世代SFRへの適用性を確認した。今後は超高温時のレジリエンスを向上させる具体的な対策、原子炉容器内の加圧防止策及び炉心冷却対策を検討する。

本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業JPMXD0220353828の助成を受けたものです。

参考文献 [1] 小野田ら, 原子力学会 2021年秋の大会, 2K09 (2021).

^{*} Yuichi Onoda¹, Kenichi Kurisaka¹, and Hidemasa Yamano¹ ^¹JAEA

Development of failure mitigation technologies for improving resilience of nuclear structures (17) Study on mitigation of post-buckling damage of fast reactor vessel during excessive earthquakes

*Yiji Ye¹, Sho Hasegawa¹, Masakazu Ichimiya¹, Naoto Kasahara¹

¹University of Tokyo

Buckling and post-buckling characteristics of thin-walled cylinders under severe vibration are studied with combined analyses of Single Degree Of Freedom (SDOF) model and FEM. Nonlinear SDOF model is able to capture global response of the structure while FEM enables evaluation of local behavior. A stabilization diagram against post-buckling damage is obtained, which is applicable to fast reactor vessel under beyond design basis earthquakes.

Keywords: Beyond design basis earthquakes, Fast reactor vessel, Buckling and post buckling, SDOF, FEM

1. Introduction

Severe earthquakes are regarded as Beyond Design Basis Events (BDBEs) in nuclear safety. BDBEs require resilience to mitigate consequences of failures, i.e., to prevent catastrophic failure modes [1]. The main vessel of fast reactor (FRV) is a thin-walled large-diameter cylindrical structure, of which buckling is expected as the critical failure mode during earthquakes [2]. However, much previous research confirmed that no immediate collapse would occur after buckling. Therefore, the objective of safety design of FRV under excessive earthquakes is to achieve a stable post-buckling state.

2. Research method

A FEM model is built on FINAS/STAR to clarify buckling and post-buckling characteristics of thin-walled cylinders under horizontal vibration loading and validated by experimental data. In addition, a nonlinear Single Degree Of Freedom (SDOF) model is built to capture the global response of the structure and verified by FEM analysis results. Then, response obtained by SDOF simulation is used as input to FEM model for static analysis. In this way, time history of response local behavior can be efficiently evaluated.

3. Analysis results

The global dynamic response and local strain characteristic of thin-walled cylinders under the effect of input wave amplitude and input frequency ratio are analyzed. Using the time history of response strain on most dangerous points, a fatigue damage assessment is established. Occurrence conditions of fatigue damage after buckling are clarified based on input energy and input frequency ratio. Thus, a stabilization diagram against post-buckling damage due to horizontal vibration is obtained, which can be applied to fast reactor vessel under beyond design basis earthquakes.

4. Conclusion

In current study, the global dynamic response and local strain characteristic of thin-walled cylinders under vibration is studied by combination of nonlinear SDOF simulation and static FEM analysis. Occurrence conditions of fatigue damage after buckling is clarified based on input energy and input frequency ratio. A stabilization diagram against post-buckling damage is obtained, which is applicable to FRV under excessive earthquakes.

References

- [1] IAEA, SSR-2/1, Safety of Nuclear Power Plants: Design Specific Safety Requirements, (2012) Rev.1(2016).
- [2] Hagiwara Y., Kawamoto Y., Nakagawa M., et al. (1993). Dynamic Buckling and Nonlinear Response of Fast Breeder Reactor Main Vessels under Earthquake Loading. JSME International Journal Series B, 36(3), 476–484.

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

(18) 過大地震時の破損シーケンス制御技術 支持構造物破損による配管系の地震応答低減の検討

Development of Failure Mitigation Technologies for Improving Resilience of Nuclear Structures

(18) Failure Sequence Control under Excessive Earthquakes - Examination of Seismic Response Reduction of Piping System by the Pipe-Support Failure

*中村 いずみ¹, 笠原 直人²

¹防災科研, ²東大

配管系内の複数の支持構造物が破損した場合を想定し、弾性解析に基づき破損シーケンス制御技術の適用可能性を検討した。その結果、支持構造物が全て喪失状態に至ると応答加速度は低減する傾向が確認された。

キーワード：配管系, 過大地震, 支持構造物, 複数破損, 応答低減

1. 緒言

設計の想定を超えた事象に対し、安全性への影響の小さい破損モードを先行させることで重大な破損モードへの進展を抑制する破損シーケンス制御技術の考え方が提唱されている^[1]。本研究では配管系内の複数の支持構造物が破損した場合を想定し、弾性解析に基づき破損シーケンス制御技術の適用可能性を検討した。

2. 支持構造物が複数ある配管系に対する検討

図1に示すS0～S3の4つの支持構造物がある平面配管系を検討対象とした。S0はY・Z方向を完全拘束、S1～S3はX・Z方向の剛性を $9.8 \times 10^6 \text{ N/m}$ とした。入力はX方向で、日本建築センター模擬波(BCJ-L2)^[2]を使用した。X方向変位はS1～S3で拘束される。サポート反力は $S2 > S3 > S1$ の順であるため、この順で支持構造物が喪失するとし、初期状態、S2喪失、S2・S3喪失、全喪失の4条件で弾性応答を比較した。図2に入力波の加速度応答スペクトルと配管系の1次固有振動数を示す。検討の第一段階として支持構造物の弾塑性挙動は考慮せず、応答変位が閾値を超えると完全喪失すると仮定した。その結果、サポートが全喪失すると初期状態に対し配管系の応答加速度は低減する傾向が確認された。

3. 結論

複数の支持構造物が喪失する場合について過大地震時の破損シーケンス制御技術適用性を検討した。今後は弾塑性地震応答に対する影響評価と加振試験による検証を行う。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。

参考文献

[1] Kasahara, N., et al, 2019, SMiRT-25, Division XI.

[2] 日本建築センター、<https://www.bcj.or.jp/download/wave/> (参照日：2021年1月21日)

*Izumi Nakamura¹ and Naoto Kasahara²

¹NIED., ²Univ. of Tokyo

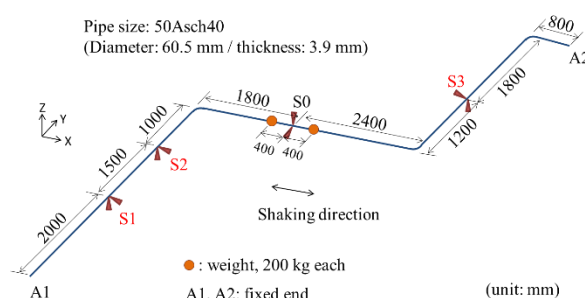


図1 検討を行った配管系の形状

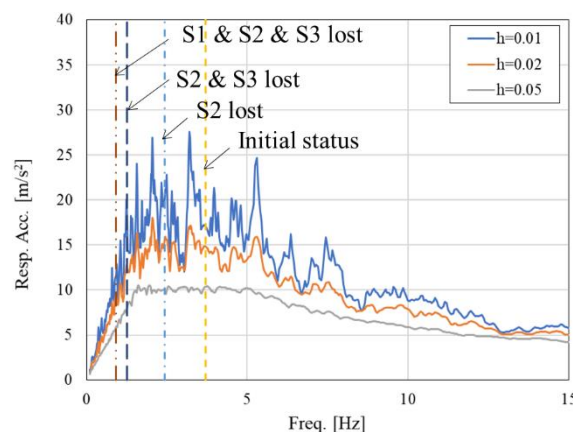


図2 入力波の加速度応答スペクトルと配管系の1次固有振動数 (h：減衰定数)

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

(19) 破損モードと安全機能に着目した配管フラジリティ評価手法の研究

Development of failure mitigation technologies for improving resilience of nuclear structures

(19) Study on fragility analysis method for piping system focusing on its failure modes and safety function

*真野 晃宏¹, 佐藤拓哉¹, 一宮正和¹, 笠原直人¹

¹東京大学

Abstract: 設計想定を超える事象に対しては、発生防止と影響緩和の双方の対策が有効である。対策を効果的に行うには、リスク情報の活用が重要である。本研究では、設計想定を超える過大地震を受ける配管系を対象に、破損モードと配管の持つべき機能に着目したフラジリティの合理的な評価手法を提案する。

キーワード: 設計想定を超える事象 (BDBE)、地震荷重、配管、フラジリティ

1. 緒言

効果的なリスクの低減対策には、確率論的リスク評価を踏まえたリスク情報の活用が重要である。設計想定を超える事象 (BDBE, Beyond Design Basis Events) には、影響緩和と発生防止の双方の観点からの対策が有効である。過大地震を受ける配管系については、機能低下の小さい破損モードを許容した上で、機能低下の大きい破損モードに着目して抑制する対策が有効であると考えられる。本研究では、合理的なリスク低減対策を目的として、配管の破損モードとその発生確率を評価する新たなフラジリティ評価手法を提案する。

2. 破損モードと安全機能に着目したフラジリティの評価手法

2-1. 配管の破損モードとその評価手法

地震により配管系に発生しうる破損モードは、疲労破壊、ラチェット変形及び塑性崩壊である。ラチェット変形及び塑性崩壊は、図1に示す一次応力と振動数比(地震動の振動数と配管系固有振動数の比)に基づき地震応力に対して設定された破損発生クライテリア[1]により評価される。

2-2. フラジリティ評価手法

材料物性等の不確かさを有する確率変数に対してランダムサンプリングを行う。地震時に配管に生じる一次応力と地震応力を評価するとともに、振動数比を考慮して上述のクライテリアを求める。両者を比較することで、地震動の強さに対応する各破損モードの発生確率を評価する。

2-3. フラジリティ評価例

鉛製配管試験体[2]を対象に一次応力 3.6MPa を生じさせ、振動数比 0.2 の地震動の加速度に対応する破損モードの発生確率を評価した。その結果を、地震 PRA 学会標準の耐力係数と応答係数による方法の評価結果と併せて図2に示す。ラチェット変形の発生確率は地震 PRA における損傷確率とほぼ同じであった。一方、崩壊の発生確率はこれらより低く、崩壊発生確率が有意な値となるのに要した加速度は、ラチェットの発生確率及び地震 PRA の損傷確率の場合のおよそ 3 倍であった。ラチェット変形から崩壊への破損拡大を抑制することができれば、冷却機能を維持できると考えられる。

3. 結論

地震荷重により生じる破損モードとその影響因子を考慮したフラジリティ評価手法を提案した。過大地震を受ける配管系のリスク低減対策の効果の確認等への活用が期待される。

参考文献 [1]Sasaki et al., Frequency Dependency of Beam Collapse due to Vibration Loads, ASME PVP2020-21375, 2020.

[2] 中村ら、模擬材料を使用した配管系の地震時破損モード調査, 日本機械学会論文集, 86 巻 88 号、00187(1-20)、2020

*Akihiro Mano¹, Takuya Sato¹, Masakazu Ichimiya¹, and Naoto Kasahara¹

¹The Univ. of Tokyo

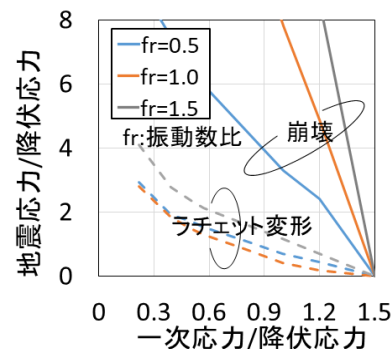


図1 破損発生クライテリア

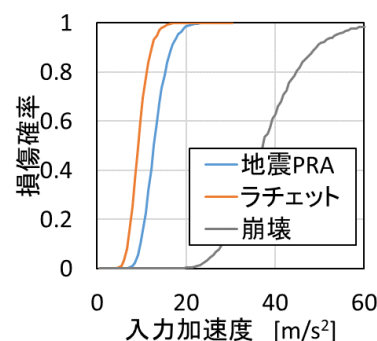


図2 評価結果

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

(20) 過大地震時のレジリエンス向上策の有効性評価方法の考案

Development of Failure Mitigation Technologies for Improving Resilience of Nuclear Structures

(20) Effectiveness Evaluation Methodology of the Measures for Improving Resilience against Excessive Earthquake

*栗坂 健一¹, 西野 裕之¹, 山野 秀将¹
¹原子力機構

過大地震時のレジリエンス向上策の有効性評価のため、炉停止後の除熱機能喪失（LOHRS）を対象とし、地震時 LOHRS 及び LOHRS 後の超高温による炉心損傷を防止するレジリエンス向上策を想定し、炉心損傷頻度の低減により有効性を評価する方法を考案した。

キーワード：レジリエンス向上策，過大地震，炉停止後の除熱機能喪失，事故シーケンス，炉心損傷頻度

1. 緒言 ナトリウム冷却高速炉（SFR）を例に、設計想定を超える超高温や過大地震によって破損や損傷が生じた場合に、その拡大を抑制する技術を開発し、原子炉構造のレジリエンス向上に資する研究を実施している。この一環として本研究では過大地震時のレジリエンス向上策の有効性を評価する方法を考案する。

2. 想定及び方法 過大地震時における LOHRS を対象に、①LOHRS そのものの防止及び②LOHRS 後の超高温による炉心損傷の防止のためのレジリエンス向上策を想定した。前者は耐震裕度向上をもたらし、後者は超高温時の時間余裕の延伸及び冷却機能回復をもたらし。本研究で考案した方法は、①及び②の両者を考慮した図 1 に示すイベントツリー（ET）を用い、レジリエンス向上策の導入前後の炉心損傷頻度を定量化して比較することでレジリエンス向上策の有効性を評価するものである。

3. 適用性検討 建家免震を採用するループ型の次世代 SFR を例題として、本方法の適用性を検討した。過大地震により原子炉容器が座屈する場合、冷却材流出をもたらす開口破損及びガードベッセルの同時且つ従属的な破損に至ると想定した既往の地震 PRA[1]では、炉心損傷頻度に対して原子炉容器の座屈が支配的な寄与を示していた。これを踏まえ、破損の拡大抑制技術によるレジリエンス向上策によって原子炉容器の耐震裕度が（本研究では 1.5 倍）向上すると仮定した。また超高温時におけるレジリエンス向上策の成功確率を仮定した。レジリエンス向上策を未考慮の場合及び考慮した場合の炉心損傷頻度を計算した（図 2）。結果、レジリエンス向上策による炉心損傷頻度の低減が地震動の大きさ毎に確認できた。このように、考案した方法は SFR への適用性を有すると言える。

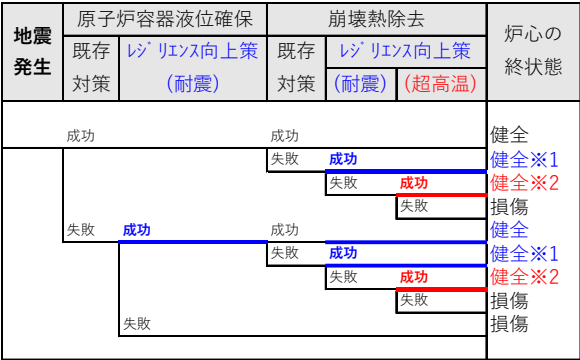
4. 結論 破損の拡大抑制技術による過大地震時のレジリエンス向上策の有効性を評価する方法を考案し、SFR への適用性を確認した。今後はレジリエンス向上策を考慮したフラジリティ評価の手法を検討する。

本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0220353828 の助成を受けたものです。

参考文献 [1] K. Naruto, et al., Seismic PRA for Japan sodium-cooled fast reactor (JSFR), NTHAS9.

* Kenichi Kurisaka¹, Hiroyuki Nishino¹, and Hidemasa Yamano¹

¹JAEA



※1 超高温に至らず。 ※2 超高温を経験する。
図 1 過大地震時のレジリエンス向上策を考慮した ET

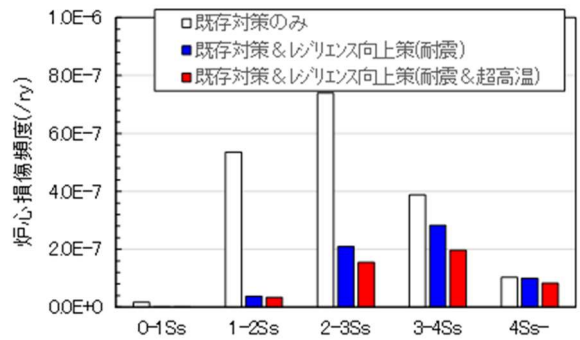


図 2 ループ型次世代 SFR への適用例

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

[3G01-03] Analysis Method Development 4 Sensitivity Analysis

Chair:Satoshi Wada(Toshiba ESS)

Fri. Sep 9, 2022 9:30 AM - 10:20 AM Room G (E1 Bldg.3F No.32)

[3G01] Calculation of sensitivity coefficients for nuclear model parameters

*Willem F.G. van Rooijen¹ (1. Univ. of Fukui)

9:30 AM - 9:45 AM

[3G02] Correlation evaluation of critical and burnup properties

*Hiroki Harada¹, Go Chiba¹ (1. Hokkaido Univ.)

9:45 AM - 10:00 AM

[3G03] Development of a robust nuclear data adjustment method to outliers

*Yuhei Fukui¹, Tomohiro Endo¹, Akio Yamamoto¹, Shuhei Maruyama² (1. Nagoya University, 2. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM

核モデルパラメータ感度係数の計算

Calculation of sensitivity coefficients for nuclear model parameters

*Van Rooijen, Willem F.G.¹

¹ 福井大学

抄録：数値解析の精度上昇を目的として、原子炉物理学分野で「断面積調整法」がよく知られる。核断面積は核モデルとそのパラメータに基づいて定義されているため、断面積ではなく、核モデルパラメータを調整すべきである。本研究では、原子炉物理実験の測定データに基づく核モデルパラメータの調整法について検討する。

キーワード：核データ、核モデルパラメータ、モンテカルロ法、SCALE コードシステム、摂動理論

1. **背景：**核モデルパラメータを調整するために実験で得られた測定値（自己像倍率、反応率等）と核モデルパラメータの感度係数を計算する必要がある。本研究では、既存の計算コードに基づく計算手法について検討する。

2. **理論：**原子炉物理学分野において、複数のベンチマーク実験データベースが整備されている（IRPhE, ICSBEP）。高精度の数値解析（連続エネルギーモンテカルロ法）を用いて、実験の感度係数の計算は可能である。これから、中性子輸送方程式における「核断面積等」は σ で表し、核モデルパラメータは p で表す。実行像倍率の感度係数は下記のとおり定義される：

$$S_{k,\sigma} \equiv \frac{\sigma}{k} \frac{\delta k(\delta\sigma)}{\delta\sigma} \quad (1)$$

ここで、 $\delta k(\delta\sigma)$ は δk の $\delta\sigma$ の依存性を表す。つまり核モデルパラメータの摂動による断面積の変化 $\delta\sigma(\delta p)$ を計算できるなら、下記のとおり実行像倍率と核モデルパラメータの感度係数が計算できる：

$$S_{k,p} \equiv \frac{\sigma}{k} \frac{\delta k(\delta\sigma)}{\delta\sigma} \times \frac{p}{\sigma} \frac{\delta\sigma(\delta p)}{\delta p} \quad (2)$$

2-1. 既存のモンテカルロ計算コードを用いた感度係数はエネルギーで積分された量である。つまり、核モデルパラメータの感度係数は「積分数」としてしか計算できない。つまり、本研究で提案する手法は多群理論と同様な理論である。

3. **計算手法の整備** 本研究では、提案する手法の開発のために T6 コードと SCALE コードを利用する。T6 コードで核モデルパラメータに基づいて ENDF ファイルを作成し、SCALE-6.2.4 の AMPX-6 コードシステムを用いて T6 で作成した ENDF ファイルを用いて中性子輸送計算の断面積を計算する。SCALE の TSUNAMI モジュールを用いて実験の感度係数を計算し、核モデルパラメータの摂動に基づく核モデルパラメータの感度係数を計算する。

4. **結果** 原稿を準備した時に、AMPX システムを用いて、Pu-239 の共鳴パラメータを変更し、摂動断面積を計算し、連続エネルギーモンテカルロ法（KENO-VI）で PU-SOL-THERM-001 のベンチマークを計算し、実効像倍率の変化と感度係数を計算した。残念ながら、核モデルパラメータの感度係数はまだ計算できていない。

5. **結論** 本研究で提案する計算手法を用いて、核モデルパラメータの感度係数の計算手法について検討した。

*Van Rooijen, Willem F.G.¹

¹University of Fukui

臨界特性と燃焼特性の相関評価

Correlation evaluation of critical and burnup properties

*原田 大輝¹, 千葉 豪¹

¹北海道大学

核種生成量のデータを用いて、臨界特性の予測精度をどれだけ改善出来るかについて検討を行った。

キーワード：燃焼感度、CBZ、拡張バイアス因子法

1.背景 炉物理パラメータには測定が難しいものがある。測定可能なものを利用することで、測定が難しいパラメータの予測精度をどれだけ高められるかという検討が現在行われている。精度向上を図りたいデータと異なる種類のデータの測定値がどの程度活用可能かを検討するため、精度向上を図るターゲットパラメータを燃料ピンセルの燃焼中の中性子無限増倍率とし、燃焼中の核種生成量のデータがターゲットに対しどの程度の類似性を有するかを、代表性因子(RF)[1]を用いて定量的に評価した。

2.代表性因子 積分データの特性は核データに対する感度係数により定量化できる。また、積分データ間の類似度を代表性因子と呼ばれるパラメータで定量的に評価することが一般的に行われている。代表性因子は核データに起因する不確かさの積分データの相関であり、この絶対値が 1.0 に近いほど、核データの不確かさの観点から類似であるということになる。また、代表性因子は、予測対象のターゲットパラメータの不確かさを、モックアップパラメータの情報を用いたバイアス因子法で低減させる時の程度を表す。

3.計算結果 燃料ピンセルの燃焼計算を行う CBZ の Burner モジュールを用いて、対象とするピンセルの中性子無限増倍率の燃焼度点ごとの感度と、8つの燃焼度点での 17 核種の核種生成量の感度を計算した。ターゲットパラメータである無限中性子増倍率の感度と、全ての燃焼度点の核種生成量の感度との代表性因子を計算し、最大となる代表性因子を求めた。その結果を Fig.1 に「1」として示す。その後、複数の核種生成量のパラメータを拡張バイアス因子法[2]の考え方により組み合わせ、仮想的なパラメータを作成した。仮想パラメータの作成によってターゲットとの代表性因子をどれだけ高められたかを Fig.1 に「2」から「4」として示す。2 は任意の 2 つの数密度を組み合わせる仮想パラメータを作成した時の代表性因子のうち最大となったものを表す。3 は核種ごとに 5-40GWD/t 時点での数密度を組み合わせる仮想パラメータを作り、代表性因子を計算した時の最大値であり、4 は全燃焼度点、全核種の数密度を組み合わせる仮想パラメータを作成した時の代表性因子である。感度の組み合わせによってターゲットの予測の不確かさをより低減できることが明らかになった。

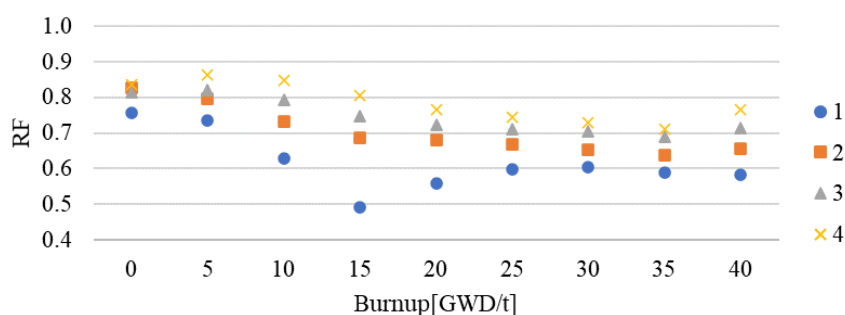


Fig.1 RF when parameters are combined by the extended bias factor method

参考文献 [1] G. Palmiotti, M. Salvatores, Nucl. Sci. Eng., 87, p.333-348 (1984).

[2] T. Kugo, T. Mori, T. Takeda, J. Nucl. Sci. Technol., 44, p. 1509-1517 (2007).

* Hiroki Harada¹, Go Chiba¹

¹ Hokkaido University

外れ値に堅牢な核データ調整法の開発

Development of a robust nuclear data adjustment method to outliers

*福井 悠平¹, 遠藤 知弘¹, 山本 章夫¹, 丸山 修平²

¹名古屋大学, ²JAEA

既存の核データ調整において、調整後核データの信頼性は核データ調整に用いた実験データの信頼性に大きく依存する。そこで、実験データの質に依存しにくい堅牢な核データ調整法を開発した。外れ値など、不適切な実験データを含む条件下でも、調整後核データが適切であることを双子実験によって確認した。

キーワード：核データ調整、外れ値、M 推定、ロバスト推定、一般化線形最小二乗法、データ同化

1. 緒言

従来の核データ調整法では、実験データ（核特性測定値とその不確かさ）が正しいことを前提としている。調整後核データは実験データに大きく影響を受けるため、外れ値を含む実験データを用いた核データ調整では、調整後核データのバイアスが増大する。この問題を解消するために、従来の核データ調整解析[1]では、解析者の経験と工学的判断に基づいて除外する実験データを決定している。そこで、本研究では外れ値を含む異常な実験データに対して堅牢な核データ調整手法について検討する。

2. 提案手法

ロバスト推定の1種であるM推定に注目した。M推定とは、回帰モデル $y_i^{(\text{model})}$ と観測値 $y_i^{(\text{obs})}$ の残差から、観測値 $y_i^{(\text{obs})}$ の加重 w_i を設定し、回帰モデルを更新する手法である。本研究では新たに、取り扱う核特性値について加重を付けた核データ調整式を導出し、核特性値の差異から加重を設定する手法を開発した。

3. 検証

Pu 臨界実験体系を想定した双子実験によって提案手法の妥当性を確認した。無作為に決定した²³⁹Pu 放射捕獲断面積(仮想的な核データの真値)を用いて、数値解析した核特性(増倍率、反応率比)およびその不確かさを測定値として扱う。この測定値に対し、意図的に外れ値を含めた実験データを用いて核データ調整した例を図1および図2に示す。本手法では、真の調整量(Reference)が本手法で得られた調整量(Estimation)の標準偏差(1σ)の範囲内に概ね入っており、従来手法に比べて核データを堅牢に調整できることを確認した。

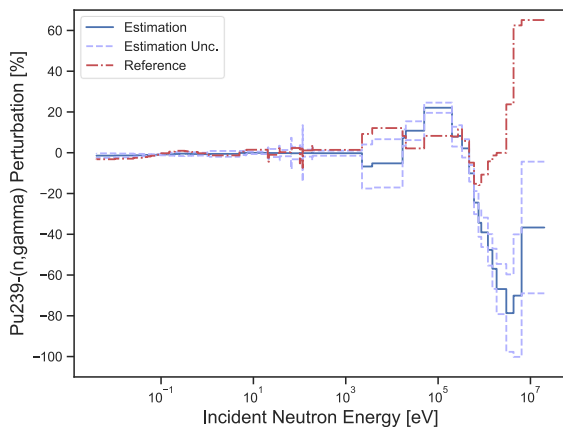


図1 従来手法による核データ調整

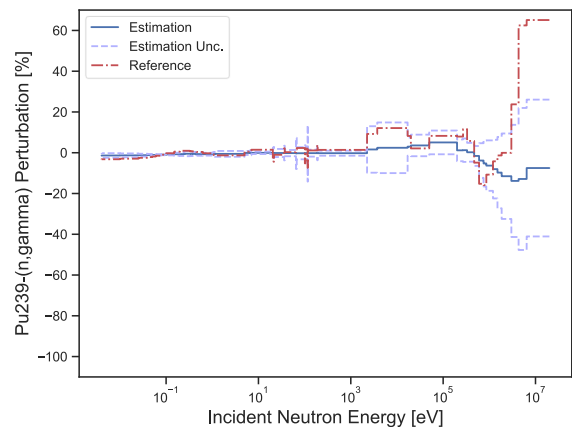


図2 提案手法による核データ調整

参考文献 [1] Kenji Yokoyama, Kazuteru Sugino, Makoto Ishikawa *et. al.*, *Development of the Unified Cross-section Set ADJ2017*, JAEA-Research 2018-011, Japan Atomic Energy Agency (2017).

謝辞 本研究は JSPS 科研費(21K04940)の助成による。

*Yuhei Fukui¹, Tomohiro Endo¹, Akio Yamamoto¹ and Shuhei Maruyama²

¹Nagoya University, ²JAEA

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

[3G04-05] Uncertainty Evaluation

Chair:Tadafumi Sano(Kindai Univ.)

Fri. Sep 9, 2022 10:20 AM - 10:55 AM Room G (E1 Bldg.3F No.32)

[3G04] Uncertainty quantification of calculated nuclear material inventory caused by manufacturing tolerance of nuclear fuel

*Shunsuke Sato¹, Motomu Suzuki¹, Yasushi Nauchi¹ (1. CRIEPI)

10:20 AM - 10:35 AM

[3G05] Discrepancy of Calculation Results Due to Treatment of Manufacturing Uncertainties in Fuel Assembly Geometry

*Tatsuya Fujita¹ (1. NRA)

10:35 AM - 10:50 AM

原子燃料の製造公差に起因して生じる核物質質量計算値の不確かさ評価

Uncertainty quantification of calculated nuclear material inventory caused by manufacturing tolerance of nuclear fuel

*佐藤 駿介¹, 鈴木 求¹, 名内 泰志¹

¹電中研

OECD/NEA の UAM(Uncertainty Analysis in Modelling)ベンチマークを参照し、原子燃料の製造公差に起因して生じる核物質(U, Pu)量計算値の不確かさを、各製造公差パラメータを個別に取り扱ったランダムサンプリング法により評価した。

キーワード：製造公差, 不確かさ評価, 核物質, UAM ベンチマーク, 燃焼計算, SCALE/Polaris

1. 緒言

原子力発電所から払い出された使用済燃料中に含まれる核物質量の計算値と、再処理施設が受け入れた使用済燃料中に含まれる核物質量の計量値との差を受払間差異(SRD)と呼ぶ。計算や測定には様々な不確かさ要因が存在するため SRD をゼロにすることは困難だが、SRD 低減に向けた継続的な活動が求められており、当所では SRD が生じた際の説明性向上に資するため、核物質質量計算値の不確かさ評価を進めている。本検討では、燃焼計算における不確かさ要因の 1 つとして原子燃料の製造公差に着目した。

2. 解析条件

UAM ベンチマーク[1]を参照し、PWR ピンセル体系にて、製造公差パラメータとして、(1)²³⁵U 濃縮度, (2)燃料密度, (3)ペレット径, (4)ギャップ厚さ, (5)被覆管厚さの 5 つを取り扱った。製造公差パラメータの代表点(± 0 , 1, 2, 3, 4, 5 σ)で燃焼計算を行うことで U, Pu 同位体インベントリのテーブルを作成し、そのテーブルを製造公差情報(平均/標準偏差/分布形状)に従ってランダムサンプリングすることで核物質質量計算値の不確かさを評価した。この際、インベントリテーブルはデータ間を線形内挿し、各製造公差パラメータに対して個別に不確かさを評価した。燃焼計算には SCALE-6.2.4 の Polaris を使用し、運転履歴はサイクル燃焼度 15 GWd/t, サイクル長 390 日, サイクル間冷却 60 日で運転中出力一定の条件で 4 サイクル照射とした。

3. 解析結果

燃料取り出し時点(燃焼度 60 GWd/t, 冷却 0 日)における主要な U, Pu 同位体インベントリの相対不確かさを図 1 に示す。図 1 より、各製造公差パラメータの中でも燃料密度の公差に

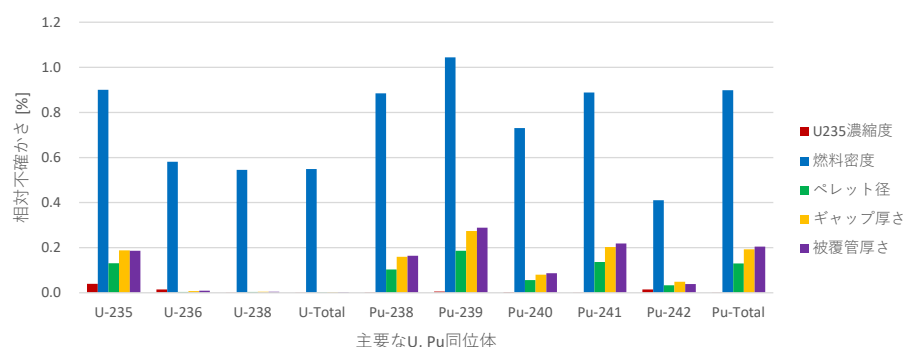


図1 原子燃料の製造公差に起因して生じる主要なU, Pu同位体量の相対不確かさ

起因して生じる不確かさが支配的であること、また、製造公差に起因する不確かさは、核データに起因する不確かさ[2]のおよそ半分程度となることがわかった。

参考文献

[1] NEA/NSC/DOC(2013)7. [2] CRIEPI Report L20003.

*Shunsuke Sato¹, Motomu Suzuki¹ and Yasushi Nauchi¹

¹CRIEPI

燃料集合体体系における製造上の不確かさの取扱方法による評価結果の違い

Discrepancy of Calculation Results Due to Treatment of Manufacturing Uncertainties
in Fuel Assembly Geometry

*藤田 達也¹

¹原子力規制庁

燃料集合体体系における製造上の不確かさを考慮した核特性パラメータの評価では、各燃料棒に対する不確かさの取扱方法が課題の1つとなっている。本稿では、FUBILA試験の燃料棒配置を参考としたMOX燃料集合体を対象として、製造上の不確かさの燃料棒間でのばらつきの取扱方法による評価結果の違いについて報告する。

キーワード：製造上の不確かさ、MOX燃料集合体、FUBILA試験、ランダムサンプリング法、CASMO5

1. 序論 製造上の不確かさを考慮した核特性パラメータの評価について、OECD/NEA/NSCのLWR-UAMベンチマーク問題Phase Iにおける UO_2 燃料棒体系のベンチマーク問題[1]及びFUBILA試験[2]の製造データに基づくMOX燃料棒体系を対象とした評価結果から、無限増倍率の不確かさの主要因となる製造上の不確かさが特定されている[3,4]。また、 UO_2 燃料集合体体系を対象とした先行研究では、製造上の不確かさが燃料棒間でばらつくことに着目し、その際の不確かさ評価結果の変化について報告されている[5]。本稿では、FUBILA試験の燃料棒配置を参考としたMOX燃料集合体体系において、製造上の不確かさの燃料棒間でのばらつきの取扱方法が集合体無限増倍率及び核分裂反応率分布の不確かさ評価結果に与える影響を確認した。

2. 不確かさ評価手順 9×9 基準炉心[2]のテスト領域を参考に 9×9 MOX燃料集合体体系を設定し、集合体核特性解析コードCASMO5を用いて、集合体無限増倍率及び核分裂反応率分布の不確かさをランダムサンプリング法によって評価した。MOX燃料棒体系を対象とした先行研究では、燃料棒の製造上の不確かさのうち、①燃料ペレット密度、②燃料ペレット半径、③被覆管内外径及び④オーバークラッド内外径が不確かさ評価結果に大きく影響することを確認している[4]。そこで、本稿では上記①から④まで及び⑤燃料棒位置のずれに着目することとした。また、製造上の不確かさの燃料棒間でのばらつきは、体系内の燃料棒に与えられる摂動に対して相関（相関係数が0（無相関）から1（正の完全相関）まで）を仮定することで考慮した。

3. 不確かさ評価結果 図1に示す集合体無限増倍率及び核分裂反応率分布の不確かさ評価結果から、両者とも燃料棒間の摂動の相関係数に対して不確かさ評価結果が大きく異なるが、その傾向は正反対であることを確認した。これは、集合体無限増倍率については、燃料棒間の摂動が無相関のとき、各燃料棒における中性子生成・消滅のバランスに対する摂動が体系内でキャンセルアウトするためと考えられる。核分裂反応率分布については、上記とは正反対の定性的な考察となる。また、両者とも、燃料棒間の摂動の相関係数に依らず、燃料ペレット半径の不確かさが支配的であった。以上から、燃料集合体体系における製造上の不確かさを考慮した評価では、燃料棒間の摂動に対する相関が不確かさ評価結果を大きく変えうることを確認した。

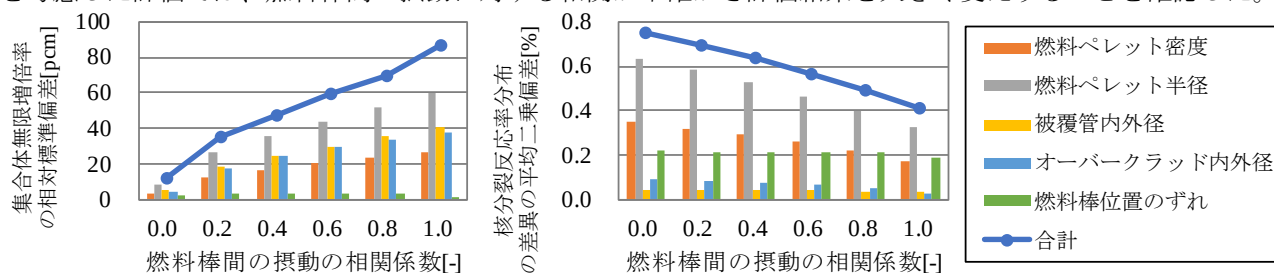


図1 集合体無限増倍率及び核分裂反応率分布の不確かさ評価結果

4. 結論 FUBILA試験の燃料棒配置を参考としたMOX燃料集合体体系において、製造上の不確かさを考慮して、核特性パラメータの不確かさを評価した。燃料棒間の摂動の相関に応じて、不確かさ評価結果が大きく異なり、その傾向は評価対象とする核特性パラメータによっても異なることを確認した。したがって、燃料集合体体系において製造上の不確かさを考慮する場合には、燃料棒間の摂動に対する相関の取扱が重要な観点であると結論づけられる。

謝辞 本研究の実施に当たって貴重な助言をいただきました酒井友宏氏（原子力規制庁）に厚く御礼申し上げます。

参考文献 [1] NEA/NSC/DOC(2013)7 [2] JNES-SS-0622, (2007). [3] E. Canuti et al., Sci. Technol. Nucl. Install., 2012, 817185 (2012). [4] T. Fujita, Proc. PHYSOR2022, (2022). [5] M. Pecchia et al., Proc. PHYSOR2014, (2014).

*FUJITA Tatsuya¹

¹Nuclear Regulatory Authority (NRA)

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

[3G06-09] Advanced Reactor Property

Chair:Tomoaki Watanabe(JAEA)

Fri. Sep 9, 2022 10:55 AM - 12:00 PM Room G (E1 Bldg.3F No.32)

[3G06] Reduced Enrichment Project for KUCA Fuel(2)

*Tsuyoshi Misawa¹, Hironobu Unesaki¹, Yasunori Kitamura¹, Yoshiyuki Takahashi¹ (1. Kyoto University)

10:55 AM - 11:10 AM

[3G07] Effect of Activation Reaction Rate on Epithermal to Intermediate neutron in Reactor Experiment

*Naoto Aizawa¹, Kosuke Kawabata¹ (1. Tohoku Univ.)

11:10 AM - 11:25 AM

[3G08] An inherent safety gas-cooled fast reactor concept of KAMADO-FR2

*Tetsuo Matsumura¹, Takanori Kameyama¹ (1. Tokai University)

11:25 AM - 11:40 AM

[3G09] Consideration of reactivity decrease by assembling fuel assemblies in a heavy water-cooled reduced-moderation reactor

*Tomoatsu Shinohara¹, Yuki Sakurai¹, Hiroki Ishida^{1,2}, Naoyuki Takaki¹ (1. Tokyo City University, 2. Toshiba Plant Systems & Services Corporation)

11:40 AM - 11:55 AM

KUCA の低濃縮燃料への変更計画 (2)
(2) U-Mo 燃料炉心

Reduced Enrichment Project for KUCA Fuel (2)
(2) Core with U-Mo Fuel

*三澤 毅, 宇根崎博信, 北村康則, 高橋佳之
京都大学・複合原子力科学研究所

KUCA の燃料を低濃縮ウランに変更する計画を進めており、固体減速炉心では世界初となるウランモリブデン燃料を使用する予定である。その燃料板の構造と解析例を報告する。

キーワード：低濃縮燃料, ウランモリブデン, KUCA

1. 緒言

京都大学臨界実験装置(KUCA)は低濃縮ウラン (LEU) 燃料を使用するための設置変更申請書が 2022 年 4 月に承認され、現在設工認申請を行い燃料製造の準備中である。軽水減速炉心では KUR 等の研究炉で広く使用実績があるウランシリサイド (U_3Si_2) 燃料を、固体減速炉心では燃料密度の高いウランモリブデン合金 (U-Mo) を用いた燃料板を使用する^[1]。なお、燃料板以外の制御系統等の KUCA の設備は変更しない。

2. U-Mo 燃料炉心

燃料板 (図 1、LU) は LEU に約 7%の Mo を加えた合金 (U-Mo) と Al を混合させて圧縮して固めた Core 部を Al 製のボックスに入れて Al カバーをレーザー溶接により取り付けした形状で、従来の U-Al 合金の HEU 燃料板 (HU) と比べて厚さは約 1.4 倍となるが、従来通り減速材であるポリエチレン板 (PE) 等と組み合わせて燃料さや管に入れて燃料体を構成する。図 2 に LU+2/8”PE の燃料セルからなる燃料体を用いた臨界炉心配置を示す。この燃料領域の高さは約 40cm であり、この燃料領域高さの炉心では最も燃料体数が少ない配置 (20 体) のものである。

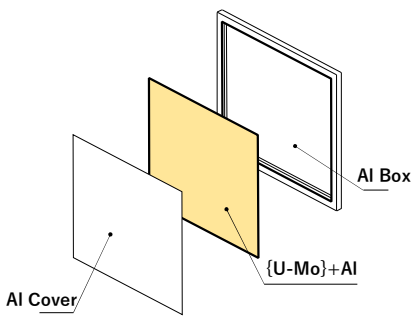


図 1 U-Mo 燃料板

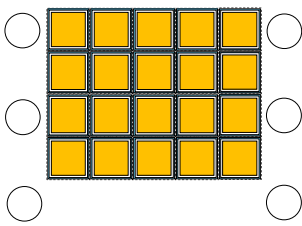


図 2 L2-40cm 炉心配置

MCNP と SRAC-CITATION (共に JENDL-4.0) の実効増倍率の計算結果を表 1 に示す。HU に比べて U 密度が約 10 倍高くなること、HU の場合と比べて U と PE の位置関係が複雑になること (Core 部が PE より小さく、Core 部の周囲に Al がある) などのため SRAC での計算精度は HU の場合と比べて低くなることも予想されたが、この炉心についての MCNP の結果との差異は約 0.3% であり、これまで通り実験解析で決定論的手法を用いることは可能であると考えられるが、今後も解析方法の検討を継続する。

表 1 L2-40cm 炉心の実効増倍率計算結果

Code	k eff
MCNP	0.9996±0.0001
SRAC-CITATION	1.0027

3. 結論

2023 年度中に LU を導入して初期炉心特性を測定することを目指している。

参考文献

[1] 三澤 他、「KUCA の低濃縮燃料への変更計画」2020 秋の年会 1H12.

*Tsuyoshi Misawa, Hironobu Unesaki, Yasunori Kitamura and Yoshiyuki Takahashi
Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto Univ.

原子炉実験における熱外中性子—中速中性子による放射化反応率の影響

(2) 仮想未臨界体系における数値解析

Effect of Activation Reaction Rate on Epithermal to Intermediate neutron in Reactor Experiment

(2) Numerical Analysis in Virtual Source-driven Subcritical Experiment

*相澤 直人, 河端 恒介

東北大学

京都大学臨界集合体実験装置(KUCA)の A 架台を模擬した 2 領域炉心における仮想的な加速器駆動未臨界実験体系に対して数値解析を実施し、未臨界度等の条件に対する熱外中性子—中速中性子による放射化箔の反応率への影響を検討した。

キーワード：放射化反応率，中性子スペクトル，加速器駆動システム

1. 緒言：加速器駆動システム(ADS)の炉心中性子スペクトルは、中性子源位置や燃料の種類、減速材等に依存するため、本研究ではスペクトル変化に対する熱外—中速エネルギー領域の中性子特性を実験的に明らかにすることを目的として研究を進めている。過去の研究[1]において行われた加速器起動システム(ADS)体系による実験測定では、未臨界度が深まるほど熱外中性子に対する熱外—中速中性子による放射化反応の割合が大きくなることが示唆された。本研究では、中性子源位置や減速材の違いを含めた熱外—中速エネルギー中性子の影響を明らかにすることを目的として、文献[2]の臨界実験体系をモデルに仮想未臨界体系に対する数値解析を実施し、熱外中性子—中速中性子による放射化箔の反応率への影響を検討した。

2. 解析概要：Fig. 1 に仮想未臨界炉心体系の例を示す。炉心はポリエチレン減速燃料(図中茶色)と鉛ゾーン燃料(図中緑色)からなる 2 領域炉心である。図における炉心の上方もしくは下方に核破砕中性子源を仮想的に配置する。そして、熱外—中速中性子に感度を有する Ta, W, Cu および In 放射化箔を各燃料領域に配置し、制御棒挿入パターンによって増倍率を 0.99 から 0.964 まで変化させた体系を取り扱う。数値解析には、高エネルギー粒子輸送に PHITS[3]、20MeV 以下の中性子輸送ならびに反応率計算にモンテカルロコード MVP[4]の固定源計算、核データライブラリに JENDL-4.0 を使用した。

3. 結果：結果の一例として、Fig. 1 図中の下方に核破砕中性子源を配置した場合の鉛ゾーン燃料領域に設置した放射化箔の比放射化反応率 ($Au(n,\gamma)$ 放射化反応率で規格化)を示す。未臨界度に対してばらつきがあるものの、傾向として、未臨界度が深まるほど比放射化反応率が増加する傾向が見られた。ポリエチレン燃料領域における傾向や、中性子源位置による影響等の詳しい考察については、発表にて説明を行う予定である。

参考文献 [1] 相澤他, 日本原子力学会 2020 年秋の大会, 3H12 [2] 相澤他, 日本原子力学会 2021 年秋の大会, 2I12

[4] T. Sato, et al., J. Nucl. Sci. Technol. 50(9), (2013) [3] Y. Nayaga et al., JAEA-Data Code 2016-018 (2017)

謝辞：本研究は、JSPS 科研費(19K15474)の助成によるものである。

*Naoto Aizawa and Kosuke Kawabata

¹Tohoku Univ.

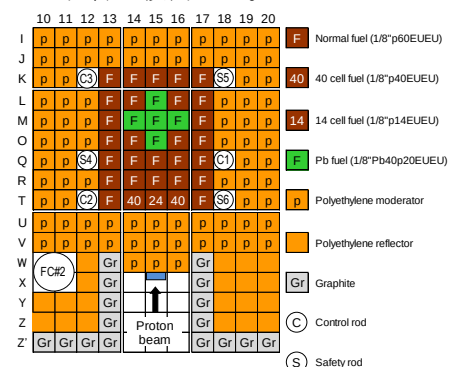


Fig.1:仮想未臨界炉心体系の例

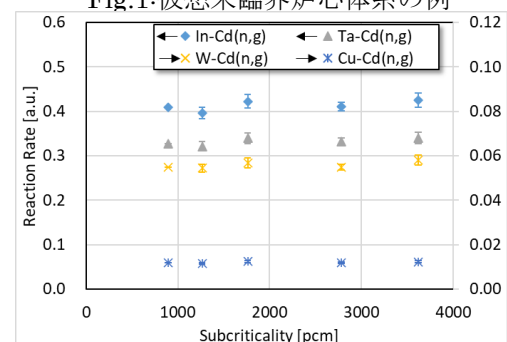


Fig.2: 鉛ゾーン燃料領域における未臨界度に対する比放射化反応率の変化

固有安全性を有するガス冷却高速炉 KAMADO-FR2 の概念 -超長寿命炉心(ULLC)の設計-

An inherent safety gas-cooled fast reactor concept of KAMADO-FR2

Design of ultra-long life core

*松村 哲夫¹、亀山 高範¹

¹東海大

炭酸ガスを冷却材とし固有安全性を有する高速炉概念 KAMADO-FR2¹⁾に金属燃料(U-Pu-10Zr)を適用することで、Pu 富化度 8%で取出燃焼度 262MWd/kgHM の超長寿命炉心(ULLC)を設計した。ステンレス鋼の燃料集合体枠と金属燃料板で構成された燃料集合体は 333K 以下の原子炉プール（最終ヒートシンク）内に設置され、LOCA/LOF 時にも崩壊熱は燃料集合体枠表面から冷却されるため、核・熱的に固有の安全性が達成されることも解析により確認した。

キーワード：固有安全性、高速炉、ガス炉、超長寿命炉心(ULLC)、金属燃料

1. 炉心・燃料集合体概念 KAMADO-FR2 の燃料集合体形状は PWR17×17 燃料集合体と同じとし、5mm 厚のステンレス鋼(SUS)の燃料集合体枠と 0.3mm の SUS で被覆された 6mm 厚×3.7m 高の金属燃料板(9 枚)で構成されている(図 1)。4 体の燃料集合体をセットとし、このうち△の燃料集合体 2 体の内部の流路に上昇流、他の▽の燃料集合体 2 体の内部の流路に下降流として、1.55MPa の炭酸ガスが流れ、燃料板を冷却する。

2. 超長寿命炉心の実現方法 MVP3.0²⁾および MVPBURN を用いて、炉心周囲の中性子反射体を検討し、黒鉛(Graphite)が SUS より優れており、厚さは 1m 程度必要である事が示された(図 2)。燃料集合体内の体積比を燃料 26.1%、SUS などの構造材 11.5%、冷却材 57.8%にすることで、商用組成 Pu 富化度 8%で取出燃焼度 262MWd/kgHM の超長寿命炉心(ULLC)が達成できる(累積転換比 1.001)。燃料集合体枠および金属燃料板の表面に 0.02mm の B₄C を被覆することで燃料集合体内外が水没した場合も負の反応度効果(全水没時と運転時の差 $\Delta k_{inf}/k_{inf}=-1.5\%$)となり、核的な固有の安全性を達成できる。

3. 燃料集合体の温度分布解析 有限要素法解析コード LISA³⁾を用いて、燃料集合体の温度分布を解析した。下降流の冷却材の炭酸ガスの平均温度を 650K とし、運転時の燃料の最高温度は 784K になった。これは、金属燃料の液相形成温度(923K 程度)を十分に下回っている。LOCA/LOF 時にも運転時の 1%の崩壊熱(炉停止後、数時間)で燃料の最高温度は 761K になり、熱的な固有の安全性を達成できる。

4. 議論 金属燃料は燃焼とともに大幅にスウェリングするため、実験炉の板状燃料の様に製造時に金属燃料板を湾曲しておくことで、その影響を吸収できると考えられるが、照射試験による実証が必要である。また、燃料集合体内外の圧力差による構造強度を緩和するため、原子炉プールを冷却ガスと同圧にすることが考えられるが、圧力調整の機能が必要である。

5. まとめ 本炉心概念では、²³⁵U 濃縮度 9%のウラン燃料でも、233 MWd/kgHM まで燃焼が可能であり、FBR 使用済燃料を再処理することなく、ウラン、プルトニウム資源を有効に活用できる。

参考文献 [1]松村, 亀山:原子力学会 2021 年春の年会 3B08, [2]長家, 他, JAEA-Data/Code 2016-019 (2016),

[3]Sonnenhof Holdings. <https://www.lisafea.com/index.html>.

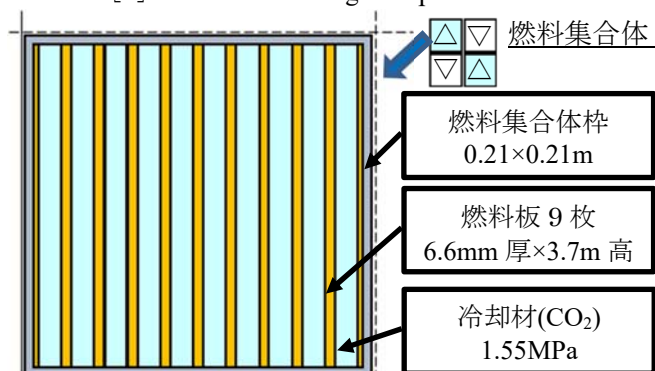


図 1 KAMADO-FR2 の燃料集合体概念 (水平面)

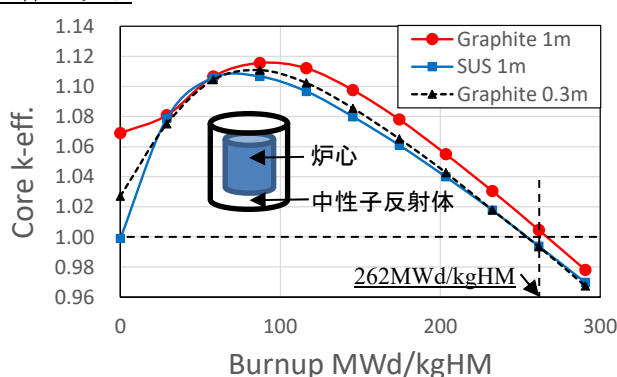


図 2 (U-Pu-10Zr)炉心の中性子反射体の検討

* Tetsuo MATSUMURA¹ and Takanori KAMEYAMA¹

¹ Tokai University

重水冷却低減速トリウム炉における集合体集合に伴う反応度低下に関する考察

Consideration of reactivity decrease by assembling fuel assemblies in a heavy water-cooled reduced-moderation reactor

*篠原 知篤¹、櫻井 祐希¹、石田 大樹^{1,2}、高木 直行¹

¹東京都市大学、²東芝プラントシステム

一般的に原子炉の臨界性は、炉心内の集合体数増加に伴い大きくなるが、水冷却低減速炉ではその逆の傾向となる。この現象は炉心燃料管理上の問題をもたらすため、その原因と対策について考察を行った。

キーワード：外部減速効果、トリウム炉、重水冷却、低減速、集合体

1. 緒言

当研究室では数年来、トリウム燃料を用いた水冷却増殖炉の研究を行っている。先行研究^[1]で概念設計を行った重水冷却低減速トリウム炉の集合体系を図1に、炉心仕様を表1に示す。この集合体一体での重水中の臨界性を調べたところ k_{eff} が1を超え1.30であった。炉心全体では1.08のため、この炉心では装荷集合体数を増加させると臨界性が減少すると予想される。本検討ではこの現象について検証を行った。

2. 装荷集合体数による反応度変化の解析条件・結果

水冷却低減速炉に装荷する燃料として $^{232}\text{ThO}_2\text{-}^{233}\text{UO}_2$ (濃縮度 9.5%) および $^{238}\text{UO}_2\text{-}^{235}\text{UO}_2$ (5%) を、減速材には軽水および重水を想定し、それらを組み合わせた体系で「装荷体数と k_{eff} の関係」を解析した。臨界計算には、汎用中性子・光子輸送計算モンテカルロコード MVP-3.0、核データは JENDL-4.0 を用いた。

解析の結果を図2に示す。減速材が重水の場合 (図内実線)、両燃料とも装荷集合体数の増加に伴い k_{eff} が減少する傾向が見られた。(なお、装荷層数を1層(1体)から2層(7体)へ増やした範囲では k_{eff} が増大) 一方、減速材が軽水の場合 (破線)、 k_{eff} は集合体数とともに増加する一般的傾向となった。

この原因を調べるため、重水減速材での集合体内の中性子束分布をみたところ、外周の燃料ピンほど熱中性子束が高くなっていることが分かった。軽水に比べ減速能が約一桁小さい重水内に置かれた、ピンピッチの短い低減速集合体においては、集合体内部では十分な減速が行われず、外部の重水領域に漏れ出た中性子が減速・拡散し集合体に流入する。この「外部減速効果」により重水内では少数集合体で反応度が大きくなると考えられる。

3. 重水中単一集合体における未臨界確保の解析条件・結果

集合体の中でも外周に近いピンの富化度を減少させることにより、その効果を抑制し、単一集合体時の臨界性を減少させることを検討した。

解析の結果、集合体最外層となる第8層の ^{233}U 富化度を0%、第7層を3.5%、第6層を14%、第5層を15.9%、1~4層を18.13%とすることで、重水中での単体集合体の未臨界確保とともに、無限体系における1~6層までの出力平坦化を達成した。

4. 結言

重水冷却低減速炉は、「外部減速効果」により集合体数の増加に伴い反応度が減少する傾向を示す。集合体外周ピンの富化度を下げること、単一集合体時の未臨界確保および集合体内出力ピーキングを低減できる可能性がある。

参考文献：

- [1] 石田 大樹 「持続型低減速トリウム炉の炉心特性と移行シナリオ」 東京都市大学 修士論文 (2021)
- [2] N.Takaki et, al, “Core Design and Deployment Strategy of Heavy Water Cooled Sustainable Thorium Reactor”, Sustainability, 4, 1933-1945, (2012)

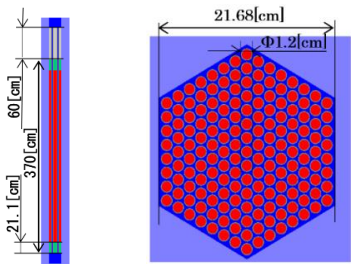


図.1 重水冷却低減速トリウム炉集合体の体系
表.1 重水冷却低減速トリウム炉の仕様

炉心直径[cm]	363
炉心圧力[kPa]	101.3
集合体数/炉心	271
ピン本数/集合体	169
燃料長[cm]	370
プレナム長[cm]	60
軸ブランケット厚[cm]	21.1
集合体ピッチ[cm]	21.68
ピンピッチ[cm]	1.621
燃料ペレット直径[cm]	1.19
被覆管厚[cm]	0.119
被覆管↓ (温度[K])	ジルカロイ 4↓ (293)

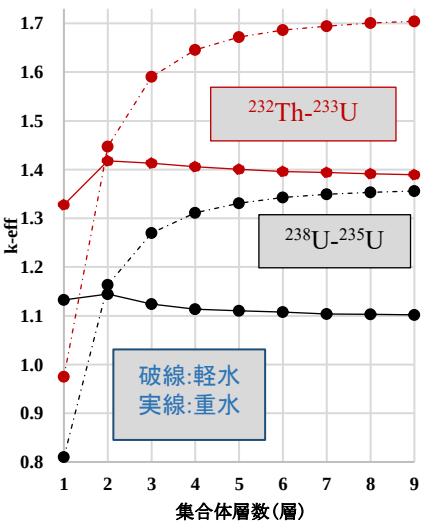


図.2 装荷集合体層数と k_{eff} の関係

*T. Shinohara¹, Y. Sakurai¹, H. Ishida^{1,2}, N.Takaki¹

¹Tokyo City University, ²Toshidai Plant Systems & Services Corporation

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

[3G10-11] Experiment Analysis(Graphite Moderation Reactor)

Chair:Satoshi GUNJI(JAEA)

Fri. Sep 9, 2022 2:45 PM - 3:20 PM Room G (E1 Bldg.3F No.32)

[3G10] Evaluation of Cadmium sample reactivity worth at the KUCA graphite moderated system core

*Seiji Yamasaki¹, Soichiro Moriya¹, Irwan Liapto Simanullang¹, Nozomu Fujimoto¹, Atsushi Sakon², Tadafumi Sano², Yoshiyuki Takahashi³ (1. Kyushu Univ., 2. Kindai Univ., 3. Kyoto Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

[3G11] Evaluation of Cadmium sample reactivity worth at the KUCA graphite moderated system core

*Moriya Soichiro¹, Nozomu Fujimoto¹, Irwan liapto Simanullang¹, Seiji Yamasaki¹, Yoshiyuki Takahashi³, Atsushi Sakon², Tadashi Sano² (1. Kyushu Univ., 2. Kindai, 3. Kyoto Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM

KUCA 黒鉛減速体系における Cd サンプル反応度の評価
(1)モンテカルロ計算による解析

Evaluation of Cadmium sample reactivity worth at the KUCA graphite moderated system core
(1) Evaluation by Monte Carlo simulation

*山崎 誠司¹, 守屋 壮一郎¹, Irwan Liapto Simanullang¹, 藤本 望¹,
左近 敦士², 佐野 忠史², 高橋 佳之³
¹九大 ²近大 ³京大

京都大学臨界集合体実験装置(KUCA)に黒鉛減速体系炉心を構築し、カドミウム(Cd)の反応度評価を行っている。実験結果および MVP を用いた Cd 反応度の計算の状況について報告する。

キーワード：KUCA，黒鉛減速体系，中性子吸収体，Cd 反応度，MVP

1. 緒言

ブロック型の高温ガス炉(HTGR)では最適化された出力分布の形状を維持するため燃焼期間中の過剰反応度の補償は制御棒操作では行わず、固定配置される可燃性毒物(BP)の炭化ホウ素(B₄C)の燃焼による反応度補償により行う。

HTGR の効率的な設計には BP 反応度値の詳細な評価が必要であるが、高温工学試験研究炉(HTTR)の設計の際に用いられた臨界集合体 VHTRC は廃止されている。そこで黒鉛減速体系炉心を構築可能な臨界集合体として KUCA を用い、ホウ素同様に中性子吸収体である Cd の反応度の測定実験、及び解析手法の研究を行うこととした。

2. 実験・結果

図 1 に KUCA の B 架台に構築した黒鉛減速

体系炉心を示す。F は燃料体、D 及び 10 は臨界調整用のドライバー燃料、C1~C3 及び S4~S6 は制御棒及び安全棒である。Cd サンプルは 15mm×15mm×0.5mm の板状試料 1 枚とした。サンプルは炉心中央(ね - 15)の燃料体中の中心の燃料基本セル内に、図 2 のように①のみに挿入したケース、②のみに挿入したケース、③のみに挿入したケースの 3 パターンについて反応度測定を行った。サンプルの反応度は、本体系における C1 制御棒の反応度値曲線を用いてサンプルの有無による臨界制御棒位置の差から測定した。表 1 には図 2 に対応する各挿入位置の 3 回の測定の平均値を実験結果として示す。

Cd 板装荷の燃料体位置

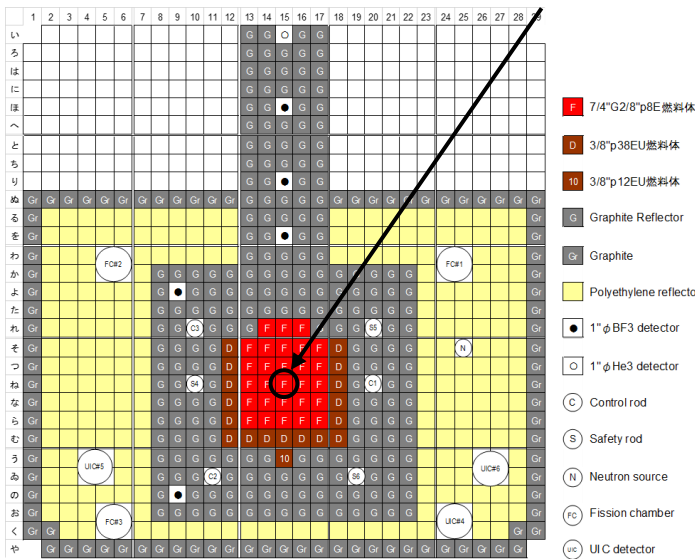


図 1 炉心構成

図 2 に KUCA の B 架台に構築した黒鉛減速

体系炉心を示す。F は燃料体、D 及び 10 は臨界調整用のドライバー燃料、C1~C3 及び S4~S6 は制御棒及び安全棒である。Cd サンプルは 15mm×15mm×0.5mm の板状試料 1 枚とした。サンプルは炉心中央(ね - 15)の燃料体中の中心の燃料基本セル内に、図 2 のように①のみに挿入したケース、②のみに挿入したケース、③のみに挿入したケースの 3 パターンについて反応度測定を行った。サンプルの反応度は、本体系における C1 制御棒の反応度値曲線を用いてサンプルの有無による臨界制御棒位置の差から測定した。表 1 には図 2 に対応する各挿入位置の 3 回の測定の平均値を実験結果として示す。

表 1 Cd 反応度測定結果

Cd 板挿入位置	反応度[pcm]
①	45.7±0.22
②	49.0±0.80
③	50.7±2.36

3. MVP による計算

実験体系を対象にモンテカルロ計算コード MVP3[1]および核データライブラリ JENDL-4.0[2]を用いてシミュレーションを行っている。計算は 1 バッチあたり 30000 ヒストリーとし、バッチ数は 5000 および 30000 とした。また計算時間の短縮を目的とし、4 スレッドの並列計算も行い、計算への影響の確認も行っている。

現状では実験値を必ずしも再現できていないため、計算条件の見直しを行い、また計算結果の収束判定条件の検討も行う予定である。

参考文献: [1] Y. Nagaya, et al.: JAEA-Data/Code 2016-019. [2] K. Shibata, et al.: J. Nucl. Sci. Technol. 48(1), 1-30(2011).

*Seiji Yamasaki¹, Soichiro Moriya¹, Irwan Liapto Simanullang¹, Nozomu Fujimoto¹, Atsushi Sakon², Tadafumi Sano², Yoshiyuki Takahashi³

¹Kyushu Univ., ²Kindai Univ., ³Kyoto Univ.

KUCA 黒鉛減速体系における Cd サンプル反応度の評価
(2)拡散計算による解析

Evaluation of Cadmium sample reactivity worth at the KUCA graphite moderated system core
(2)Evaluation by diffusion theory

*守屋壮一郎¹, 山崎誠司¹, Irwan Liapto Simanullang¹, 藤本望¹, 左近敦士², 佐野忠史², 高橋佳之³
¹九州大学, ²近畿大学, ³京都大学

京都大学臨界集合体実験装置(KUCA)に黒鉛減速体系炉心を構築し、カドミウム(Cd)の反応度評価を行っている。実験結果および SRAC の拡散計算を用いた Cd 反応度の計算の状況について報告する。
キーワード：KUCA, SRAC, 中性子吸収体, 反応度, 黒鉛減速体系

1. 緒言

高温ガス炉(HTGR)では最適化された出力分布の形状を維持するために燃焼期間中の過剰反応度の補償は制御棒操作では行わず、可燃性毒物(BP)の燃焼によって反応度補償を行う。HTGR の設計において、BP 反応度値を正確に評価することが必要である。そこで黒鉛減速体系炉心を構築可能な KUCA を用い、中性子吸収体である Cd の反応度の測定実験、及び解析手法の研究を行った。

2. 実験

KUCA の B 架台に黒鉛減速体系炉心を構築し、15mm×15mm×0.5mm の板状 Cd サンプル試料 1 枚を炉心中央の燃料体の上から 4 番目の基本セルに、試料を 3 箇所のいずれかに挿入した。Cd 板の燃料体中の装荷位置は図 1 に示す。サンプルの反応度は、本体系における制御棒の反応度値曲線を用いてサンプルの有無による臨界制御棒位置の差から測定した。

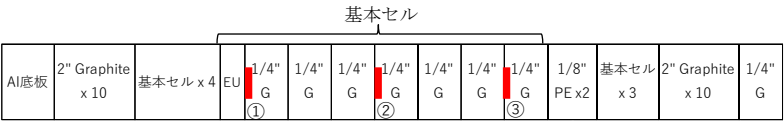


図 1 Cd 燃料体中の Cd 板の挿入位置

表 1 Cd 反応度測定結果と計算値

Cd挿入位置	計算値	実験測定値
①	44.3	45.7±0.22
②	49.4	50.7±2.36
③	48.9	47.8±0.80

3. 実験結果及び SRAC による計算

SRAC2006[1]および核データライブラリ JENDL-4.0[2]を用いて HTTR を参考に計算簡略のためにエネルギー群数を 6 群に縮約して計算を行った。実験結果及び現状の計算結果を表 1 に示す。

現状では Cd 板の装荷による燃料棒内での中性子束への影響は、サンプルを装荷したセルだけでなく周辺のセルの中性子束にも影響を及ぼすことがわかっている。Cd 板の装荷による燃料棒内での中性束への影響を図 2 に示す。そのため均質化断面積を求める領域を Cd 板を装荷したセルとその周辺セルとすることとした。この方法により精度良く評価できることを明らかにした。今後は精度の向上、計算結果の妥当性の確認を行う予定である。

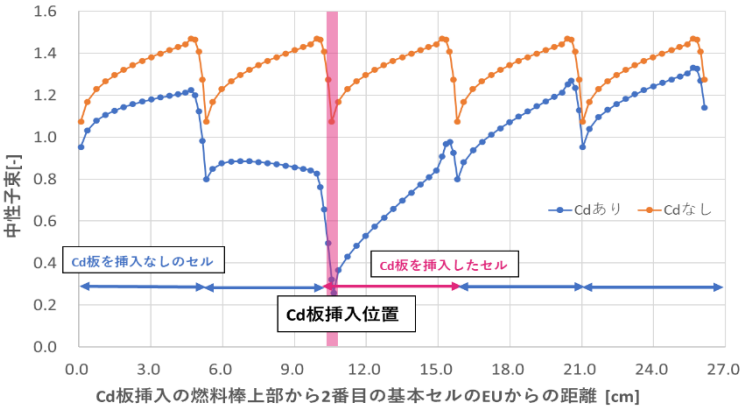


図 2 Cd サンプルの燃料棒内での影響範囲

参考文献

[1]K.Okumura, et al. : JAEA-Data/Code2007-004,(2007). [2]K.Shibata, et al.: J.Nucl. Sci. Technol.,48 (2011).

*Soichiro Moriya¹, Seiji Yamasaki¹, Irwan Liapto Simanullang¹, Nozomu Fujimoto¹, Atsushi Sakon², Tadafumi Sano², Yoshiyuki Takahashi³

¹Kyushu Univ., ²Kindai Univ., ³Kyoto Univ

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

[3G12-14] Medical RI Production

Chair: Tatsuya Fujita(NRA)

Fri. Sep 9, 2022 3:20 PM - 4:10 PM Room G (E1 Bldg.3F No.32)

[3G12] Medical RI production in existing reactors

*Daiki Iwahashi¹, Yuto Sasaki¹, Shigetaka Maeda², Naoyuki Takaki¹ (1. TCU, 2. JAEA)

3:20 PM - 3:35 PM

[3G13] Medical RI production in existing reactors

*Yuto Sasaki¹, Daiki Iwahashi¹, Shigetaka Maeda², Naoyuki Takaki¹ (1. TCU, 2. JAEA)

3:35 PM - 3:50 PM

[3G14] Medical RI Production in existing reactors

*Naoyuki Takaki¹, Daiki Iwahashi¹, Yuto Sasaki¹, Shigetaka Maeda² (1. Tokyo City University,
2. Japan Atomic Energy Agency)

3:50 PM - 4:05 PM

既設原子炉による医用 RI の生成

(1)高速実験炉常陽の炉心中心/反射体領域における Ac-225 生成

Medical RI production in existing reactors

(1) Ac-225 production in the core center/reflector region of the experimental fast reactor Joyo

*岩橋 大希¹、佐々木 悠人¹、前田 茂貴²、高木 直行¹

¹東京都市大学、²JAEA

Ac-225 は、前立腺がん等の治療に用いる標的 α 療法 (TAT) の放射性同位元素として注目されている。そこで、高速炉常陽に Ra-226 及び Th-230 を装荷し、核変換によって Ac-225 を生成する方法を検討した。炉心中心部の高速中性子を利用した(n,2n)反応と、反射体領域で熱化した中性子を利用した(3n, α β)反応によって Ac-225 生成が見込める。

キーワード：標的 α 療法、Ac-225、Ra-226、Th-230、高速実験炉常陽、(n,2n)反応、(3n, α β)パス

1. 緒言 標的 α 療法は血液由来癌、播種性癌、前立腺癌などの治療法として研究が進められており、標的 α 療法向けの短寿命 α 核種として Ac-225 が近年注目されている。しかし、 α 線放出核種の供給は増大する需要に対応出来ていない。現在、Ac-225 は主に ORNL, ITU, IPPE の Th-229 発生装置から生成されているが、年間生成量は約 63GBq (数千人を治療できる程度の量) [1]程度でとどまっているため、様々な Ac-225 生成法が提案されている[2]。本研究では高速実験炉常陽に Ra-226 及び Th-230 を照射ターゲットとして装荷することで Ac-225 を生成する方法を検討した。

2. Ac-225 生成法 常陽の炉心中心に Ra-226(金属、密度 5.5g/cm³)又は Th-230(ThO₂、密度 9.5g/cm³)を装荷し、高速中性子による(n,2n)反応を利用した方法と、反射体領域に照射ターゲットを装荷し、その周囲に Be を用いた減速集合体を装荷することによって高速中性子を減速させることで、複数回の中性子捕獲反応による(3n, α β)パスによって Ac-225 を生成する方法を検討した。照射ターゲットを装荷する炉心を図 1 に、Ra-226 及び Th-230 から Ac-225 の親核種である Ra-225 を生成するパスを図 2, 3 に示す。

2-1. Ra-226 照射による Ac-225 生成 炉心中心に Ra-226 を 1g 装荷した場合は、常陽の基本的な運転サイクルである 60 日間照射を年 3 回行うことで、(n,2n)反応により約 36.9GBq/g/year の Ac-225 が生成出来た。一方、反射体領域に装荷して周囲に適切な減速集合体を配置して減速した中性子を 3 年間照射した場合は、(3n, α β)パスを経て、親核である Th-229 が約 0.3GBq/g/year 生成され、52.5 日間隔で年 7 回 Ra-225 をミルキングし、一度回収した Ra-225 からそれぞれ 3 回 (即ち 7×3=21 回/年) Ac-225 をミルキングすることにより、約 3.0GBq/g/year の Ac-225 を半永久的に生成出来る。

2-2. Th-230 照射による Ac-225 生成 Th-230 を炉心中心に 50g 装荷した場合は、5 年間照射することで、(n,2n)反応により約 2.7GBq/50g/year の Ac-225 が半永久的に生成出来た。また、反射体領域に装荷して Ra-226 と同様に適切な減速集合体を配置して 5 年間照射すると、(3n, α β)パスを経て、Th-229 が約 0.38GBq/g/year 生成され、Ra-226 の場合と同様の手順でミルキングを行い、約 6.1GBq/50g/year の Ac-225 を半永久的にミルキング出来る。

3. 結論 高速実験炉常陽を用いた Ac-225 生成法を検討した。炉心中心でターゲット核種を照射することで短期間に大量の Ac-225 が生成可能であることと、炉心反射体領域で照射ターゲットの周囲に適切な減速集合体を用いて一度 Th-229 を生成すると、Ac-225 を半永久的に生成出来ることが分かった。

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。

参考文献

- [1] Andrew, K.H.R.; Caterina, F.R.; Paul, S.; Valery, R. Development of 225Ac Radiopharmaceuticals: TRIUMF Perspectives and Experiences. Curr. Radiopharm. 2018, 11, 156–172.
- [2] Iwahashi, D.; Kawamoto, K.; Sasaki, Y.; Takaki, N. Neutronic Study on Ac-225 Production for Cancer Therapy by (n,2n) Reaction of Ra-226 or Th-230 Using Fast Reactor Joyo. Processes 2022, 10, 1239. <https://doi.org/10.3390/pr10071239>

*Daiki Iwahashi¹, Yuto Sasaki¹, Shigetaka Maeda² and Naoyuki Takaki¹ ¹Tokyo City Univ. ²JAEA

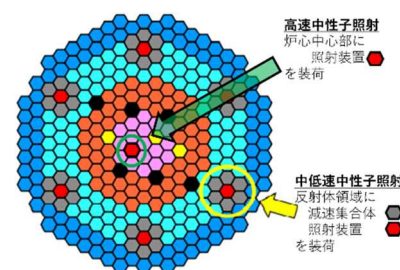


図 1. 中低速中性子照射場設置炉心

Th-226 30.57 minutes	Th-227 18.68 days	Th-228 1.9116 years	Th-229 7920 years
Ac-225 10.0 days	Ac-226 1.224 days	Ac-227 22.77 years	Ac-228 6.15 hours
Ra-226 3.66 days	Ra-225 14.9 days	Ra-226 1600 years	Ra-227 42.2 days

図2. Ra-226 照射により Ac-225 の親核 Ra-225 を生成する核変換パス

U-230 20.8 days	U-231 4.2 days	U-232 6.5 years	U-233 1.592E5 years
Pa-229 1.50 days	Pa-230 1.4 days	Pa-231 3.276E4 years	Pa-232 1.32 days
Th-228 1.9116 years	Th-229 7920 years	Th-230 7.54E4 years	Th-231 1.063 days

図3. Th-230 照射により Ac-225 の親核 Th-229 を生成する核変換パス

既設原子炉による医用 RI の生成 (2)高速実験炉常陽での Mo/Tc 生成のためのスペクトル場調整

Medical RI production in existing reactors

(2) Optimization of neutron spectrum field for Mo/Tc production in the experimental fast reactor Joyo

*佐々木 悠人¹, 岩橋 大希¹, 前田 茂貴², 高木 直行¹

¹ 東京都市大, ² JAEA

診断用の RI として最も需要の高い ^{99}Mo (半減期: 66 時間)/ $^{99\text{m}}\text{Tc}$ (半減期: 6 時間)は、100%輸入に依存している。そのため、海外原子炉の老朽化や自然災害に伴う輸送トラブル等の供給不安定性から、RI 専門部会でも国産化の議論が活発化している。本研究では、高速実験炉「常陽」(以下「常陽」)の炉心周辺の中性子減速場を活用した中性子放射化法によって効率的に ^{99}Mo 生成する方法を検討した。

キーワード: ^{99}Mo 、 $^{99\text{m}}\text{Tc}$ 、減速材、ベリリウム、重水素化イットリウム、高速実験炉「常陽」

1. 諸言

濃縮ウラン(HEU,LEU)を原料としない ^{99}Mo の代替製造法として、天然 Mo を原料に電子線形加速器で電子線照射による $^{100}\text{Mo}(\gamma, n)$ 反応を利用する方法や、原子炉で中性子を照射し $^{98}\text{Mo}(n, \gamma)$ 反応を利用する方法などが検討されている。本研究では、高速実験炉「常陽」の中低速中性子照射場を用いた $^{98}\text{Mo}(n, \gamma)$ 反応により ^{99}Mo を製造する方法に着目し、照射領域の中性子スペクトル調整による最適な天然 Mo 照射条件を明らかにした。

2. 中低速中性子照射場での ^{99}Mo 製造

2-1. 最適な減速集合体材料及びその充填率

「常陽」は、原子力分野、一般産業における研究開発を目的とした照射条件拡大のため、炉心径方向反射体領域へ中性子減速材を用いた中低速中性子照射場(図 1)が設置可能な許可を有している。この照射場は、照射試験集合体とその周囲に装荷する中性子減速材を装填した減速集合体で構成され、照射試験の目的に応じて減速集合体材料とその充填率を変更できる。

本検討では、減速集合体材料として実績のある Be、ZrH_{1.65} に加え、減速能が高い重水素化物の YD₂、そして比較的に減速能が高く熱的裕度がある Graphite を検討し、減速集合体材料の種類及びその充填率と $^{98}\text{Mo}(n, \gamma)$ 反応率との相関(図 2)を評価した。

その結果、 $^{98}\text{Mo}(n, \gamma)$ 反応率が最大となったのは、Graphite(ラッパ管内面積:100%)ケースと Be(ラッパ管内面積:60%)であったが、減速集合体の冷却材流路確保のため、Be(60%)を選定した。

2-2. 最適ターゲット仕様

減速集合体材料としては、充填率 60%の Be が有効であった。そこで、更なる反応率向上を目的に減速集合体材料とは異種の減速材を組み合わせることを検討した。具体的には、ターゲット上下方向に減速材を配置し、ターゲットに減速材を混合させ、 ^{99}Mo 生成量への影響を評価した。異種の減速材として YD₂ を用いた際の、YD₂ 充填率と 7 日照射直後の ^{99}Mo 生成量の相関を図 3 に示す。

その結果、 $^{98}\text{Mo}(n, \gamma)$ 反応率が最大となったのは、YD₂ 混合率 90% ケースであったが、YD₂ 混合率を増加させた際の生成率の改善効果は僅かであり、YD₂ 混合率増加に伴い Mo 装荷量が減少し、 ^{99}Mo 生成量も減少した。一方、 ^{99}Mo 生成量が最大となったのは、YD₂ 混合率 0% ケースであり、天然 Mo 1g 当たりの生成量は約 370 GBq/g-天然 Mo であった。

以上のことから、 ^{99}Mo の生産性を考慮すると YD₂ を混合せずにターゲットを照射することが有効である。

3. 結言

「常陽」の中低速中性子照射場での有効な ^{99}Mo 製造法として、減速集合体材料に充填率 60%の Be を用い、Mo ターゲットのみを照射する体系が有効である。従来の JMTR を用いた中性子放射化法の比放射能が最大で約 200 GBq/g-Mo に対して、本研究では、その 1.85 倍の約 370 GBq/g-Mo という比放射能から天然 Mo から ^{99}Mo を生成する有効な手段の一つになり得ると考えられる。

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。

* Yuto Sasaki¹, Daiki Iwahashi¹, Shigetaka Maeda², and Naoyuki Takaki¹

¹ Tokyo City University, ² Japan Atomic Energy Agency.

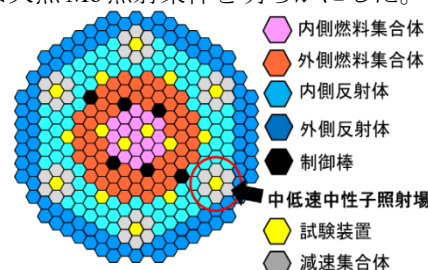


図 1 「常陽」の中低速中性子照射場

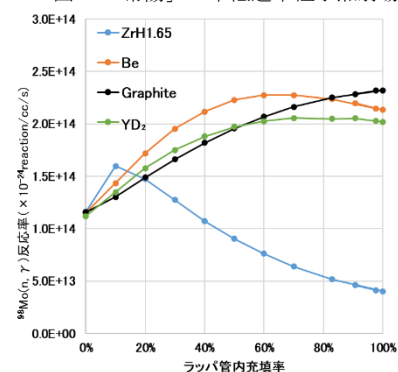


図 2 減速材と $^{98}\text{Mo}(n, \gamma)$ 反応率の相関

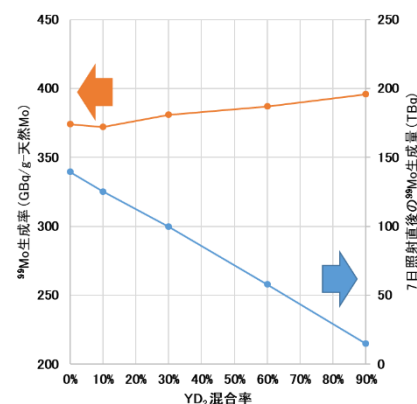


図 3 YD₂ 混合率と ^{99}Mo 生成量の相関

既設原子炉による医用 RI の生成
(3)常陽と PWR の医用 RI 生成特性比較
Medical RI production in existing reactors

(2) Comparison of medical RI production performances in Joyo and PWR

*高木 直行¹, 佐々木 悠人¹, 岩橋 大希¹, 前田 茂貴²
¹ 東京都市大, ² JAEA

高速実験炉常陽および商用 PWR における、診断用 RI の ^{99m}Tc および α 内用療法用 RI の ²²⁵Ac の生成特性を比較した。

キーワード: ^{99m}Tc、²²⁵Ac、中性子スペクトル、²²⁶Ra 原料、²³⁰Th 原料

1. 国内既設原子炉利用の意義

診断用 RI として現在最も多く使用されている ⁹⁹Mo/^{99m}Tc は、海外の非発電用原子炉で濃縮ウラン(HEU, LEU)を照射し、核分裂生成物の中から分離・回収する「核分裂法」に因るものである。この現在の供給体制は、1)核不拡散の観点から原料である濃縮ウランの利用が困難になっていること、2)海外照射炉の老朽化・計画外停止、3)半減期の短い RI を海外から輸送することに起因する非効率性や供給不安定性といった問題を内在している。核医学診断に用いられる RI の 7 割を占める ⁹⁹Mo/^{99m}Tc について、その国内自給率を高めること、さらには国内施設のみで完結した安定供給体制を確立することは極めて重要である。

また多様ながんの治療法として期待される α 線源内用療法向けの ²²⁵Ac については、現在各国が種々加速器を用いた生成法の開発を行っている。核反応の種類としては(p,2n)、(γ,n)、(p, spallation)などがある。原子炉を用いる方式としては、高速中性子による(n,2n)反応が有効であるが、現在運用可能な高速中性子炉を所有する国は露、中、印を除いて日本のみであり、我が国が世界の ²²⁵Ac 供給分野に寄与できる可能性がある。

2. ⁹⁹Mo の生成

核分裂法の代替反応である ⁹⁸Mo(n,γ)の熱中性子捕獲断面積は 132.1 mb と小さく、共鳴積分は 6.907 b であるため、⁹⁹Mo 生成には適度に減速された高中性子束が望ましい。常陽では炉心周辺の反射体領域に Be 減速集合体を 6 体配置しその中心で MoO₃ ターゲットを 7 日間照射することにより、照射直後で 370 GBq/g-nat.Mo の ⁹⁹Mo を生成する。PWR では、炉内中性子束検出器を定期的に出し入れする既設の 4 本のシンプルチューブを用い、運転中の挿入／引抜のため数珠つなぎにした全長 3600mm の MoO₃ ターゲットの 7 日照射により 360 GBq/g-⁹⁸Mo を生成する。なお、PWR では特段のスペクトル調整は行わないが、⁹⁸Mo の同位体比を天然 Mo の約 4 倍となる 98%に濃縮した Mo の利用を想定している。照射後に冷却 1 日+6 日経過後の ⁹⁹Mo 放射エネルギー (6-day Ci/週単位) としては、両炉とも MoO₃ 装荷量 760g で約 600 (6-day Ci/週) となり、日本の週間需要量(1000 Ci)の約 6 割に相当する。

3. ²²⁵Ac の生成

原子炉で ²²⁵Ac を生成する反応には、ターゲット同位体の種類や中性子スペクトルに応じて(n,2n)、(3n,αβ)がある。いずれの方法でも不純物となる ²²⁷Ac(半減期 21.8 年)が混入するため、照射後の Ac は全て廃棄し、生成された親核(²²⁵Ra もしくは ²²⁹Th)からの崩壊で純粋な ²²⁵Ac を得る。⁹⁹Mo 生成に比べ長期照射となるため、原子炉運転中の挿入/取出操作は不要である。

高速中性子束の高い常陽の炉心中心では、1g の ²²⁶Ra の 60 日照射により、現世界供給量(63 GBq/y)の約半分を生成する。原料となる ²²⁶Ra は天然ウラン 3ton に約 1g が含まれるが、需要増による入手困難性に配慮し、約 50 倍豊富に存在する ²³⁰Th を代替ターゲット核種として検討した。常陽炉心中心での ²³⁰Th (n,2n)法や、常陽の反射体領域もしくは PWR で有効な減速中性子による(3n,αβ)法は、数年～10 年の照射期間 (3～5 EPFY) を要し ²²⁶Ra(n,2n)法に比べ 1/10 程度の年間生成量となるものの、長半減期親核の ²²⁹Th を生成するため、ミルキングで半永久的に ²²⁵Ac を得る有効な方法となる可能性がある。特に ²³²U を経由する ²³⁰Th (3n,αβ)法は、原子炉停止中の ²³²U 崩壊による ²²⁸Th 増大により ²²⁸Th (n,γ) ²²⁹Th が促進される好ましい効果がある。

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。

図 1 常陽/PWR での ²²⁵Ac 生成

照射位置	常陽 (60日運転+60日停止)				PWR (390日運転+30日停止)		
	炉心中心			炉心周辺		炉心周辺	
照射原料核種	Ra-226	←	Th-230	Ra-226	Th-230	Ra-226	Th-230
生成対象核種 (半減期)	Ra-225 (15日)	Th-229 (7880年)	←	←	←	←	←
主たる変換パス	(n, 2n)	(3n, αβ)	(n, 2n)	(3n, αβ)	Th-228経由 (3n, αβ)	(3n, αβ)	Th-228経由 (3n, αβ)
原料核種 装荷量[g]	1	←	50	1	50	1	50
減速材利用	無し	←	←	Be集合体: 6 YD:混合: 90%	←	無し	←
実効照射時間	60日	5.0年	5.0年	3.0年	4.9年	3.2年	6.4年
Ac-225の 年間生成量* [GBq/year]	36.9	4.9	2.7	3.0	6.1	5.6	5.0
1回照射による A-225の永続生成	No	Yes	Yes	Yes	Yes	Yes	Yes

^{*} Naoyuki Takaki¹, Yuto Sasaki¹, Daiki Iwahashi¹ and Shigetaka Maeda² ¹ Tokyo City University, ² Japan Atomic Energy Agency.

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

[3H01-06] Irradiation Behavior

Chair: Kazutoshi Tokunaga (Kyushu Univ.)

Fri. Sep 9, 2022 9:30 AM - 11:00 AM Room H (E1 Bldg. 3F No.33)

[3H01] Ion irradiation response of cold rolled and recrystallized 12Cr ODS steel

*Jingjie Shen¹, Takuya Nagasaka¹, Takeo Muroga¹, Huilong Yang², Sho Kano², Hiroaki Abe² (1. NIFS, 2. UTokyo)

9:30 AM - 9:45 AM

[3H02] Evaluation of irradiation effects on high entropy cuprate superconductors

*Kota Sakurai¹, Naoko Oono¹, Aichi Yamashita², Yoshikazu Mizuguchi², Kiyohiro Yabuuchi³, Okinobu Hashitomi³ (1. Yokohama Natl. Univ., 2. Tokyo Metropolitan Univ., 3. Kyoto Univ.)

9:45 AM - 10:00 AM

[3H03] Neutron irradiation effects on material properties and microstructural development of HFIR irradiated Tungsten

*Akira Hasegawa¹, Kenta Yoshida¹, Takeshi Miyazawa² (1. Tohoku Univ., 2. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM

[3H04] TEMPERATURE DEPENDENCE ON D RETENTION FOR DAMAGED W-10%RE ALLOY

*Yasuhisa Oya¹, Shiori Hirata¹, nao Inozume¹, Naoaki Yoshida², Tatsuya Hinoki³, Kiyohiro Yabuuchi³ (1. Shizuoka Univ., 2. Kyushu Univ., 3. Kyoto Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM

[3H05] Responses of binary tungsten alloys to heavy ion irradiation

*Yuji Hatano¹, Jing Wang^{1,4}, Takeshi Toyama², Tatsuya Hinoki³, Kiyohiro Yabuuchi³ (1. Univ. of Toyama, 2. Tohoku Univ., 3. Kyoto Univ., 4. Hefei Inst. Technol.)

10:30 AM - 10:45 AM

[3H06] Evaluation of irradiation defect accumulation in tungsten based on the rate theory

*Makoto Kobayashi^{1,2}, Yasuhisa Oya³ (1. National Institute for Fusion Science, 2. SOKENDAI, 3. Shizuoka University)

10:45 AM - 11:00 AM

Ion irradiation response of cold-rolled and recrystallized 12Cr ODS steel

*Jingjie Shen¹, Takuya Nagasaka¹, Takeo Muroga¹, Huilong Yang², Sho Kano², Hiroaki Abe²

¹NIFS, ²UTokyo

Abstract (approx. 55words)

In this study, to investigate the stability of oxide particles and the microstructure changes of cold-rolled and recrystallized 12Cr ODS steel, irradiation experiments with 2.8 MeV Fe²⁺ were conducted up to 15 dpa at room temperature (RT) and 673 K. The irradiation hardening mechanisms for cold-rolled and recrystallized ODS steel will be discussed.

Keywords: ODS steel, irradiation defects, microstructure, nanoindentation hardness

1. Introduction

Oxide-dispersion-strengthened (ODS) steel is considered as a candidate for cladding material in fission reactors and structural material in fusion reactors. To improve the high-temperature strength and irradiation damage resistance, a high density of nanoscale oxide particles is induced by mechanical alloying process, and re-precipitated during the subsequent thermomechanical treatments. The stability of oxide particles under severe plastic deformation, high-temperature and neutron irradiation conditions is essential to maintain the adequate strength for applications. Heavy ion irradiation experiments are generally helpful to simulate the neutron irradiation environments. In this study, aiming at revealing the stability of oxide particles, the microstructure changes of cold-rolled and recrystallized 12Cr ODS steel under ion irradiation have been investigated.

2. Experimental

12Cr ODS steel with nominal composition of Fe-12Cr-2W-0.3Ti-0.25Y₂O₃ was used. 3 mm thick specimens were cold rolled on the original normal direction (ND)-transverse direction (TD) section with 90% thickness reduction. With respect to recrystallization process, the cold rolled specimens were annealed at 1373 K for 3 h in a vacuum. Irradiation with 2.8 MeV Fe²⁺ was conducted at room temperature (RT) and 673 K at the High Fluence Irradiation Facility, The University of Tokyo. The irradiation doses were in the range of 0.5 ~ 15 displacements per atom (dpa), which were estimated at the peak damage (~800 nm from the surface) based on SRIM calculation. After irradiation experiments, nanoindentation hardness tests were carried out to the depth of 150 nm from the surface. The microstructure was characterized by transmission electron microscopy.

3. Conclusion

Results showed that the hardness was not evidently changed up to 15 dpa at both RT and 673 K for the cold-rolled specimen, indicating that deformation dislocations provide the sinks for the irradiation defects. By contrast, the hardness of recrystallized specimen was increased with increasing irradiation dose at both RT and 673 K. The hardening at 673 K was more obvious than RT at irradiation damage level of 0.5 dpa. The hardening behavior of cold-rolled and recrystallized specimens based on microstructural characterization will be presented.

高エントロピー化した銅酸化物超伝導体の照射影響評価

Evaluation of irradiation effects on high entropy cuprate superconductors

*櫻井洸太¹、大野直子¹、山下愛智²、水口佳一²、藪内聖皓³、橋富興宣³

¹横浜国大、²都立大、³京大

超伝導体 YBa₂Cu₃O_{7-δ}(YBCO)と Y サイトを高エントロピー(HE)化した REBCO に 1MeV-He⁺イオンを最大 70mdpa 室温照射した。照射後、YBCO の超伝導特性は劣化したが、HE-REBCO の特性は僅かに向上した。

キーワード：高エントロピー、超伝導マグネット、照射欠陥、磁束ピン止め

1. 目的

銅酸化物系高温超伝導体は、約 10²²n/m² 以上の中性子照射では超伝導特性が劣化する。そこで、我々は近年開発された高エントロピー合金(HEA)型超伝導体¹に着目している。HEA は 5 種類以上の金属元素がほぼ等モル比で 5-35 at%で含まれる合金で、照射損傷を抑制する原子力材料として期待されている。HEA 型の超伝導体は、HEA と同様に耐照射性を持つ可能性がある。本研究では、銅酸化物超伝導体 YBa₂Cu₃O_{7-δ}(YBCO) の Y サイトを HE 化した超伝導体にイオン照射を施した影響を YBCO と比較し、HEA 型超伝導体の核融合炉への応用可能性を探ることを目的とした。

2. 実験方法

試料は多結晶の YBCO と、YBCO の Y サイトを 3 元素に置換した Y_{0.39}Sm_{0.31}Eu_{0.30}Ba₂Cu₃O_{7-δ} (ME-REBCO) および 6 元素に置換した Y_{0.18}La_{0.24}Nd_{0.14}Sm_{0.14}Eu_{0.15}Gd_{0.15}Ba₂Cu₃O_{7-δ} (HE-REBCO)である。幅約 1 mm×長さ約 2 mm×厚さ約 1 mm の試験片に対して、京都大学エネルギー理工学研究所の DuET 施設にて、1MeV-He⁺イオンを 45° の入射角で室温照射した。SRIM から見積もった損傷量は 600 nm で 10 mdpa, 1.5 μm では 70 mdpa である。照射後の試験片に SQUID 磁束計による磁化測定を行い、超伝導特性の変化を評価した。照射前後の微細組織変化を、透過型電子顕微鏡(TEM)による格子像と電子回折パターンから評価した。

3. 結果及び考察

80K での規格化磁化の温度変化を評価すると、損傷領域の体積が試料の 1/1000 以下であるため、超伝導転移温度は変化しなかった。しかし、YBCO と ME-REBCO では照射後の磁化の下降が鈍化し、超伝導特性の劣化を示唆する結果となった。HE-REBCO では逆に超伝導特性が向上する傾向を示した。格子像からは、全ての試料において数 nm 程度のアモルファスと思われる照射欠陥が多数観察された。Fig.1 に深さ 600 nm における欠陥の大きさと数密度の分布を示す。3nm 以下の欠陥数密度は HE-REBCO の方が多かったが、YBCO と ME-REBCO ではより大きな欠陥が多く見られた。この傾向は損傷の大きい 1.5 μm の深さでも同様であった。YBCO の特性を向上させる最適な磁束ピン止めのサイズは 77 K では 2-4 nm とされている²ため、HE-REBCO では効率的な磁束ピン止めがはたらし、特性を向上させていると考えられる。

参考文献

[1] Y. Shukunami et al. Phys C: Supercond App. 572(2020)1353623.

[2] T. Haugan et al. Nature 430(2004) 867-870.

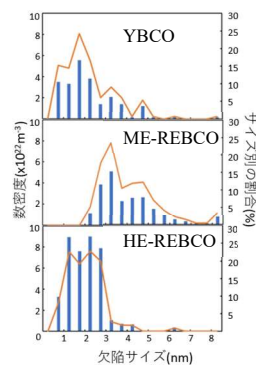


Fig. 1 欠陥サイズの数密度

*Kota Sakurai¹, Naoko Oono¹, Aichi Yamashita², Yoshikazu Mizuguchi², Kiyohiro Yabuuchi³, Okinobu Hashitomi³

¹Yokohama Natl. Univ., ²Tokyo Metropolitan Univ., ³Kyoto Univ.

HFIR で照射したタングステンの中性子照射後特性と微細組織発達

Neutron irradiation effects on material properties and microstructural

development of HFIR irradiated Tungsten

*長谷川晃¹, 吉田健太¹, 宮澤健^{1,2}

¹ 東北大学, ² 現) 原子力機構

日米科学技術協力事業 PHENIX 計画にて、米国 ORNL 研究所の HFIR 炉において熱中性子遮へいキャプセル内で 600°C~1100°C の温度範囲で最大 0.7dpa まで中性子照射したタングステン合金における照射硬化量および電気抵抗を測定し、その後透過電子顕微鏡観察によって微細組織観察を行った結果を報告する。

キーワード： 中性子照射、タングステン、照射影響、微細組織発達

1. 緒言： 日米協力事業 PHENIX 計画で、核融合炉ダイバータ用タングステン(W)として開発・試作した種々の W 合金の中性子照射挙動の調査を行うために HFIR 炉の熱中性子遮へいキャプセルで中性子照射を施した試料が、2022 年 1 月に米国より金研・大洗に到着した。これらは米国での照射後試験により引張挙動や熱伝導率変化などのデータが得られている試料であるが、損傷の微細組織については研究が行われていなかったものである。現在国内での透過電子顕微鏡などでの微細組織観察を進めており、照射組織発達と種々の照射特性との関係の検討を始めた最初の結果について報告する。

2. 実験方法： 研究に用いた試料はアライドマテリアル社製の粉末冶金法で作製した純 W (Pure-W)、W-3%Re 合金 (W-3Re) K-ドープ W (K-W) および K ドープした 3%Re-W 合金 (K-3Re-W) の、900°C20 分の応力除去処理材 (SR) 材、およびその再結晶材(R)である。これらの試料を 3mmφ、0.25mm の TEM disk として加工し、HFIR-19J の熱中性子遮蔽キャプセル内で、600°C (0.4dpa)、800°C (0.7dpa)、1100°C(0.66dpa)の照射を行った。照射後試験は、照射材の表面を機械研磨した後、室温において 4 端子法による電気抵抗率測定と、測定荷重 200gf、15 秒でビッカース硬さを測定した。微細組織観察用薄膜試料はツイングジェットによる電解研磨法で作製し、透過電子顕微鏡(JEM-ARM200F)を用いて微細組織観察を行った。

3. 結果： Fig.1 に電気抵抗率測定の結果を示す。3%Re を添加した試料と添加していない試料で傾向がはっきり分かれた。照射前の計算による予測では、核変換で生成する Re は 1%以下と推定されていたが、電気抵抗率測定でもほぼその程度の Re 量であることが裏付けられた。Fig.2 は硬さ測定の結果を示す。SR 材 1100°C 照射では照射前の硬さを下回る硬さであり、照射中に亜粒界などの粒内組織が回復したことが示唆される。一方で非照射の純 W の R 材よりも高い硬さを示していることから、照射前の組織の回復・再結晶の一方で照射欠陥集合体の形成も起こっていることも示唆された。透過電子顕微鏡による純 W の R 材の観察結果から、600°C、800°C 照射材では微細な転位ループとボイドが認められ、1100°C 照射材では少し成長したボイドのみが観察された。800°C 照射した純 W (SR) では SR 材特有の亜粒界組織などが残っており、これまでの照射後引張試験などの結果から予測された欠陥集合体からなる微細組織となっていた。詳細については講演で報告する。

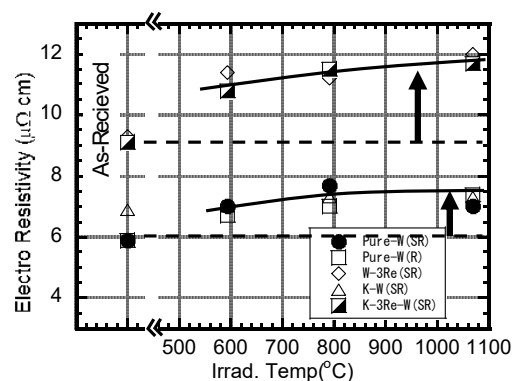


Fig. 1 電気抵抗率測定の結果

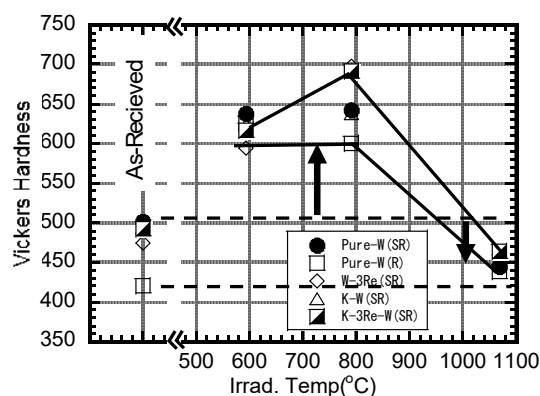


Fig.2 ビッカース硬さ測定の結果

*Akira Hasegawa¹, Kenta Yoshida¹ and Takeshi Miyazawa^{1,2}

¹Tohoku Univ., ²Japan Atomic Energy Agency.

タングステン-10%レニウム合金における重水素滞留挙動に及ぼす照射温度影響

Temperature dependence on deuterium retention for W-10%Re alloy

*大矢 恭久¹, 平田 詩織¹, 猪爪 菜央¹, 吉田 直亮², 檜木 達也³, 藪内 聖皓³

¹静岡大学, ²九大, ³京大

室温～1173 K の温度範囲で 1 dpa まで 6 MeV 鉄イオンを照射し照射欠陥を導入したタングステン-レニウム合金と室温にて 1 dpa 照射欠陥を導入した後に最大 1173 K までアニールしたタングステン-レニウム合金での重水素滞留挙動を比較した。その結果、高温照射では生成した照射欠陥がダイナミックに回復し照射欠陥への重水素の捕捉が減少したことが示された。

キーワード：タングステン-レニウム合金, 水素同位体, 高温照射, アニール

1. 緒言

プラズマ対向材料であるタングステンは、中性子照射によりレニウムに核変換するため、核融合炉運転中にはタングステン-レニウム合金が形成される。そのため、核融合炉プラズマ対向壁中のトリチウム挙動を理解するためには、タングステン-レニウム合金における滞留挙動を介しておく必要がある。本研究では、タングステン-10%レニウム(W-10%Re)合金を用い、その重水素滞留挙動について照射温度をパラメータとして理解することとした。

2. 実験

京都大学 DuET 装置によりダイナミックアニールングとして室温～1173K の温度範囲で 1 dpa まで 6 MeV 鉄イオンを照射し照射欠陥を W-10%Re 合金に導入した。また、比較としてポストアニールングとして室温にて QST TIARA 装置にて 1 dpa まで 6 MeV 鉄イオンを照射した後に最大 1173 K まで真空中にアニールした試料を用意した。これらの試料に室温にて 1 keV D_2^+ を $1.0 \times 10^{22} \text{ D}^+/\text{m}^2$ まで照射した後に、 30 K min^{-1} で TDS を行い、重水素滞留挙動を評価した。

3. 結論

図にダイナミックアニールングおよびポスターアニールングした際の重水素 TDS スペクトルを示す。Peak3 での重水素の放出がダイナミックアニールングでは 573 K で減少しているのにポストアニールングした試料では 1173 K まで減少しないことが明らかとなった。これはダイナミックアニールングでは照射欠陥形成とともにアニールングによって照射欠陥が直ちに回復するのに対して、ポストアニールングでは室温照射であるため照射欠陥が安定化し、回復に高い温度が必要になったと考えられる。そのため、高温照射では生成した照射欠陥がダイナミックに回復し照射欠陥への重水素の捕捉が減少したことが示された。

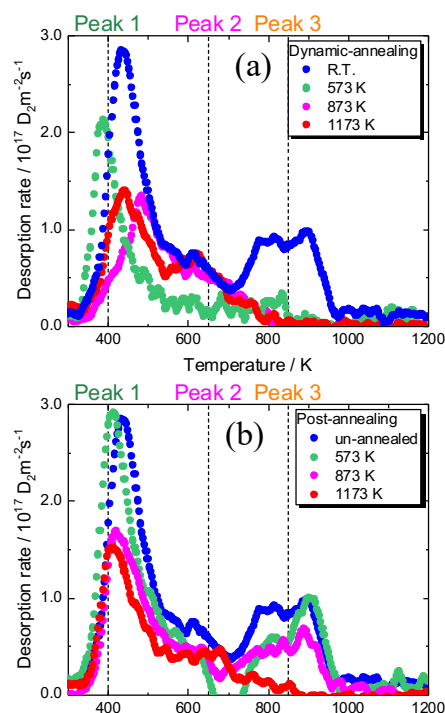


図 ダイナミックアニールングおよびポスターアニールングにて照射欠陥を導入した W-10%Re 合金における重水素 TDS スペクトル

*Yasuhisa Oya¹, Shiori Hirata¹, Nao Inozume¹, Naoaki Yoshida², Tatsuya Hinoki³, Kiyohiro Yabuuchi³

¹Shizuoka Univ., ²Kyushu Univ., ³Kyoto Univ.

二元系 W 合金の重イオン照射特性

Responses of Binary Tungsten Alloys to Heavy Ion Irradiation

*波多野雄治¹, 汪 京¹, 外山 健², 檜木達也³, 藪内聖皓³

¹ 富山大学, ² 東北大学, ³ 京都大学

W および W-0.3Cr, W-2.5Mo, W-5Ta, W-5Re 合金に 800℃で 0.26 dpa まで 6.4 MeV Fe イオンを照射した。W-0.3Cr および W-5Re では陽電子寿命はほとんど変化しなかったが、析出物が形成された。照射硬化の程度は W-5Ta > W ≈ W-2.5 Mo ≈ W-0.3Cr > W-5Re であった。Cr および Re の添加による空孔型欠陥濃度の減少が機械的性質をも改善する可能性があるものの、Cr では Re 以上に析出硬化に注意が必要であると結論した。

キーワード, ダイバータ, タングステン, 照射効果, 合金化

1. 緒言 核融合炉プラズマ対向材料であるタングステン (W) が中性子照射を受けると、格子欠陥による捕捉効果によって高濃度にトリチウム (T) が吸蔵される可能性がある。そこで我々は、合金化によって照射効果を抑えるための研究を進めている。これまでに、W に Cr や Re を添加すると照射後の水素同位体吸蔵量が大きく減少すること、Ta や Mo ではそのような効果は見られないことを報告してきた [1-3]。しかし、微細組織や機械的特性に関する知見は得られていなかった。そこで本研究では、W および W 系二元系合金に Fe イオンを照射したうえで、硬さの変化および合金元素の析出挙動を調べた。

2. 実験 試料には W および W-0.3Cr, W-2.5Mo, W-5Ta, W-5Re 合金の板材 (10×10×0.5 mm) を用いた。表面を鏡面に仕上げたのち、真空中にて 1000 °Cで 1 時間加熱することで加工歪と不純物水素を除去した。そののち、京都大学の加速器 DuET を用いて 6.4 MeV Fe イオンを 800℃で 0.26 dpa まで照射した。空孔および空孔クラスターの形成挙動を調べるため、²²Na 線源を用いて照射後の陽電子寿命を測定した。また、合金元素の析出の有無を 3 次元アトムプローブ法で、照射損傷領域の硬さの変化をナノインデンテーション法で調べた。なお、Suzudo らの第一原理計算により、Cr, Mo, Re は W 中の自己格子間原子と引力的に相互作用し、結合エネルギーの大きさが Cr > Re > Mo であること、Ta は斥力的に相互作用することがわかっている [4]。

3. 結果および考察 Fe イオン照射後の陽電子寿命は、W-5Ta (175 ps) ≈ W (174 ps) ≈ W-2.5 Mo (170 ps) >> W-0.3Cr (141 ps) ≈ W-5Re (139 ps) であり、W 自己格子間原子と強く引力的相互作用をする Cr および Re を添加した場合に著しく短い値を示した。これは、Cr および Re が W 自己格子間原子の拡散挙動に影響を与えることで、自己格子間原子と空孔との再結合が促進されたためである。一方で、照射硬化の程度は W-5Ta > W ≈ W-2.5 Mo ≈ W-0.3Cr > W-5Re の順であり、空孔型欠陥の形成が抑制された W-0.3Cr および W-5Re で比較的小さかった。これらの結果は、本実験条件下において空孔および空孔クラスターの形成が照射硬化に寄与していることを示唆している。一方で、W-5Ta および W-2.5Mo 中では合金元素の照射誘起析出は見られなかったが、W-0.3Cr では図 1 に示すように Cr の析出が生じた。W-5Re でも Re の析出が見られたが、析出物密度ははるかに低かった。以上のことから、W-Cr 合金では空孔型欠陥の形成は強く抑制されるものの、より高い照射量では析出物形成により機械的特性が劣化する可能性があることがわかった。



図 1 800℃で Fe イオン照射した W-0.3Cr 中の Cr 分布の一例

[1] Y. Hatano et al., Nucl. Mater. Energy 9 (2016) 93-97, [2] J. Wang et al., J. Nucl. Mater. 545 (2021) 152749,

[3] J. Wang et al., J. Nucl. Mater. 559 (2022) 153449, [4] Suzudo et al., J. Nucl. Mater. 505 (2018) 15–21.

*Yuji Hatano¹, Jing Wang¹, Takeshi Toyama², Tatsuya Hinoki³ and Kiyohiro Yabuuchi³

¹Univ. of Toyama, ²Tohoku Univ., ³Kyoto Univ.

反応速度論解析によるタングステン中照射欠陥蓄積量評価

Evaluation of irradiation defect accumulation in tungsten based on the rate theory

*小林 真^{1,2}、大矢 恭久³

1. 核融合科学研究所、2. 総合研究大学院大学、3. 静岡大学

タングステン中の照射欠陥の生成・再結合・熱分解・集合等の移行現象を速度論モデルにて表現し統合することで、様々な温度下での照射欠陥蓄積量を見積もった。

キーワード：タングステン、照射欠陥、トリチウム、重イオン照射

1. 緒言

核融合炉において、真空容器における燃料トリチウム滞留量の高精度評価は、炉システム設計や炉運転シナリオの決定、安全性評価のため重要である。これまでに行った中性子照射したタングステン中の重水素滞留量評価実験から、タングステン中の照射欠陥に水素同位体が強く捕獲されることが示された。従って、炉運転に伴う照射欠陥蓄積量を定量的に見積もることができれば、真空容器内トリチウム滞留量が予測可能となる。そこで本研究では、タングステン中の照射欠陥の生成・再結合・熱分解・集合等の移行現象を速度論モデルにて表現し統合することで、様々な温度下での照射欠陥蓄積量を見積もった。最終的に、評価した照射欠陥密度と重水素滞留量を比較することで、本研究の妥当性について評価した。

2. 評価方法

タングステン結晶粒を円柱形状($r=0.5\ \mu\text{m}$, $z=10\ \mu\text{m}$)と簡略化して取り扱う。照射欠陥である原子空孔と格子間原子について、これらの照射欠陥はその集合数によりタングステン中での移行速度が変化する。即ち、集合数・温度に応じて拡散係数、熱分解速度定数、照射欠陥同士の反応速度係数等が異なるため、それらを考慮して計算に組み込んだ。照射欠陥のソース項は、6.4 MeV 鉄イオン照射や 20 MeV タングステン照射を想定し、これらのイオン照射により発生するノックオン数とカスケード散乱で発生する照射欠陥の数を考慮した分布関数を用いた。上記イオン照射量の増加に伴う照射欠陥の深さ分布、集合数の変化の照射温度依存性について評価を行った。

3. 結果と考察

図に、6.4 MeV 鉄イオンを 523 K にて、0.24 dpa まで照射した際の原子空孔密度の深さ分布の計算結果を示す。また、図の右軸には、過去に実施された、同様の条件で照射されたタングステンへの重水素ガス曝露(673 K, 100 kPa, 10 h)により滞留した重水素の滞留密度分布[Y. Hatano+, NME, 2016]を示す。原子空孔と重水素の深さ分布については、 $1.2\ \mu\text{m}$ 程のブラッグピークから表面にかけて密度が平坦になること、表面近傍で密度が急激に高まることなど、非常によく一致した。また、原子空孔と重水素の密度比もほぼ 1:1 とよく一致した結果が得られた。発表では照射温度、イオン種の影響について議論を行う。

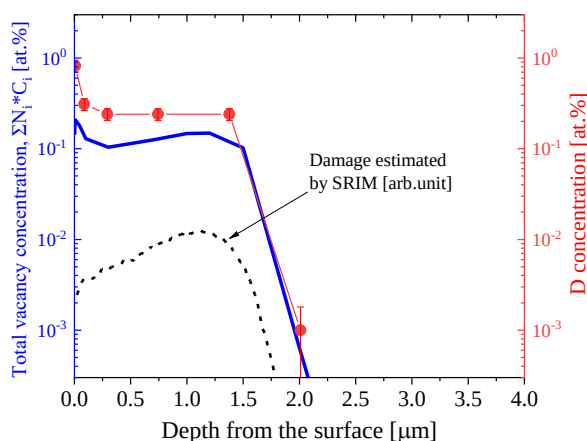


図 6.4 MeV 鉄イオン照射により損傷を導入したタングステンにおける、計算で予測された原子空孔密度と実験で得られた重水素の密度の深さ分布の比較

* Makoto I. Kobayashi^{1,2}, Yasuhisa Oya³

¹NIFS, ²SOKENDAI, ³Shizuoka Univ.

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

[3H07-10] Heat Load Testing of Divertor Materials

Chair: Akira Hasegawa (Tohoku Univ.)

Fri. Sep 9, 2022 11:00 AM - 12:00 PM Room H (E1 Bldg.3F No.33)

[3H07] Investigation of thermal property of W-SiC/SiC joints under high heat load using ACT2

*Hiroya Ise¹, Naofumi Nakazato¹, Yukinori Hamaji², Jingjie Shen², Hirotatsu Kishimoto¹ (1. Muroran IT, 2. NIFS)

11:00 AM - 11:15 AM

[3H08] Multiple irradiation experiment of tungsten materials by negative hydrogen ion beam

*Koichiro Hirano¹, Makoto Fukuda³, Koichiro Ezato³, Kazutoshi Tokunaga² (1. JAEA, 2. Kyushu Univ., 3. QST)

11:15 AM - 11:30 AM

[3H09] Multiple irradiation experiment of tungsten materials by negative hydrogen ion beam

*Makoto Fukuda¹, Koichiro Hirano², Kazutoshi Tokunaga³, Koichiro Ezato¹ (1. QST, 2. JAEA, 3. Kyushu Univ.)

11:30 AM - 11:45 AM

[3H10] Multiple irradiation experiment of tungsten materials by negative hydrogen ion beam

*Kazutoshi Tokunaga¹, Yukino Nomiyama¹, Makoto Fukuda², Koichiro Ezato², Koichiro Hirano³ (1. Kyushu Univ., 2. QST, 3. JAEA)

11:45 AM - 12:00 PM

ACT2 を用いた高熱負荷環境下における W-SiC/SiC 接合材の熱的特性評価の検討

Investigation of thermal property of W-SiC/SiC joints under high heat load using ACT2

*伊瀬 公哉¹, 中里 直史¹, 浜地 志憲², 申 晶潔², 岸本 弘立¹

¹室蘭工業大学, ²自然科学研究機構核融合科学研究所

本研究では ACT2 を用いて先進ダイバータ概念の 1 つである W-SiC/SiC 接合材の高熱負荷試験を実施し、接合界面の組織観察と計算機シミュレーションでの熱特性評価を検討した。

キーワード: ダイバータ, タングステン, SiC/SiC 複合材料, 高熱負荷安定性, 微細組織

1. 緒言

原型炉以降のダイバータ概念の 1 つとして、耐熱性や低放射化特性に優れる SiC/SiC 複合材料を構造材料に、プラズマ対向面のアーマー材に高融点、耐スパッタリング特性を持つタングステン(W)を用いる W-SiC/SiC ダイバータが期待されている。ダイバータへの応用を考える際には、高熱流束下における W-SiC/SiC 接合材の熱特性評価が重要である。当研究室では核融合科学研究所(NIFS)との共同研究により、大強度電子ビームを照射可能な超高熱負荷試験装置 ACT2 を用いた W-SiC/SiC 接合材の高熱負荷特性評価を実施している。ACT2 における SiC/SiC 複合材料の高熱負荷試験の経験は少なく、試験技術開発が必要である。過去の研究では W-SiC/SiC 接合材と ACT2 側の銅製冷却板とをロウ付けにより接合したが、試験中に試料が剥離して熱流束評価はできなかった。本研究では W-SiC/SiC 接合材に炭素ブロックを焼結接合して照射表面と冷却部の熱勾配を小さくした試験体を ACT2 を使用して試験を行い、計算機シミュレーションと併用しての高熱負荷特性評価法の検討と界面部の組織安定性を評価する。

2. 実験方法

供試材には W-SiC/SiC-C 接合体を用いた。接合体の作製にはホットプレスを用い、W-SiC/SiC 間は固相拡散接合、SiC/SiC-C 間はインサート材として SiC グリーンシートを用いた焼結接合により接合した。高熱負荷試験には NIFS の ACT2 を用いて W 表面に電子ビームを照射し、徐々に熱負荷を上げながら、試験体の各箇所の温度を熱電対で測定した。熱流束は冷却板内を流れる冷却水の入口-出口の温度差より算出した。また接合材の接合部近傍の微細組織評価をマイクロスコップ、SEM、EPMA を用いて行った。計算機シミュレーションには、ANSYS19.2 を用いて有限要素法(FEM)による定常伝熱解析を行った。

3. 結果

図 1 に W-SiC/SiC-C 接合体と Cu 冷却板をステンレスボルトで機械的に固定させ、熱電対装荷用の穴あけ加工を行った試験体の外観を示す。W-SiC/SiC-C 接合体を用いることで全ての測定位置で熱流束の増加に伴った温度上昇が見られた。接合界面部の剥離が懸念されたが、界面部の温度が測定できていることから本試験範囲での接合界面部の健全性が示唆される。本評価法により ACT2 における W-SiC/SiC 接合材の高熱負荷評価が可能となり、2.3 MW/m² までの接合体の高熱負荷特性データを取得した。マイクロスコップ、SEM 観察より

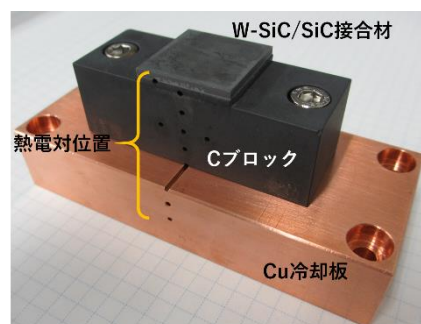


図 1 試験体の外観

高熱負荷試験後においても W-SiC/SiC、SiC/SiC-C 間にき裂等の損傷は観察されず、接合は維持されていた。発表では SEM、EPMA を用いた微細組織評価結果や、FEM による定常伝熱解析結果についても報告する。

*Hiroya Ise¹, Naofumi Nakazato¹, Yukinori Hamaji², Jingjie Shen² and Hiroatsu Kishimoto¹

¹Muroran Institute of Technology, ²National Institute for Fusion Science

タングステン材料の負水素イオンビームによる多重照射試験

(1) ビームターゲット材料の検討

Multiple irradiation experiment of tungsten materials by negative hydrogen ion beam

(1) Study of beam target materials

*平野 耕一郎¹, 福田 誠², 江里 幸一郎², 徳永 和俊³

¹原子力機構, ²量研機構, ³九大

3 MeV リニアック^[1]を用いて、ITER 用タングステン材料に対して加熱 (3200 °C) 及び冷却 (160 °C) の温度変化を 5 Hz 周期で繰り返し与える水素負イオンビーム多重照射試験を実施した。

キーワード: ビームターゲット, ITER, タングステン, 多重照射

1. 緒言

J-PARC リニアックのビームターゲットはビームエネルギー3MeVの水素負イオンビームによって多重照射される。タングステン材料で作られたビームターゲットを使用した場合、多重照射に耐えられるパルスの熱負荷条件を明らかにすることを目的としている。本件は、多重照射試験を実施したタングステン材料の表面観察および四重極型質量分析計による分圧測定について報告する。

2. 実験方法

図1に示す28 x 12 x t5 mm³の大きさのITER用タングステン（以下、試験片という）を45度傾斜した炭素複合材製ビームターゲットに固定し、水素負イオンビーム（水平2.3 mm(rms) × 垂直2.7 mm(rms)）を照射した。試験片の加熱時の表面温度測定は、IMPAC社製放射温度計 IGA740-L0（測定範囲350～3500 °C）を用いた。反射ミラーを駆動させて試験片表面温度のスキャンを行い、最大温度を示す場所で測定した。冷却時の表面温度測定は、IMPAC社製 IPE140（測定範囲30～1000 °C）を用いた。放射温度計は2色温度計 IGARI2 および接触温度計（250 °C以下）を用いて校正した。照射条件は、ピークビーム電流54 mA、繰返し5 Hz、ビームパルス幅250 μs、照射時間21時間30分、温度測定領域Φ2.2 mmの過渡領域熱負荷2.6 GW/m²、0.64 MJ/m²である。

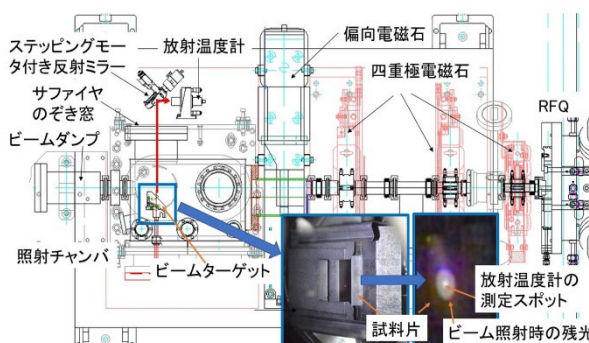


図1 試験体系および固定された試験片の様子

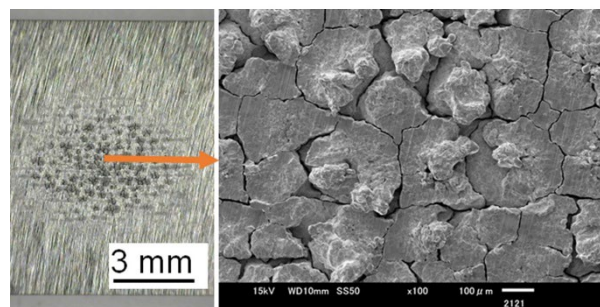


図2 照射後試験片表面のSEM観察

試験片表面温度は加熱時2500～3200 °C、冷却時160 °Cであった。図2に示す試験片表面のSEM画像には突起や亀裂が観測された。温度変化を繰返すことによる膨張収縮により亀裂が発生し、進展したと思われる。一部の突起先端（幅30 μm）に融解と思われる滑らかな表面があった。四重極質量分析計（QMG220）を用いて、タングステン質量数184の分圧を観測した結果、無照射時 1.5×10^{-10} Paに対して、3200 °C照射時に 2.1×10^{-10} Pa（全圧 1.1×10^{-5} Pa）となり、大きな変化は見られなかった。

謝辞: 本件はJSPS科研費21H01069の助成を受けたものです。

参考文献: [1] K. Hirano *et al.*, “Status of 3MeV beam scrapers for the J-PARC linac”, 15th PASJ, 2018.

*Koichiro Hirano¹, Makoto Fukuda², Koichiro Ezato², Kazutoshi Tokunaga³

¹JAEA, ²QST, ³Kyushu Univ.

タングステン材料の負水素イオンビームによる多重照射試験 (2) ITER ダイバータ用材料としての評価

Multiple irradiation experiment of tungsten materials by negative hydrogen ion beam

(2) Evaluation as material for ITER divertor

*福田 誠¹, 平野 耕一郎², 徳永 和俊³, 江里 幸一郎¹

¹量子科学技術研究開発機構, ²日本原子力研究開発機構, ³九州大学

本研究では、タングステンに対する繰り返し短パルス熱負荷の影響評価の一環として、負水素イオンビームによる多重照射影響を評価した。その結果、タングステン表面には凹凸やき裂が形成し、既往研究で実施した繰り返し熱負荷試験とは異なる表面性状の変化が起きることを明らかにした。

キーワード：タングステン, 熱負荷試験, ITER, ダイバータ

1. 緒言：ITER ダイバータのプラズマ対向材料として使用するタングステン (W) には、ITER 運転中に様々な条件での入熱が予想される。そのため、種々の入熱条件における W の表面性状変化を理解する必要がある。本研究では、W に対する繰り返し短パルス熱負荷の影響評価の一環として、負水素イオンビーム (3MeV, 5Hz) による多重照射の影響を評価した。

2. 実験：ITER ダイバータ用 W の要求仕様を満たす、株式会社アライドマテリアル社製の純 W 板材を供試材とした。28 x 12 x 5 mm³ (28 x 12 mm² の面が照射面) の試験片に対して 3MeV の負水素イオンビーム (FWHM= 約 7mm) を多重照射した。ビームの繰り返し周期は 5Hz としパルス幅を変化させることで、多重照射中の試験片表面の温度を調整した。照射時間は約 7 時間及び 21 時間 30 分の 2 条件とした。

3. 結果・考察：ビームパルス幅を 150 及び 200 μ s とし、約 21 時間 30 分照射した試験片のデジタルマイクロスコープ画像を図 1 に示す。試験中に放射温度計で計測した試験片表面の温度は、ビームパルス幅 150 及び 200 μ s の試験片で、それぞれ約 1640~1710 $^{\circ}$ C 及び 2610~2930 $^{\circ}$ C であった。どちらの試験片においても、照射により白色に変色した照射痕が形成した。パルス幅が長いほど試験片表面温度が高く、より明確な照射痕が形成した。照射痕を拡大したところ、凹凸やき裂が認められた。パルス幅が長く、かつビーム中心に近いほど凹凸やき裂が顕著に認められ、パルス幅及びビーム強度に応じて表面性状が変化した。凹凸やき裂形成の主要因は、昇温及び降温の繰り返しであると推定される。既往研究^[1]では 10 秒加熱、20 秒冷却を 1 サイクルとした比較的長パルスの加熱試験 (試験は 1000 サイクル実施。試験片表面全面を加熱し、表面温度は約 1900~2300 $^{\circ}$ C) を実施したが、微細なき裂は形成していない。本研究とは入熱量や面積、周期及び発生する熱応力が異なるため、これらの要因が W の表面性状変化に影響を与えていると推定される。

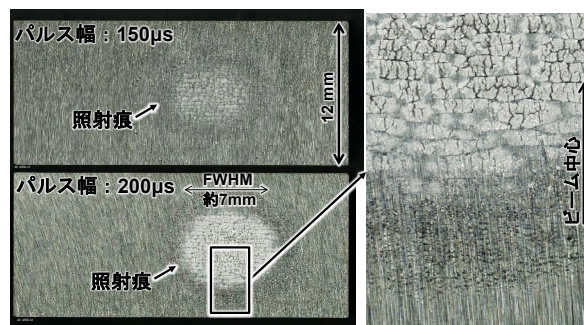


図 1 照射後の試験片表面観察結果

謝辞：本件は JSPS 科研費 21H01069 の助成を受けたものです。

参考文献: [1]M. Fukuda et.al., Fus. Eng. Des. 167 (2021) 112283.

*Makoto Fukuda¹, Koichiro Hirano², Kazutoshi Tokunaga³, Koichiro Ezato¹

¹National Institutes for Quantum Science and Technology, ²Japan Atomic Energy Agency, ³Kyushu Univ.

タングステン材料の負水素イオンビームによる多重照射試験 (3) 多重照射による材料損傷の観察

Multiple irradiation experiment of tungsten materials by negative hydrogen ion beam

(3) Observation of material degradation by multiple irradiation

*徳永 和俊¹, 野見山 有希乃¹, 福田 誠², 江里 幸一郎², 平野 耕一郎³

¹九州大学, ²量子科学技術研究開発機構, ³日本原子力研究開発機構

本研究では、負水素イオンビームによる多重照射(3MeV, 5Hz)されたタングステンの損傷観察を行い、繰り返し短パルス熱負荷による影響を調べた。

キーワード：タングステン、圧延材、繰り返し熱負荷、表面損傷

1. 緒言：ITER ダイバータのプラズマ対向材料として使用するタングステン (W) には、ITER 運転中に様々な条件での入熱が予想される。そのため、種々の入熱条件における W の表面性状変化を理解する必要がある。本研究では、W に対する繰り返し短パルス熱負荷の影響評価の一環として、負水素イオンビーム (3MeV, 5Hz) による多重照射の影響を評価した。

2. 実験：ITER ダイバータ用 W の要求仕様を満たす、株式会社アライドマテリアル社製の純 W 板材を供試材とした。28 x 12 x 5 mm³ (28 x 12 mm² の面が照射面) の試験片に対して 3MeV の負水素イオンビーム (FWHM= 約 7mm) を多重照射した。ビームの繰り返し周期は 5Hz としパルス幅を変化させることで、多重照射中の試験片表面の温度を調整した。

3. 結果・考察：パルス幅 150 μ s、ビーム電流 54mA、照射時間 7h12min の負荷を受けた場合、表面が圧延方向に垂直の試料(RD 面)(表面ピーク温度：1670 $^{\circ}$ C、表面ベース温度：100 $^{\circ}$ C)では、照射領域に格子状のき裂が発生する(図 1(a))。一方、表面が圧延面に平行な試料(ND 面)(表面ピーク温度：1820 $^{\circ}$ C、表面ベース温度：140 $^{\circ}$ C)では、楕円状のき裂が一面に発生し(図 1(b))、粒界配向によりき裂形成の様式が異なることがわかった。また、き裂に囲まれた中心部は、繰り返し短パルス熱負荷時の塑性変形により発生したと考えられる凹凸部が観察される(図 1(a), (b))。さらに、パルス幅 300 μ s、ビーム電流 57mA、照射時間 5h、温度上昇下降回数 9 万回の場合、RD 面では、深いき裂の間に表面が熔融凝固した突起が林立する特異な現象が見られる。この形状変化は、7 万回のプラズマ放電実験が行われたトカマク装置(TRIAM-1)で使用された Mo 製リミッターにも観察されている[1]。これらの表面形状は、繰り返し短パルス熱負荷による温度の上昇と下降およびその際に発生する熱応力により形成されたものと考えられる。

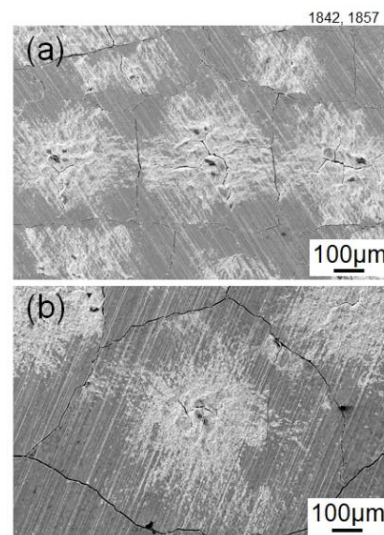


図 1 照射後の表面の SEM 像
(a)RD 面、(b)ND 面

謝辞：本件は JSPS 科研費 21H01069 の助成を受けたものです。

参考文献: [1]K. Tokunaga et.al., J. Nucl. Sci. Technol. 27[4](1990)333-342.

*Kazutoshi Tokunaga¹, Yukino Nomiyama¹, Makoto Fukuda², Koichiro Ezato², Koichiro Hirano³

¹Kyushu Univ., ²National Institutes for Quantum Science and Technology, ³Japan Atomic Energy Agency

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

[3H11-12] Divertor Particle and Heat Transport

Chair: Keisuke Mukai (Kyoto Univ.)

Fri. Sep 9, 2022 2:45 PM - 3:20 PM Room H (E1 Bldg.3F No.33)

[3H11] Evaluation of high wall temperature effect on hydrogen isotope retention and impurities deposition behavior for plasma exposed tungsten in QUEST

*Shiori Hirata¹, Naoaki Yoshida², Kazuaki Hanada², Yasuhisa Oya¹ (1. Shizuoka Univ., 2. Kyushu Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

[3H12] Reconstruction procedure of heat flux profile on divertor tiles with heat balance

*Hiroto Matsuura¹, Som Xuan Nhat Bui² (1. Osaka Metropolitan University, 2. Osaka Prefecture University)

3:00 PM - 3:15 PM

QUEST 装置にてプラズマ曝露したタングステン試料における不純物堆積と水素同位体滞留挙動の壁温度による影響

Evaluation of high wall temperature effect on hydrogen isotope retention and impurities deposition behavior for plasma exposed tungsten in QUEST

*平田 詩織¹⁾、吉田 直亮²⁾、花田 和明²⁾、大矢 恭久¹⁾

¹⁾ 静大院、²⁾ 九州大

QUEST 2020S/S と 2021S/S キャンペーンに導入し水素プラズマ曝露したタングステン試料の不純物堆積と水素同位体滞留挙動を評価した。TDS 結果からどちらのキャンペーンの試料も水素は主に堆積物中にて C-H 結合を形成して滞留していることが分かった。

キーワード：タングステン、QUEST、水素同位体滞留挙動

1. 背景

核融合プラズマ対向材料であるタングステン中の水素同位体滞留挙動の解明は、燃料リサイクリングの観点において不可欠である。そこで本研究では九州大学にあるプラズマ閉じ込め装置、QUEST 装置にタングステン試料を導入した。QUEST 装置の特徴としては長時間放電が可能なこと、すべて金属壁であり、高温壁であることから実機の核融合炉環境に近いプラズマ閉じ込め装置であると言える。今回は壁温度 473 K にて行われた 2020S/S キャンペーンと壁温度 673 K にて行われた 2021S/S キャンペーンに導入した試料を比較することにより、壁温度による不純物堆積と水素同位体滞留挙動について評価した。なお壁の加熱は上部壁と下部壁のみ行われた。

2. 実験方法

加熱処理を行ったタングステン試料を 2020S/S と 2021S/S キャンペーンに導入し、上部壁、赤道壁、下部壁の 3 か所に設置し、水素プラズマ曝露を行った。その後 TEM 装置等を用いて表面直下領域の組織・組成観察を、XPS 装置を用いて化学状態測定を行った。水素プラズマ曝露後の試料に対して 1 keV 重水素イオンをイオンフルエンス $1.0 \times 10^{22} \text{ D}^+ \text{ m}^{-2}$ にて照射を行った。その後、室温から 1273 K まで TDS を行い水素同位体滞留挙動を評価した。

3. 実験結果と結論

図 1 に水素プラズマ曝露後重水素イオン照射を行った試料の TDS スペクトルを示す。どちらの試料も 900 K 以上に主な脱離ピークが存在していることから、堆積物中に C-H 結合を形成して水素が多く滞留していると考えられる。水素滞留量を比較すると赤道面と下部壁では 2021S/S キャンペーンに導入した試料のほうが水素滞留量は多かった。重水素の TDS スペクトルなど、詳細は発表にて述べる予定である。

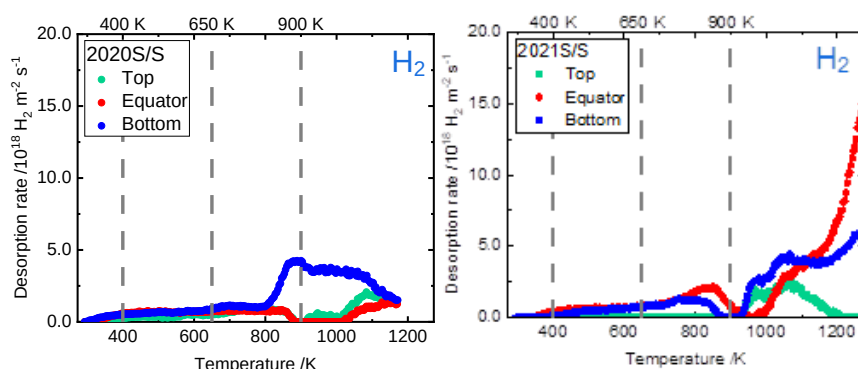


図 1 重水素イオン照射後試料の TDS スペクトル
(左: 2020S/S, 右: 2021S/S)

*Shiori Hirata¹, Naoaki Yoshida², Kazuaki Hanada², Yasuhisa Oya¹

¹⁾ Shizuoka Univ., ²⁾ Kyusyu Univ.

熱バランスを保持したダイバータタイル熱流束分布の再構築法

Reconstruction procedure of heat flux profile on divertor tiles with heat balance

* 松浦 寛人¹, ブイスアンニャットソン²

¹大阪公大, ²大阪府大

我々はプラズマ対向材料の受ける熱流束を評価するため、ステップ型熱負荷に対する温度応答関数を組み合わせ、熱伝導の逆問題を解くことに成功した。しかし、ダイバータタイルのような大きなターゲットでの熱負荷の分布は、これまで取り扱うことができていない。本研究では、温度分布の測定データから熱流束の分布を推定し、温度応答関数を多次元化する試みについて報告する。

キーワード: ダイバータ熱流束、IRカメラ、熱伝導問題

1. 緒言

我々は熱伝導の逆問題を解いて、プラズマ照射を受けた物体の温度変化を再現する時間依存の熱流束を推定する方法を提案し、LHDやガンマ10/PDXの熱流束測定センサの解析に応用してきた。[1] 熱電対の埋め込まれた、LHDのダイバータタイルの解析にもこれは応用された。図1は、長時間放電時に、磁気軸スイングによる熱負荷制御を試みた時のデータを解析した一例である。温度増加率が大きい時に熱流束が少し増大する様子が見てとれる。[2]しかし、この熱流束値はタイル全面にわたっての平均値と見なすべきものであって、少なくともいわゆるダイバータトレースに垂直方向のピーク値を示すべきだという指摘があった。

2. 温度応答関数の2次元化

巾 L_x , 厚み L_z のタイルに、時間的に一定な熱流束 $q(x)=q_0f(x)$ が入射した時の温度応答関数の一般形は以下になる。ここで、タイルキャップを考慮し、 x 方向には熱絶縁境界条件を仮定する。関数 g_0, g_n は奥行き方向の境界条件 ($z=L_z$) で具体的に決定される。

$$S(x, z, t) = \Delta T \left(\frac{1}{2} \alpha_0 g_0 \left(\frac{z}{L_z}, t \right) + \sum_{n=1} \alpha_n g_n \left(\frac{z}{L_z}, t \right) \cos \left(n\pi \frac{x}{L_x} \right) \right)$$

熱流束の分布、すなわち関数 $f(x)$ のフーリエ係数が与えられると、係数 α_0, α_n が計算でき、2次元的な温度分布の時間変化を容易に計算できる。逆に表面での温度分布のIRカメラデータを再現するように、係数 α_0, α_n を決定すると、同時に $f(x)$ を決定することが可能である。当然ながら温度と熱流束の分布は異なっている。本研究はNIFS 双方向型共同研究(NIFS22KUHL107/NIFS22KUGM171) および一般共同研究(NIFS22KIPR007)の援助を受けている。

参考文献

[1] H.Matsuura *et al.*, IEEE Transactions on Plasma Science 47 (2019) 3026-3030.

[2] 松浦他, 原子力学会 2016 年春の年会 (東北大)1J05.

*Hiroto Matsuura¹, Bui Xuan Nhat Son²

¹Osaka Metro. Univ., ²Osaka Pref. Univ.

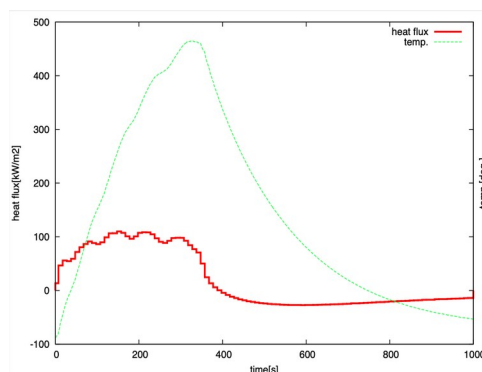


図1. LHD ダイバータタイルの温度モニタデータ(緑)を再現する熱流束時間変化(赤)の解析例

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

[3H13-15] Fusion Reactor System Design and Safety

Chair: Yuji Hatano (Univ. of Toyama)

Fri. Sep 9, 2022 3:20 PM - 4:10 PM Room H (E1 Bldg. 3F No.33)

[3H13] UNITY: Unique Integrated Facility for Fusion Power Generation

*Shutaro Takeda^{1,3}, Satoshi Ogawa¹, Yoshifumi Kume¹, Colin Baus¹, Taishi Sugiyama¹, Masato Tabuchi¹, Takashi Ino¹, Kiyoshi Seko¹, Taka Nagao¹, Satoshi Konishi^{1,2} (1. Kyoto Fusioneering Ltd., 2. Kyoto University, 3. Kyushu University)

3:20 PM - 3:35 PM

[3H14] UNITY: Unique Integrated Facility for Fusion Power Generation

*Satoshi Ogawa¹, Colin Baus¹, Yoshifumi Kume¹, Taishi Sugiyama¹, Masato Tabuchi¹, Takashi Ino¹, Shutaro Takeda¹, Kiyoshi Seko¹, Taka Nagao¹, Satoshi Konishi¹ (1. Kyotofusioneering)

3:35 PM - 3:50 PM

[3H15] Study on organizing safety regulations and licensing requirements for fusion DEMO reactors

*Takashi Ino¹, Satoshi Konishi¹, Yoji Someya² (1. Kyoto Fusioneering Ltd., 2. QST)

3:50 PM - 4:05 PM

核融合発電システム統合試験プラント UNITY

(1) プロジェクト概要並びにスケジュール

Kyoto Fusioneering's Unique Integrated Testing Facility for Fusion Power Generation: UNITY

(1) Project Outline and Schedule

*武田秀太郎^{1,2}、小川聡¹、Colin Baus^{1,3}、久米祥文¹、杉山大志¹、田淵将人¹、井野孝¹、世古圭¹、長尾昂^{1,3}、小西哲之^{1,3}

¹京都フュージョニアリング、²九州大学、³京都大学

京都フュージョニアリング社の次期計画である、実環境模擬下におけるブランケット MHD ならびに電熱流動性評価、プラント水素同位体移行挙動評価、そしてプラズマ排気ならびに燃料サイクルの統合的な要素技術実証を可能とする世界初の試験プラント UNITY (Unique Integrated Testing Facility) の概要を述べる。

キーワード：UNITY, ブランケット, ダイバータ, 水素同位体, 発電システム, 燃料サイクル

1. 背景

核融合実証プラント実現に向けたクリティカルパス上の研究開発課題として、炉心熱取り出しからエネルギー利用に係る一連のプラント機器の TRL 向上が上げられる。そこで京都フュージョニアリング社は、MC F, I C F 双方を考慮したプラズマチェンバー環境模擬下におけるブランケットからの高温熱回収と伝熱流動性評価、熱交換と発電等の熱利用に至る核融合エネルギープラント、プラズマ排気、増殖トリチウム回収と水素同位体移行挙動評価、そして燃料サイクルの統合的な要素技術実証を可能とする世界初の試験プラント UNITY (Unique Integrated Testing Facility) の建設に着手した。

2. UNITY プロジェクト概要

本発表はシリーズ発表の前段として、計画の概要ならびにスケジュールを報告する。国内パートナー企業と共同で建設される UNITY は 1)ブランケット試験部、2)高温熱交換試験部、3)水素同位体回収試験部、4)水素同位体サイクル試験部、5)発電試験部を備え、2024 年末の発電実証を計画している。

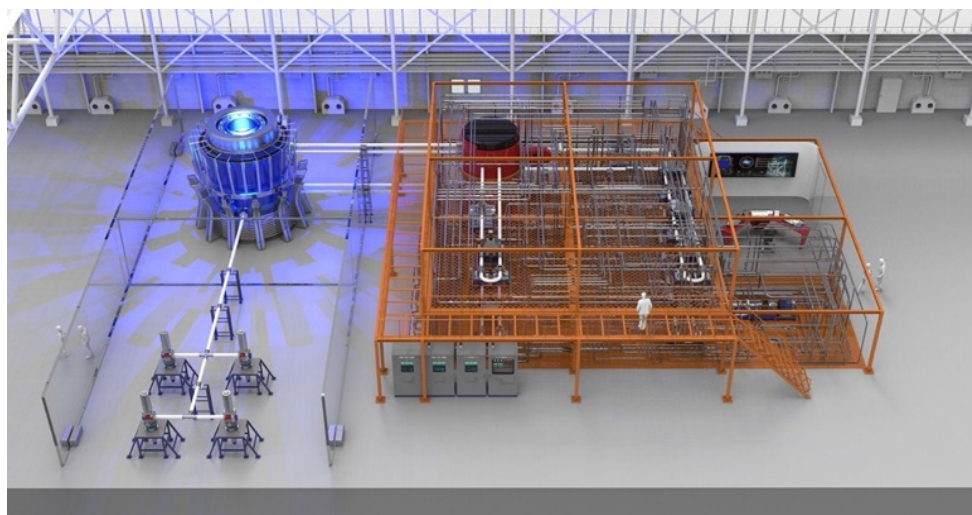


図1 UNITY 完成予想図

*Shutaro Takeda^{1,2}、Satoshi Ogawa¹、Colin Baus^{1,3}、Yoshifumi Kume¹、Taishi Sugiyama¹、Masato Tabuchi¹、Takashi Ino¹、Kiyoshi Seko¹、Taka Nagao^{1,3}、Satoshi Konishi^{1,3}

¹Kyoto Fusioneering Ltd., ²Kyushu University, ³Kyoto University

核融合発電システム統合試験プラント UNITY (2) 研究開発計画

Kyoto Fusioneering's Unique Integrated Testing Facility for Fusion Power Generation: UNITY

(2) Research and Development Plan

*小川聡¹、Colin Baus^{1,2}、久米祥文¹、杉山大志¹、田淵将人¹、井野孝¹、武田秀太郎^{1,3}、世古圭¹、長尾昂^{1,2}、小西哲之^{1,2}

¹京都フュージョニアリング, ²京都大学, ³九州大学

京都フュージョニアリング社の次期計画 UNITY はメインループとしてリチウム鉛ループを有し、高温部においてセ氏 1,000 度での熱交換を試験することから、現在 SiCf/SiC 材料開発ならびに機器製造が進められている。ブランケット試験部は核融合炉を模擬した体積加熱装置並びに 4T の強磁場発生装置を備える。

キーワード：UNITY, リチウム鉛, SiC, ブランケット, 発電システム

1. UNITY 技術概要

本発表ではシリーズ発表の後段として、UNITY ループの開発計画を報告する。UNITY はメインループとして約 500℃のリチウム鉛を循環し、高温部においてセ氏 1,000 度までのブランケットの熱移送挙動と 2 次系への熱交換を試験することから、現在 SiCf/SiC 材料開発ならびに機器製造が進められている。ブランケット試験部は核融合炉を模擬した体積加熱装置並びに 4T の強磁場発生装置を備える。

2. UNITY の技術的優位性

UNITY は、世界の既存装置と比してより高温で広汎なパラメータでの試験を可能とする。本装置は強磁場下での流動特性のみならず、実機相当の体積発熱密度でスケーリング可能な 100 k w レベルでのブランケットモジュールの熱的特性と熱利用プロセスの試験を主目的とし、熱交換から発電までの機器開発を目的とした統合試験プラントである。また水素同位体の回収や材料腐食も試験することができ、幅広い核融合プラント機器の試験に供することで、世界的にも核融合開発戦略上独創的で重要な貢献を目指す。

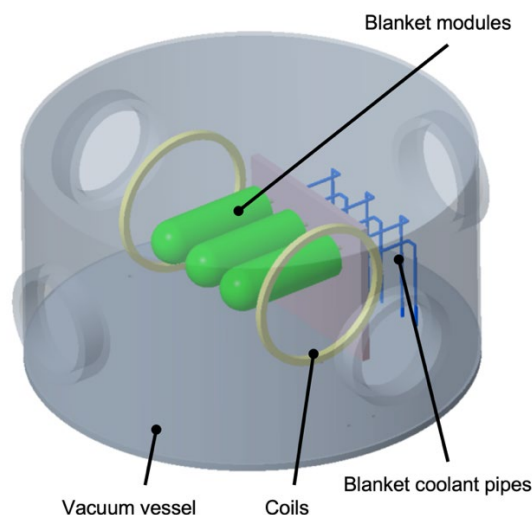


図 1 UNITY ブランケット試験部概要図

* Satoshi Ogawa¹、Colin Baus^{1,2}、Yoshifumi Kume¹、Taishi Sugiyama¹、Masato Tabuchi¹、Takashi Ino¹、Shutaro Takeda^{1,3}、Kiyoshi Seko¹、Taka Nagao^{1,2}、Satoshi Konishi^{1,2}

¹Kyoto Fusioneering Ltd., ²Kyoto University, ³Kyushu University

核融合原型炉における規制と許認可要件整理に関する検討

Study on organizing safety regulations and licensing requirements for fusion DEMO reactors

*井野 孝¹, 小西 哲之¹, 染谷 洋二², 原型炉設計特別合同チーム

¹京都フュージョニアリング株式会社, ²QST

本検討では、国内核融合原型炉における安全規制及び許認可要件の構築に資するため、国内軽水炉の安全規制、ITER の国内誘致時の検討、先進的に検討が進められている海外状況等を調査した。

キーワード：核融合安全規制, 許認可要件

1. 国内軽水炉における安全審査

国内軽水炉の安全設計の妥当性を判断する指針として安全評価審査指針が定められ（東京電力福島第一原子力発電所事故後の新規制基準導入以降は本指針の改定はない）、通常運転のみならず、通常運転を超える異常状態においても、安全確保の観点から果たすべき所定の機能を確認するためのガイドラインが示されている。この中では、想定すべき範囲（運転時の異常な過渡変化、事故）、評価すべき事象の選定、判断基準等について、その根拠も含めて記述されている。今後の核融合施設における許認可項目及び安全評価項目を設定していくあたり、軽水炉との違いを明確にしつつも、規制当局との共有すべき指針やその根拠を国際標準の考え方を用いて整理するプロセスが求められる。

2. ITER 誘致時における国内検討

ITER の国内誘致時の検討では、ITER 安全設計・評価方針案検討専門委員会により、安全確保・規制に関わる指摘・提言がまとめられている。本検討では、放射線障害防止法への適用範囲に加えて、原子力関連施設における設計方針（規則や告示等）を参考に、核融合施設への安全設計方針案が提示されており、今後の原型炉安全規制構築の参考になり得る。

3. 英国 STEP の状況

英国において、核融合原型炉STEP（Spherical Tokamak for Energy Production）の検討が進められており、核融合エネルギーの規制枠組みに関する政府の方針が公表されている。その中で、トカマク型核融合施設の閉じ込め施設を想定し、その閉じ込めシステムが損傷した場合における影響評価（当該事象の発生頻度と公衆被ばくのリスク分析結果）等が示されている。規制検討プロセスとして、ステークホルダーとのリスクコミュニケーションとして参考になる。

4. 結論

国内原子力発電所の安全規制（安全評価項目やその背景）、ITER誘致時の検討、英国における核融合規制の検討状況等を調査した。これらの調査を踏まえると、国内で検討が進められている核融合原型炉設計の方針、安全確保の考え方、さらに、それを担保する安全評価等との紐付けの整理が重要であり、核融合設計の特徴（核分裂炉との違い）を明確にした上で、規制当局との共通認識を持つためのガイドライン等の作成が期待される。

*Takashi Ino¹, Satoshi Konishi¹, Yoji Someya², Joint Special Design Team for Fusion DEMO

¹Kyotofusionceering Ltd., ²QST

Oral presentation | I. General Issues | General Issues

[3I01-02] Nuclear Non-proliferation, Safeguards and Nuclear Security

Chair:HIROSHI SAGARA(Tokyo Tech)

Fri. Sep 9, 2022 9:45 AM - 10:15 AM Room I (E1 Bldg.3F No.34)

[3I01] Proliferation Resistance and Physical Protection of MSR

*Ritsuo Yoshioka¹, Yoichiro Shimazu², Takeshi Morita¹, Koji Ogasawara¹, Motoyasu Kinoshita¹

(1. International Thorium Molten-Salt Forum, 2. Beyond Energy Research &Development Association)

9:45 AM - 10:00 AM

[3I02] Realization of High-Secure Transportation Using a Step-By-Step Approach

*Tomoe Yoshizako¹, Shin Muraoka¹, Mitsutoshi mitsutoshi Suzuki¹, Shuichi Hasegawa¹ (1. School of Engineering, Nuclear Professional School, The University of Tokyo)

10:00 AM - 10:15 AM

熔融塩炉の核不拡散・核防護

Proliferation Resistance and Physical Protection of MSR

*吉岡 律夫¹, 島津 洋一郎², 森田 毅¹, 小笠原 亨重¹, 木下 幹康¹

¹トリウム熔融塩国際フォーラム, ²次世代エネルギー研究・開発機構

筆者らは、第4世代原子炉国際フォーラム（GIF）の熔融塩炉運営委員会に向けて、熔融塩炉の核不拡散・核防護に関する検討を行っており、今般、核不拡散の検討報告書を提出した。また、軽水炉に関する核防護上の脅威を検討し、それを基にして、熔融塩炉の核防護についての検討報告書を提出した。本稿では、これらの活動を紹介する。

キーワード：熔融塩炉、核不拡散、核防護、物理的防護、GIF

1. はじめに

熔融塩炉の核不拡散・核防護に関しては、過去の運営委員会において、個別炉型についての検討がなされてきた。しかし、熔融塩炉は各種の燃料サイクルが可能なので、筆者らは熔融塩炉の包括的な検討を行い、核不拡散については、先行文献を参照しつつ、評価報告書を作成した。一方、熔融塩炉の核防護（物理的防護）に関しては先行文献がなく、軽水炉についても参照できる報告書が見当たらなかった。その為、まずは軽水炉に関する核防護上の脅威を検討し、それを基にして、熔融塩炉の核防護について評価した。これらの内容は、過去2回のGIFの熔融塩炉運営委員会において、日本からの提案として説明し、現在も審議が進められている。

2. 熔融塩炉の核不拡散

熔融塩炉の形式や燃料サイクルの違いにより、下記の11項目について検討した。①燃料の様式、②冷却材の種類、③中性子スペクトル、④燃料塩の種類、⑤起動後の燃料補給の有無、⑥再処理の有無、⑦核分裂性物質と親物質の組み合わせ、⑧ブランケットの有無、⑨MA使用の有無、⑩炉の使用目的、⑪炉の構造。ここで⑦については、核分裂性物質として、²³⁵U、Pu、LEU、HALEUの4種類、親物質としてはThまたは天然Uの2種類の、合計8通りのシナリオについて検討した。その結果、基本的には、オンライン再処理を併設する場合も含め、一定の核不拡散性が担保されていると考えるが、核拡散の実行者は当該原子炉が設置された国家なので、悪意ある国家の立場で検討する必要がある。

3. 熔融塩炉の核防護

核防護（物理的防護）とは、テロリストによる①核物質盗取への防衛と②原子力施設に対する破壊行為への防衛だが、前者は国家による核不拡散の検討でカバーされると考え、後者のみを検討した。

②に対する設計基準脅威（DBT: Design Basis Threat）を明確化しないと、防護策は作成できないが、IAEAは、DBTとして、原発敷地境界外からの攻撃と、内部者のサボタージュと定義しており、外部からの携帯式ミサイルによる攻撃を例示していることから、原発敷地境界で侵入を阻止できると想定していると考えられる。

軽水炉の事故解析において設計基準事象（DBA）が定められているのと同様に、核防護において設計で想定すべき脅威がDBTだとすると、DBTの目標は、燃料破損は許容しても、大量の放射能流出を防止することである。軽水炉における最大の脅威は炉心冷却が出来ないことで、その最大寄与要因は全交流電源喪失（SBO）と考えられる。従って、SBOに対して防衛されていれば、DBTに対する防衛可能性を格段に高めることになる。

熔融塩炉については、1970年代から提案されているように、SBOに加えて直流電源が喪失しても、燃料塩はドレインタンクに排出され、ドレインタンクには電源不要の自然循環冷却系が備わっている。それ故、SBOを要因とするDBTは排除されると考えられる。また、熔融塩冷却系（DRACS）を設置している場合も、同様に安全である。

なお、Beyond-DBTを検討すべきかどうかについては、結論が出ていない。

*Ritsuo Yoshioka¹, Yoichiro Shimazu², Takeshi Morita¹, Koji Ogasawara¹, Motoyasu Kinoshita¹

¹International Thorium Molten-Salt Forum, ²Beyond Energy Research & Development Association

ステップバイステップアプローチによる高いセキュリティ輸送の実現

Realization of High-Secure Transportation Using a Step-By-Step Approach

*吉廻 智江¹, 村岡 真¹, 鈴木 美寿¹, 長谷川 秀一¹

¹ 東京大学大学院工学系研究科原子力専攻

弥生核燃料の輸送セキュリティ確保においては、核物質防護の要求事項の明確化及び核物質防護対策(PP 対策)の自己評価を経て、輸送及び荷役計画を策定し、幾つかの課題を特定した。要素訓練及び実地訓練において、これらの課題が解決出来ることを、参加者及び関係者が確認した。本発表においては、PP 対策の自己評価、要素・実地訓練、本輸送実施と、ステップを経て高いセキュリティ輸送を実現した経緯について報告する。

キーワード： 高いセキュリティ輸送, 核物質防護対策の自己評価, 要素・実地訓練

1. 緒言

核物質防護上厳しい要求条件が課される核燃料輸送を大学が行うことは非常に挑戦的な試みであった。搬出港の関係から輸送ルートを検討し、輸送における安全とセキュリティとのインターフェースを考慮した輸送及び荷役計画としたばかりでなく、輸送上の様々な課題を克服した輸送であった。これだけの輸送条件を満たすためには、自己評価と訓練を繰り返して課題を解決していく必要があった。本輸送では、これらを満足する高いセキュリティ輸送が実現できたので、報告する。

2. 高いセキュリティ輸送の課題

陸ないし海の DBT 評価及び自主的な数理的評価¹⁾の考え方を自己評価のベースとした上で、輸送セキュリティ確保の課題を抽出し、実地での要素訓練を適宜行って、本輸送に臨んだ。

2-1. 搬出施設での輸送セキュリティ

核燃料輸送物の施設からの搬出にあたり、セキュリティリスクの評価結果を踏まえ、施設の PP 対策とは独立に、輸送のためのセキュリティ確保対策を行った。この中で、輸送物の搬出に係る時間を最小にすることを念頭に置いたセキュリティ対策も行った。

2-2. 陸上輸送における施設と輸送のシナジー

輸送セキュリティを重視して、輸送に関係のない人を排除し、INFCIRC/225/Rev.5²⁾の定めに従い輸送時間を最小にするとともに、管理者と輸送者との要件を両立させる最難題に取り組んだ。

2-3. 搬出港でのセキュリティ確保

搬出港の陸域においては、施設のエリア区画の考え方を港にも適用し、人と車両の出入り管理を行った。また、輸送セキュリティを重視して、一般の不特定の人目に触れないよう核物質防護のための対策を強化するとともに、荷役においても輸送時間を最小にすることに重点を置いた。

3. 結論

我が国で電気事業者を除けば数えるほどしかない高いセキュリティ輸送を大学として成し遂げ、輸送セキュリティと安全及び施設とのインターフェースを解決し高いセキュリティ輸送が実現できた。

参考文献

[1] GIF の PRPPWG によって開発された核不拡散・核セキュリティ評価手法

[2] INFCIRC/225/Rev.5、IAEA,2011

*Tomoe Yoshizako¹, Shin Muraoka¹, Mitsutoshi Suzuki¹, Shuichi Hasegawa¹

¹Nuclear Professional School, The University of Tokyo

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies | 404-1 Techniques for Non-Proliferation, Safeguards and Nuclear Security

[3I03-03] Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security Technology

Chair:HIROSHI SAGARA(Tokyo Tech)

Fri. Sep 9, 2022 10:15 AM - 10:35 AM Room I (E1 Bldg.3F No.34)

[3I03] Development and Demonstration of a Neutron Resonance Transmission Analysis System using a Laser Driven Neutron Source

*Jaehong Lee¹, Fumiaki Ito¹, Kota Hironaka¹, Mitsuo Koizumi¹, Jun-ichi Hori², Kazushi Terada², Akifumi Yogo³ (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. KYOTO UNIVERSITY, 3. OSAKA UNIVERSITY)

10:15 AM - 10:30 AM

レーザー駆動中性子源を用いた中性子共鳴透過分析システムの開発と実証

Development and Demonstration of a Neutron Resonance Transmission Analysis System using a Laser Driven Neutron Source

*李 在洪¹, 伊藤 史哲¹, 弘中 浩太¹, 堀 順一², 寺田 和司², 余語 覚文³, 小泉 光生¹

¹原子力機構, ²京大複合研, ³大阪大学

核不拡散・核セキュリティ総合支援センターでは、使用済核燃料等の高線量核物質を計量管理する非破壊測定技術として、レーザー駆動中性子源を用いた中性子共鳴透過分析法の技術開発を4年計画で進めてきた。本発表では、これまでの技術開発の成果及び実証実験の概要について報告する。

キーワード：レーザー駆動中性子源, 中性子共鳴透過分析

1. 緒言 核不拡散技術開発の一環として、レーザー駆動中性子源(LDNS)を用いた中性子共鳴透過分析(NRTA)システムの技術開発を進めてきた。NRTAは飛行時間(TOF)法を用い、核物質を非破壊で測定する有用な手法であるが、高分解能の測定を行うためには、中性子源を含めて大型施設が必要となること等の理由により、その適用範囲は限定的であった。一方で近年、加速器等を用いた様々な小型の中性子源が開発・実用化され、核燃料再処理施設等での核物質の計量管理にNRTAを用いるハードルは徐々に下がってきていた。こうした中性子源の中で、本研究では、短パルス中性子を発生させることができ、新しい中性子源として期待されているLDNSに着目し、小型なNRTAシステムに適用するための技術開発を進めてきた。また、LDNSを用いたNRTAの実証実験を行い、それを基にLDNSに求められる仕様を明らかにした。本発表では、これまでの技術開発の成果及び実証実験の概要について報告する。

2. 技術開発 モデレータの開発：核物質をNRTAで分析するためには、モデレータを用いてパルス中性子源からの高速中性子を熱～熱外エネルギーまで減速させる必要がある。一方、中性子を減速させることはパルス中性子の時間的な広がりを増大させ、TOF測定時のエネルギー分解能を悪化させることにつながる。そこで、本研究では、LDNSの短いパルス幅を高分解能の測定に活かすため、高速中性子を効果的に減速させる複数素材モデレータをモンテカルロ・シミュレーション計算により設計した[1]。

中性子検出器の開発：LDNSをNRTAに適用して装置を小型化するにあたり、ガンマ線背景事象の増加や、高計数率化への対応が課題となった。これを解決するため、我々は、低いガンマ線感度と高い中性子検出効率を兼ね備えた⁶Liガラスシンチレータを用いた中性子検出器(特願2021-214537)を開発した。

3. 実証実験 LDNSのNRTAへの適用可能性を実験的に実証することを目的とし、大阪大学レーザー科学研究所のLFEXレーザーを用いたパルス中性子源を利用して、中性子透過実験を行い、TOFスペクトルを取得した。本実験で得られた結果を図1に示す。図1のとおり、インジウムと銀の存在を示す共鳴ピークが確認できた。これは、LDNSをNRTAに適用することで、従来よりも小型な非破壊分析装置の実現が期待できることを示すものである。

謝辞：本研究開発は、文部科学省「核セキュリティ強化等推進事業費補助金」事業の一部として実施された。

参考文献 [1] J. Lee *et al.*, J. Nucl. Sci. Technol., DOI: 10.1080/00223131.2022.2077259.

*Jaehong Lee¹, Fumiaki Ito¹, Kota Hironaka¹, Jun-ichi Hori², Kazushi Terada², Akifumi Yogo³ and Mitsuo Koizumi¹

¹JAEA, ²Kyoto Univ., ³Osaka Univ.

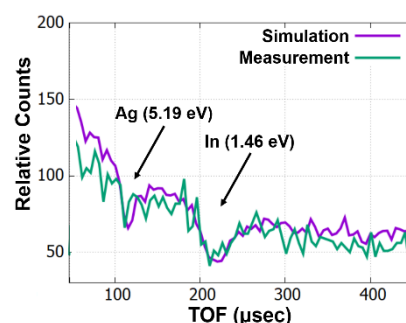


図1 測定結果とシミュレーション計算によるTOFスペクトル

Oral presentation | I. General Issues | General Issues

[3I04-08] Social Survey and Risk Communication 1

Chair: Yoshihito Takeda (Hokkaido Univ.)

Fri. Sep 9, 2022 10:35 AM - 12:00 PM Room I (E1 Bldg. 3F No.34)

[3I04] Risk Communication in Energy Issues

*MIKIHITO TADA¹ (1. Institute of Nuclear Safety System, Inc.)

10:35 AM - 10:50 AM

[3I05] Why are young people more positive about the use of nuclear power generation than older people?

*Atsuko Kitada¹ (1. INSS)

10:50 AM - 11:05 AM

[3I06] Measurement of Public Opinion on Nuclear Power Generation (14)

*Tomohiro Fujita¹ (1. INSS)

11:05 AM - 11:20 AM

[3I07] Analysis on the relationship between opinion and knowledge possessed for nuclear power generation

*Makoto Takahashi¹, Saki Watanabe¹, Ryuma Shineha² (1. Tohoku Univ., 2. Osaka Univ.)

11:20 AM - 11:35 AM

[3I08] Analysis of topics for deepening the discussion over nuclear power generation

*Nao Shiino¹, Makoto Takahashi¹, Ekou Yagi² (1. Tohoku Univ., 2. Osaka Univ.)

11:35 AM - 11:50 AM

エネルギー問題におけるリスク・コミュニケーション

(1) 共に考える姿勢が示されることの意味（予備調査）

Risk communication in energy issues

(1) What it means to show a willingness to thinking together (Preliminary survey)

* 冨田 幹宏¹

¹ 原子力安全システム研究所

エネルギー問題は、様々なリスクを扱う難しい問題である。情報の送り手が、ある解決策の利点やリスクに対して安全性を確保するための事実や科学的に証明された情報を提供したとしても、その受け止めに疑義が残る傾向がある。このような状況においては、受け手が自然な形で情報を共有する雰囲気が大切であり、共に考えることが重要となる。本稿は、送り手が共考の姿勢を示すことの意味の検討を行っている。

キーワード：エネルギー問題、リスク・コミュニケーション、共考、デプスインタビュー、会場調査、Web 調査

1. 緒言

リスク・コミュニケーションの要件のひとつされる共考の影響に着目した調査を行った。多くのリスク・コミュニケーションの現場では、その冒頭において「理解していただくための情報提供をしたい」といった進め方が多い。この冒頭の進め方を「共に考えるための時間を持たせてほしい」と宣言して、共考の重要性を示し、共に考える場をつくることで円滑な対話が進むのではないかと考えた。

2. 方法

この2つの進め方の違いを確認するために、2種類の音声動画を作成して予備調査を行った。調査は3回に分けて実施した。調査Ⅰでは、同じ参加者が動画A（情報提示条件）と動画B（共考条件）の両者を視聴し、それぞれの評価を行う会場質問紙調査およびデプスインタビューを実施した。次に調査Ⅱでは、実験協力者を2群に分け、一方には動画A、もう一方には動画Bを提示し、会場質問紙調査で違いを確認する。調査Ⅲは、調査ⅡをWeb上で実施した。

3. 結論

調査Ⅰでは、共考の姿勢を取ることであきらかな差を確認することができた。調査Ⅱでは、調査Ⅰほどの大きな差はなかったが、「中立・公平な話と感じる」と受け止められる場合に有意な差が見られた。調査Ⅲは、「自分の意見が言いやすい」の評価で動画B（共考条件）がよいとされたが、僅かな差しか認められなかった。対象層別に差を見ていくと「社会問題に関して詳しくないと考えている層」や「原子力発電の態度に関してやや慎重な層」では、「中立・公平な話と感じた」や「自分の意見の言いやすさ」といった双方向性に関する評価において有意な差が見られた。今後、本稿の調査結果を参考に、送り手側の要因や受け手の側の要因を検討し、リスクに対する理解の深まりに対して、共に考える姿勢を示すことの重要性を明らかにしていきたい。

参考文献

[1] 木下富雄(2016). リスク・コミュニケーションの思想と技術 共考と信頼の技法. ナカニシヤ出版.

*Mikihito Tada¹

¹Institute of Nuclear Safety System, Inc.

若年層の原子力発電利用態度が高齢層より肯定的なのはなぜか

Why are young people more positive about the use of nuclear power generation than older people?

*北田 淳子¹

¹原子力安全システム研究所

20代と60代を対象にWeb調査を実施し、原子力発電に関する意識やニュース接触度、社会情報への関心、一般的意識、価値観における世代差を把握した。それらの項目（要因）と原子力発電利用態度の関連性を分析し、20代が60代より原子力発電の利用に肯定的であることを説明できる要因を特定した。さらに、特定された要因にニュース接触度が関係しているかどうかを分析した。

キーワード：原子力発電、Web調査、世代差、ニュース接触度、20代

1. はじめに

原子力発電の利用態度の男女差（女性の方が否定的）の存在は古くから国内外で報告されてきたが、この10年、当研究所の継続調査をはじめ、報道機関などの世論調査（NHK・読売新聞・毎日新聞の世論調査、JGSSなど）で、若年層は他の年齢層より原子力発電の利用に肯定的であると報告されている。若年層については、反対しないが受動的に現状を許容する傾向がある、ニュースをあまり見ず政治経済社会のできごとなどへの関心が低いなどの特徴が報告されているが、原子力発電利用態度との関係は明らかでない。

2. 調査概要

調査会社の登録モニターを対象に2021年12月10日にWeb調査を実施し、近畿在住の20代と60代の男女各250人ずつ、計1000人のデータを得た。

3. 結果と考察

(1) 20代と60代の利用態度の違い：「どちらかといえば」を含めて20代における比率、60代における比率を（）内に順に示すと、リプレースに反対は（16%, 32%）、原発をゼロにすべきは（25%, 40%）であり、20代は利用に否定的な意見が少なかった。また、20代はこの2問間に有意な相関がなかった。「原発をゼロにすべき」はリスクの認識のみに相関し、「リプレース」は経済重視のみと相関があったことから、2問で判断の視点が異なるために一貫性のない回答になっていると考えられる。20代は利用態度が固まらず質問場面ごとに断片的に判断する傾向が強い可能性がある。

(2) 20代が60代より利用態度が肯定的な要因：①利用態度と負の相関があり（「そう思う」ほど利用に否定的）20代で少ない認識は、原子力施設事故に不安（42%, 64%）、放射性廃棄物に不安（44%, 67%）、経済的に豊かな社会より原子力のリスクのない社会を将来に引き継ぐべき（60%, 75%）、安全性について本当のことが公表されていない（58%, 84%）、今の政治に不満（37%, 57%）などであった。また、20代は原子力発電にかかわるネガティブな事実認識が顕著に少なかった。逆に、②利用態度と正の相関があり20代で多い認識は、環境より経済・生活優先で電力供給を増やす（50%, 43%）、知りたいのは安全の問題より経済性や必要性のほう（45%, 29%）、原子力発電をどうするか自分には関係がない（40%, 14%）、自分がよく知らない関心のない問題は現状のままでよいと思う（36%, 21%）であった。

(3) ニュース接触度との関係：日ごろ新聞・テレビ・ネットのニュースに接しないか短時間接触は20代で7割、60代で2割であり、政治・経済・社会問題などの情報への関心も20代は顕著に少なかった。上記①の認識の多くはニュース接触度と弱い関連性が認められ、②のうち無関心と現状許容傾向は社会情報への関心と弱い関連性が認められた。20代のニュース接触度の低さは、20代の利用態度が肯定的な一因であることが示唆される。

*Atsuko Kitada¹

¹Institute of Nuclear Safety System, Inc.

継続調査による原子力発電に対する世論の測定（14） 第6次エネルギー基本計画と原子力発電の社会的受容性

Measurement of Public Opinion on Nuclear Power Generation (14)

The Sixth Strategic Energy Plan and Public Acceptance of Nuclear Power Generation

*藤田 智博¹

¹ 原子力安全システム研究所

第6次エネルギー基本計画では、2030年度の電源構成において化石燃料の比率が低下したのに対し、非化石燃料のうち再生可能エネルギーの比率が上昇した。それを踏まえて実施した継続世論調査に基づき、原子力発電の社会的受容性が他電源に対する受容性とどのように関連しているのかについて報告する。

キーワード：原子力発電、意識調査、第6次エネルギー基本計画、電源

1. はじめに

2021年10月、第6次エネルギー基本計画が閣議決定された。2030年の電源構成として、第5次エネルギー基本計画と比較し、化石燃料の比率が低下し、逆に、非化石燃料、中でも太陽光発電、風力発電をはじめ、再生可能エネルギーの比率が上昇した。INSSがこれまで実施してきた継続世論調査においては、政府案の各電源の比率が多すぎるか少なすぎるかを尋ねているが、2021年度の調査では、第6次の数値に更新して意見を尋ねた。

2. 調査概要

訪問留置法に基づく調査を、関西地域の18歳～79歳の男女を対象に、2021年の10月から11月にかけて実施し、1004人から回答を得た。2020年の10月から11月にかけて実施した同様の調査と結果を比較する。2021年の調査では、政府案の望ましい電源構成として、火力発電比率（56%→41%）、再生可能エネルギー比率（22～24%→36～38%）、原子力発電比率（20～22%→同じ）を2020年調査からそれぞれ更新して、意見を尋ねた。

3. 結果

火力発電比率は低下しているにもかかわらず、「多すぎる」「適切である」「少なすぎる」といった意見の割合に変化はなかった。その一方、再生可能エネルギーについては「適切である」と考える人々の割合が約10ポイント増加し、逆に「少なすぎる」と考える人々の割合が約10ポイント低下した。比率が変わっていない原子力発電については「多すぎる」と考える人々の割合が低下した。再エネと原子力割合を共に「適切である」と考える人々が全体の4割を超えている一方、両者の順位相関係数は負の関係にあった。

4. 結論

再生可能エネルギーをどう評価するかが、他電源の受容性にもかかわる可能性を示唆している。上記の数値は「野心的な目標」とも表現されているが、原子力発電の受容性を考えるうえでは、原子力発電単体でのリスクやベネフィットの理解のみならず、電力供給システム全体のなかで、各電源の特性を把握することが鍵になると考えられる。

*Tomohiro Fujita¹

¹Institute of Nuclear Safety System, Inc.

原子力発電に対する意見形成と保有する知識の関係の研究

Analysis on the relationship between opinion and knowledge possessed

*高橋 信¹, 渡邊咲紀¹, 標葉隆馬²

¹ 東北大学, ² 大阪大学

本研究では、200名の一般市民に対するアンケート調査結果に基づいて、原子力発電に関する主観的知識量と客観的知識量の差に着目し、原子力発電に対する意識と最も相関性が強い要素は客観的知識量であるという仮説を検証した。結果として主観的知識量と客観的知識量の間の相関は低く、単に客観的な知識が多いことが原子力を受容する要因ではないことを示す結果が得られた。

キーワード：原子力発電、社会受容、アンケート調査

1. **緒言**：従来の原子力発電の利用に対する意識調査の多くでは、原子力発電に対する意識の包括的な調査を行うことを重視しており、リスク認知の構成要素に基づいた詳細な調査は少なく、回答者の知識量の測定方法として、主観的知識量を問う設問を用いているものが多かった。本研究では、一般市民に対するアンケート調査に基づき、原子力発電に関する主観的知識量と客観的知識量の差に着目し、原子力発電に対する意識と最も相関性が強い要素は客観的知識量であるという仮説を検証した。

2. **手法**：本研究では以下の三つの仮説を検証するための設問の設定を行った。

<仮説 1>主観的知識量と客観的知識量はおおよそ連動する値だが、その相関は弱い→他分野における先行研究から予想[1]

<仮説 2>原子力発電に対する意識と最も相関性が強い要素は客観的知識量→大規模かつ複雑な科学技術である原子力発電は知識があるほどリスク認知は低くなり推進的な態度をとると予想

<仮説 3>客観的知識量のうち、科学的知識を多く保有している人ほど推進派である傾向がある→科学的知識を保有している人は、専門家に近い立場から原子力発電を推進すると予想

調査項目に関しては以下の通りである。

■原子力発電に対する意識を問う設問（12問）（原子力発電への考え方/各関係者への信頼感等）

■客観的知識量を問う質問（20問）（科学的側面・社会的側面、推進的・懸念的設問の数を同程度に）

■主観的知識量を問う質問（1問）「1: よく知っている方である」～「7: 聞いたこともない」

回答に分析に関しては、「原子力発電を利用すべきか?」「原子力発電所の運転を再開してもよいのか?」の二つの設問の回答に基づき対象を「強推進派」から「強懸念派」に分類し、それぞれの意識の群に関して、Knowledge Difference Score: KDS（主観的知識量スコア－客観的知識量スコア）を算出し比較を行った。

質問調査はアンケート調査会社に依頼し2021年12月15日に実施した。（本調査の実施に関しては東北大学工学研究科の人を対象とする研究に関する倫理委員会の承認を得て行っている。

3. **結果**：200名の回答者は、原子力に対する態度に関しては以下のような分布となった・

・強推進派：23名/弱推進派：49名/中立：18名/弱懸念派：51名/強懸念派59名

この結果から原子力に対する基本的な意識に関しては大きな偏りはないことが確認できたので、意識と他の要素の関しての検討を行った。

<仮説 1>主観的知識量と客観的知識量の関係に関しては相関係数 0.32 ($p < 0.01$) という結果となり、弱い正の相関が認められ仮説は検証されたと考える。

<仮説 2>客観的知識量・主観的知識量はともに有意だが非常に弱い相関がみられ、「知識を保有しているかどうか、あるいは知識を保有していると思っているかどうか」は、原子力発電に対する意識にあまり影響しないという結果となり仮説 2 は棄却された。一方で、関係者、特に電力会社と政府への信頼感とは有意な正の相関がみられ、信頼感があるほど原子力発電に前向きな意識を持っていることが確認された。

<仮説 3>科学的知識の正答率の高さと推進派であることの関連性は見出されず、仮説 3 は棄却される結果となった。原子力発電に対する意識と有意な相関が認められた設問は「原子力発電所の仕組み」「放射線の性質」「電力会社の安全対策」に関する内容であり、これらには正答率が低く安全性に直接関連する内容であるという共通点があると考えられる。

4. **結言**：本研究での調査で明らかになった主観的と客観的な知識量の間の相関の低さは重要で、「知識が十分あるつもりだが、実際にはわかっていない」という群に対してどのようにアプローチをするかが原子力の受容のキーになることを示している。更にその根底にある「信頼」というファクターの重要性を調査結果として明らかにできた点も本研究の重要な成果である。つまり知識に基づく判断の以前で「信頼」に基づく判断が行われていることが示唆されており、いかに情報発信を行っても信頼感がなければ判断には影響を与えないということである。今後は「信頼」の回復のためにどのような活動・実践・情報が必要であるかを検討していく必要がある。

参考文献：[1] Ryuma Shineha et.al. : A Comparative Analysis of Attitudes on Communication Toward Stem Cell Research and Regenerative Medicine Between the Public and the Scientific Community, Stem Cells Translational Medicine 7(2) 251-257 (2018)

¹ *Makoto Takahashi¹, Saki Watanabe¹ and Ryuma Shineha²

² ¹Tohoku Univ. / ²Osaka Univ.

原子力発電をめぐる議論の深化のための論点の分析

Analysis of topics for deepening the discussion over nuclear power generation

*椎野 直¹, 高橋 信¹, 八木 絵香²

¹東北大学, ²大阪大学

原子力発電の社会的な受容を進めるためには異なる意見を有する人の間の対話が重要であるが、現状では対立構造のみが注目され建設的な議論は実現していない。本研究では原子力に対する賛成・反対双方の意見を有する人が、どのような観点からその立場をとるかという思考の構造化と可視化、原子力発電の利用に関する論点の整理を行い、建設的な議論を行うための基盤の構築を試みた。

キーワード：原子力発電利用、対話、科学コミュニケーション、社会受容

1. 緒言：本研究ではインタビュー調査に基づき、思考の構造化と可視化を通じての分析を行い、原子力発電の利用に関する賛成・反対の論点の整理を行った。特徴的な点は、原子力発電利用に関する（賛成・反対の）主張を形成する主観的な根拠や論理構造を可視化ツールを利用して抽出し数値化し分析を行った点にある。

2. 手法：原子力利用の社会受容に関する社会調査の多くは一般市民を対象にしたアンケート調査であり、統計的な分析を行い因子分析等を通じて相対的な態度決定要因を評価している。これに対して本研究では少数の対象者に対して半構造化インタビューを行い主観的な態度形成要因を明らかにすることを目的にした。調査の対象は、調査者である筆者と既にある程度の信頼関係のある大学生から、原子力発電に対して異なる態度を持つと思われる9名に協力して頂いた。インタビューではオンラインホワイトボードmiroを使用し、以下のステップで情報の構造化を行った。

Step. 1 原子力に対する基本的な態度の分類（「積極的に使うべきだ」←（7段階評価）→「絶対に使ってはいけない」）

Step. 2 原子力態度の形成に関係する36項目の質問に対して回答（同意のレベルとその確信度：7段階評価）

Step. 3. 各項目間の関係と自分の態度形成に影響する度合いに関する自己評価（構造化マップ上での配置）

Step. 1, 2 は従来の統計的な分析でも明らかにできる内容であるが、本研究では Step. 3 において、それぞれの項目に関する主張が、自分の態度形成にどの程度寄与しているかを主観的に評価してもらうことで、態度形成に関係する多様な価値判断を明らかにすることを目指した。更には、自分の意見（賛成・反対）に反する事実に関してどの程度認識しているかという点も重要な検討内容である。図1に構造化の結果として得られた論理構造図の一例を示す。四角のカードが一つの項目に対応し、自分の意見を支持する場合は上部へ、否定する場合は下部に配置してもらい、その位置の情報をもとにして簡易的な定量化を通し分析を行った。



Fig.1 意見の構造化結果の例

3. 結果：各意見に対する同意の程度、構造化における配置場所を整理・分析した結果として、以下のような知見を得ることができた。

- ・地球温暖化については、原子力発電によって発生する二酸化炭素の量に関して大幅な事実認識の違いがあり、原子力態度がポジティブの回答者とネガティブ回答者の多くが共に支持意見として使用。原子力態度ポジティブの回答者のうちにはその論理構造に表面上の矛盾。

- ・健康被害に関する認識、問題意識の強さに関して、双方の態度の人間で大きな認識の違いはない。

- ・燃料供給に関して「安定性」や「政情」の見方が人によって異なったものの、特に化石燃料の枯渇性やウラン資源の利用可能年数は原子力態度ポジティブ、ネガティブの双方にとって主要な論点

- ・経済面の評価は大きく乖離。個々人がその評価の論拠として挙げる項目は幅広いが、回答者全体の経済面の評価を説明する十分な根拠は明らかにできなかった。

- ・原子力というシステムが有する本質的な不平等性に関して原子力態度ネガティブは重視し、原子力態度ポジティブの多くは問題視しない、という価値観の相違がみられる。

- ・放射性廃棄物については原子力態度ポジティブ・ネガティブの双方が問題視しているものの、ポジティブはコスト面を懸念、ネガティブは安全性の懸念がより強いという違いがある。

4. 結言：本研究では原子力発電に関する異なる立場をとる人の間での建設的な対話を実現するために、インタビュー調査を行い原子力発電の利用に関しての論点を分析した。原子力発電に対して「賛成」「反対」の立場をとる人の、それぞれの主観的な態度形成要因をあきらかにするためにインタビューの内容を、構造化・可視化しそれぞれの主張の主観的な根拠やその強さ、更には因果的な論理構造を分析した。結果としてそれぞれの立場をとる人たちの主要な論点を明らかにすることができ、その中にある矛盾点を明らかにする可能性を示すことができた。

*Nao Shiino¹, Makoto Takahashi¹, Ekou Yagi²

¹Tohoku Univ., ²Osaka Univ.

Oral presentation | I. General Issues | General Issues

[3I09-13] Social Survey and Risk Communication 2

Chair: Makoto Takahashi Takahashi (Tohoku Univ.)

Fri. Sep 9, 2022 2:45 PM - 4:05 PM Room I (E1 Bldg. 3F No.34)

[3I09] Residents' Attitudes towards Shelter-in-place: The Case of Mito City, Ibaraki Prefecture

*Fumie Yamaguchi¹, Shogo Takahara¹, Kazuya Yamamoto¹, Naoya Sekiya² (1. JAEA, 2. UTokyo)
2:45 PM - 3:00 PM

[3I10] About ethical issues in the practice of dialogue

*Yoshihito Takeda¹ (1. Faculty of Engineering, Hokkaido University)
3:00 PM - 3:15 PM

[3I11] Consideration in Public Opinion Concerning Nuclear Power Generation in the United States, Europe and Asia (2)

*Shinichi Oiso¹ (1. INSS)
3:15 PM - 3:30 PM

[3I12] Differences in Knowledge and Experience regarding Radiation Risk between the Public and Experts

*REIKO KUWAGAKI¹, MOTOKO KOSUGI², TOMOKO TSUCHIYA³ (1. CRIEPI, 2. Shizuoka Univ., 3. TONeRiCo)
3:30 PM - 3:45 PM

[3I13] Discussion on ALPS Treated Water with Reference to the Method of Deliberative Poll Design and Implementation of Forum for National Institute of Technology Students(2)

*Kyoko Oba¹, Noboru Yanase², Ryota Matsui³ (1. JAEA, 2. Nihon Univ., 3. Yamanashi Prefectural Univ.)
3:45 PM - 4:00 PM

屋内退避に対する住民意識—茨城県水戸市における事例—

Residents' Attitudes towards Shelter-in-place: The Case of Mito City, Ibaraki Prefecture

*山口 文恵¹, 高原 省五¹, 山本 一也¹, 関谷 直也²

¹日本原子力研究開発機構, ²東京大学

本研究は、原子力災害における防災意識と防災行動意図の関連を明らかにすることを目的に、原子力発電所の緊急防護措置を準備する区域（UPZ）である茨城県水戸市に住む住民を対象に、質問紙調査（N=408）を実施した。本発表では、屋内退避に着目し、災害に対する不安や防災行動意図について分析結果を報告する。

キーワード：屋内退避，防災行動意図，リスク・コミュニケーション

1. 緒言

屋内退避は、被ばくの低減を図る防護措置の一つであり、原子力災害発生時には自宅や公共施設等で屋内退避をするよう国等から指示が出されることが「原子力災害対策指針」（原子力規制委員会，平成24年10月31日制定，令和4年4月6日一部改正）で定められている。自然災害時の防災行動を題材にした研究ではリスク認知と防災行動意図の関連に関する結果は一致しておらず、リスク認知が避難意図に影響することを示した研究（例えば関谷・田中，2016）がある一方で、災害の危険性を感じていても避難意図は高くないことを指摘した研究もある（柿本・上野・吉田，2016）。本研究は、原子力災害発生時における防災行動である避難と屋内退避に対する意識を調査し、それらの防災行動意図を規定する要因を検討した。本発表では屋内退避に関連した分析結果を報告する。

2. 方法

2-1. 調査対象者 2021年4月7日～26日に市内全域が東海第二発電所（茨城県那珂郡東海村）のUPZである茨城県水戸市の住民（20～74歳、平均年齢50.8歳、SD=14.69）を対象に、郵送による質問紙調査を実施し、回答に不備があるデータを除いた408名を分析対象とした（男性178名、女性226名、性別不明4名）。

2-2. 質問紙構成（本報告に関わる項目を抜粋） 【災害に対する考え方や経験】①災害に対する不安:6項目5件法（ $\alpha=.79$ ）、②災害の被害に遭う可能性:6項目5件法（ $\alpha=.72$ ）、③自然災害や原子力災害の被災経験:1項目3件法、④日頃の災害対策実施状況:食糧や飲料水の備蓄等の実施状況を尋ねる10項目4件法（ $\alpha=.84$ ）、⑤原子力防災対策に対する関心:1項目5件法。【原子力災害対策に対する考え方】⑥原子力災害発生時の健康被害想定:1項目4件法、⑦原子力や原子力防災に関する用語の認知:計12項目4件法（放射線に関する用語の認知 $\alpha=.85$ 、原子力防災に関する用語の認知 $\alpha=.86$ ）、⑧原子力災害対策重点地域に関する認知:自宅がどの区域に指定されていると思うかを尋ねる1項目3件法、⑨原子力災害発生後の災害対策に関する認知:7項目4件法（ $\alpha=.87$ ）、⑩屋内退避意図:自宅に屋内退避できる期間を尋ねる1項目4件法、⑪屋内退避に対する不安:11項目から複数選択、⑫屋内退避をすることによる効果に対する態度:7項目4件法（ $\alpha=.80$ ）。【回答者の属性】人口統計学的変数、現在の居住地域に住み続ける意思、居住地域への愛着。

3. 結果と考察

屋内退避に対する不安を高める要因を検討するため、上記⑪の合計点を目的変数、①～⑥及び⑫の各尺度得点、回答者の属性（質的変数はダミー変数化した。）を説明変数とした重回帰分析を行ったところ、災害に対する不安が高く（ $\beta=.18, p<.01$ ）、原子力災害発生時の健康被害想定が高いほど（ $\beta=.16, p<.01$ ）、屋内退避に対する不安が高いという関連が有意であった。次に、屋内退避を実施する意図を高める要因を検討するため、上記⑩屋内退避意図を目的変数、①～⑨及び⑪～⑫、回答者の属性を説明変数とした重回帰分析を試みたが、決定係数は有意ではなく、各要因の説明力も十分ではなかった。なお屋内退避意図と各変数の相関分析結果では、屋内退避に対する不安との間に若干の負の相関があったが（ $r=-.13, p<.05$ ）、他の変数とは有意な相関関係は見られなかった。本調査からは、屋内退避に関連する心理的変数を見出すことはできなかった。今後は、調査対象地域を拡大して同様の調査を実施し、防災意識と防災行動意図の関連を検討することが必要である。

参考文献

- [1] 関谷直也，田中淳，2016，避難の意思決定構造—日本海沿岸住民に対する津波意識調査より—，自然災害科学，35，91-103。
 [2] 柿本竜治，上野靖晃，吉田護，2016，防護動機理論に基づく自然災害リスク認知のパラドックスの検証，土木学会論文集D3（土木計画学），72(5)，1_51-1_63。

*Fumie Yamaguchi¹, Shogo Takahara¹, Kazuya Yamamoto¹, and Naoya Sekiya²

¹Japan Atomic Energy Agency, ²Tokyo Univ.

対話の実践における倫理的な課題について リスクコミュニケーション的視点から

About ethical issues in the practice of dialogue

From a risk communication perspective

*竹田 宜人¹

¹北海道大学

本論では、対話の実践において参加者や運営者に事業者や行政以外の一般市民が想定されることで生ずる人権や発言に伴う責任への配慮等の倫理上の課題を論ずる。

キーワード：リスクコミュニケーション，ELSI (Ethical, Legal and Social Issues)

1. 緒言

福島第一原子力発電所の事故に係る除染土壌の再利用や最終処分、高レベル放射性廃棄物最終処分場の選定、原子力発電所の再稼働等の原子力に係る社会的課題において、地域住民をはじめとするステークホルダーとの対話が様々な形で実践されている。(例えば、NUMO2022) これまで、倫理上の課題としては、世代間倫理などが指摘されてきたが、(例えば、寺本 2012、2018)、本論では、実践に伴うステークホルダーの一般化と拡大により、参加者や運営者に事業者や行政以外の一般市民が想定されることで生ずる、人権や発言に伴う責任への配慮等の課題について既往研究を踏まえて議論する。

2. 対話における倫理的な課題

2-1. 対話に求められる理想

住民や事業者、行政等が地域の課題について対話を行う場合は、それぞれの法的根拠や社会的関心のもと様々なリスクを対象に行われている。その望ましいあり方や効果については、手続き的公正を満たす公準（レーベンソール 1980）、や熟議民主主義的基準（ジョンソン 2011）などの測定指標が提案されている。情報開示や透明性、公平性といった条件は、社会的な規範としてだれもが納得するものであり、係るものにとって理想として、目指すものであることは間違いない。しかし、実践にその実現においては新たな倫理上の課題が生じている。

2-2. 課題を生み出す背景

北海道後志管内、寿都町、神恵内村で、高レベル放射性廃棄物最終処分場の選定に係る文献調査が始まり、併せて対話の場が開催されている。そこでは、議事録や会場で使用した付せんや模造紙、動画（オンライン含む）の一次資料のほか、広報用のチラシ等が公開されており、そこからは様々な関心に基づく、多様な意見を確認することができる。(NUMO 2022) それらの話題はこれまで、既往研究として、数多くの類似した取り組み（ミニパブリックスや討論型世論調査など）を通じて指摘されてきた知見と何が同じで何が異なるのだろうか？もっとも大きな違いは、既往研究の多くは研究者が計画的に設計し、そのような場であることを理解した人々がボランティアに参加していることにある。そこで話し合われたことは、「自分事」ではなく、発言することについて、参加者には責任は生じない。

3. 結論

本論では、対話が実践段階となった今、既往研究の成果をいかに現場に生かしていくか、記録の手法や倫理上の配慮を踏まえて、試行的に論ずる。

*Yoshihito Takeda¹

¹Hokkaido Univ.,

米欧アジアにおける原子力発電に対する世論の考察（2）

Consideration in Public Opinion Concerning Nuclear Power Generation in the United States, Europe and Asia (2)

*大磯眞一

(株)原子力安全システム研究所

米欧アジアの原子力発電に関する世論について調査し、海外での原子力発電に対する世論動向を分析した。米国においては賛成が反対を大きく上回っているという調査結果がある一方、賛否が拮抗しているという調査結果もある。欧州については、英国、フランス、チェコなどにおいて支持が不支持を上回っている。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、米欧アジア、原子力発電、世論、動向

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故後 11 年における海外世論について、ネットで公開されており、出所の明らかなものを調査したので報告する。

2. 概要

2018 年から 2021 年における米国、英国、フランス、チェコ、韓国、台湾、UAE における原子力発電に対する世論について情報収集し、結果について考査した。

3. 結果

米国においては、原子力発電に対する支持は 70%を超えるという調査（Bisconti Research）がある一方、賛成は 50%強とする調査結果（Gallup）もある。英国においては支持・中立を合わせると 70%を超えている。フランスも原子力発電は必要とする人が半数を超えている。チェコは増やすべき・現状維持を合わせると 70%弱となっている。韓国は、70%程度が原子力利用に賛成している。台湾は、住民投票により、脱原子力を定める法規定の廃止への賛成が反対を上回り、脱原子力条文失効が決定した。UAE は、発電方法として原子力を望むとの回答が 80%程度を占めている。

4. 考察

米国においてはGallup 調査等を調べたが、中立という選択肢を設けていないので、中立層が他の設問に影響を受けやすい。Gallup は環境問題に関する設問の中で賛否を聞いているので、その影響が出て、他の調査より反対が多くなっている可能性がある。英国は、支持が不支持を大きく上回っている。その理由としては、政府が気候変動への対策として原子力発電を重視していることなどが考えられる。フランスでは、エネルギーセキュリティや地球温暖化対策の観点から原子力発電が支持されているものと考えられる。チェコでは、電力生産の約 35%を原子力発電でまかなっていることが評価されている可能性がある。韓国はエネルギー転換政策と称し、脱原子力、脱石炭火力と、再生可能エネルギーの拡大を方針として掲げるが、その政策は韓国経済にとって必ずしも望ましいものではなく、国民もその政策の矛盾に敏感に反応したように思われる。台湾では、蔡英文政権は、脱原子力条文失効に関わらず、原子力発電の推進は地元の反発などにより依然困難であるとしている。UAE は石油に頼らない発電を目指しており、原子力発電に対する国民の支持率は高い。ただし、発電所建設・運営を請け負っている韓国が、UAE 国民の期待に応えていかなければならないという課題がある。

*Shinichi Oiso

Institute of Nuclear Safety System, Incorporated

放射線リスクの情報に関する受け手と専門家の差異 —福島第一原子力事故に関するデプスインタビューの分析—

Differences in Knowledge and Experience regarding Radiation Risk between the Public and Experts
—Analysis of Depth Interview Results on the Fukushima Daiichi Nuclear Accident—

*桑垣 玲子¹, 小杉 素子², 土屋 智子³

¹ 電力中央研究所, ² 静岡大学, ³ 一般社団法人複合リスク学際研究・協働ネットワーク

The purpose of this study is to analyze differences between the public and experts on radiation risk. In 2022, semi-structured interview survey was conducted to assess the knowledge and experience of 47 participants from the accident that occurred at the Fukushima Daiichi Nuclear Power to the present.

Keywords: Risk Communication, Fukushima-Daiichi Nuclear Power Accident, Radiation Risk

1. はじめに

放射性物質が自分や家族に与える影響に「不安を感じている」と思う福島県民は2011年の91%をピークに減少傾向だが、19年以降は60%前後でほぼ横ばいである(朝日新聞・福島放送の共同世論調査,2021)。人が不安を感じる要因には、情報の不足があげられる。専門家ではない人々が、十分に知識が与えられた上で自主的な判断をするリスクコミュニケーションのために必要としている情報についてのメッセージ作成手法としてメンタルモデル・アプローチが手順化され(Morgan et al., 2002), 多分野で実証されている(小杉ほか,2004)。

2. 調査対象と目的

本研究の目的は、メンタルモデル・アプローチを用いて、東京電力福島第一原子力発電所事故による放射線リスクについて専門家と情報の受け手との知識や認識の構造の違いを明らかにすることである。専門家の知識構造は、これまでに専門家からなされてきた情報提供を反映しており、事故当時福島県に居住していた人々の知識構造は受け手がどう理解したのかを反映していると考えられる。本発表では、事故直後からの経験を聞き取りながら、人々が日々の生活の中でどのように対処してきたのか、どのような情報や経験を得てきたのかについて半構造化したデプスインタビュー調査(47件。うち男性24, 女性23。平均年齢42.2歳)の結果を、専門家メンタルモデルの知識カテゴリに従って整理し、知識や認識の構造の違いを把握する。

3. 結果と考察

回答者全体と専門家の知識構造との比較から、共通する知識と異なる知識および構造が浮かび上がった。専門家は物質の化学的物理的特性を踏まえて挙動や対策を考えるのに対し、受け手側には個別物質の知識はなく、“放射能”として捉えている。また専門家は、被ばく線量と健康影響が密接につながった知識構造を有するのに対して、受け手はこれらが結びついておらず、微量でも“放射能”が「ある」ことでダメージを受けると理解する。環境中に拡散した放射能への対応として自宅や学校等の除染、線量測定、食べ物の検査等について、主に自身の経験や直接の伝聞による具体的な知識を有している。なお、受け手は自然災害後の生活復旧という認知制約がある状況下で、単に「知識」ではなく、緊急事態に役立つ情報を必要とし、記憶に留めていた。リスク軽減の理由と方法への関心は両者に共通している。今後、専門家の知見を基礎としながらも、受け手なりの理解の仕方に沿った説明や情報の提示順序などを明らかにするための分析を行う。

謝辞 この研究は環境省委託事業「放射線健康管理・健康不安対策事業(放射線の健康影響に係る研究調査事業)」において実施したものです。

* Reiko, Kuwagaki¹, Motoko Kosugi², Tomoko Tsuchiya³

¹ CRIEPI, ² Shizuoka Univ. ³ Transdisciplinary and Open Network for Risk Research and Collaboration

討論型世論調査の手法を参考にした ALPS 処理水に関する討議 高専生を対象とした討論フォーラムの実施

Discussion on ALPS Treated Water with Reference to the Method of Deliberative Poll
Implementation of Forum for National Institute of Technology Students

*大場 恭子¹, 柳瀬 昇², 松井 亮太³

¹JAEA, ²日大, ³山梨県立大

東京電力福島第一原子力発電所事故の廃炉によって生じる ALPS 処理水について、討論型世論調査 (Deliberative Poll; 以下、「DP」) [1]の手法を参考にした討議の場 (以下、「討論フォーラム」) を、福島工業高等専門学校 (以下、「福島高専」) で実施した。

キーワード：討論型世論調査, ALPS 処理水, 風評被害, 東京電力福島第一原子力発電所事故

1. 緒言

2021 年 4 月、日本政府は ALPS 処理水の海洋放出を決定した。しかし、ALPS 処理水および海洋放出、あるいは海洋放出に伴って懸念されている風評被害について、未来を担う若い世代が十分に理解し、考えているとは言い難い。本研究は、このような状況を改善することを目指し、一般市民が特定のテーマについて議論する討議デモクラシーの手法のひとつである討論型世論調査の手法を参考に、福島高専の学生を対象とした ALPS 処理水に関する討論フォーラムを実施した。

2. 実施内容

2-1. 討論フォーラムの準備

討論フォーラムの実施前に、T1 アンケートを行った。また、アンケート回答後、ALPS 処理水に関する説明および討論フォーラムで議論する内容について筆者らが作成した冊子を配付した。

2-2. 討論フォーラムの構成

討論フォーラムは、①討論フォーラムの説明、②T2 アンケート、③小グループ討論 (1)、④全体会議 (1)、⑤小グループ討論 (2)、⑥全体会議 (2)、⑦T3 アンケートで構成される。本討論フォーラムでは、小グループ討論／全体会議 (1) は「ALPS 処理水の処分方法を決めるにあたっては、どのような価値を重視するのか」等、小グループ討論／全体会議 (2) は「風評被害への対策」等をテーマとした。

2-3. T1~T3 アンケート内容

T1~T3 のアンケートは、参加者個人の考えの推移および資料内容についての理解の推移を把握することが目的である。そのため、全てのアンケートの Q1~Q22 は同じ質問とした。また、T3 アンケートのみ討論フォーラムの印象を確認する質問を追加した。

3. アンケート結果

討論フォーラムに参加することで、ALPS 処理水に関する考えや理解が変化することが確認された。さらに、社会問題全般への関心が高くなる傾向が見られた。

4. 結言

本研究により、DP を参考にした福島高専の学生を対象とした討論フォーラムは、問題の理解に有効なだけでなく、問題を自分ごととして考えることにつながる有効な教育手法となる可能性が見出された。今後とも未来を担う若い世代を対象に、ALPS 処理水をはじめとする直接的な影響を受けない人々も、問題を自分事として考え、行動することで状況の改善につながるような問題をテーマに、本取り組みを実施したい。

参考文献

[1] 柳瀬昇：「熟慮と討議の民主主義理論——直接民主制は代議制を乗り越えられるか」, ミネルヴァ書房, 2015

*Kyoko Oba¹, Noboru Yanase² and Ryota Matsui³

¹JAEA, ²Nihon Univ., ³Yamanashi Prefectural Univ.

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

[3J01-05] SeismicPRA

Chair: Sunghyon Jang (Hokkaido Univ.)

Fri. Sep 9, 2022 9:30 AM - 10:55 AM Room J (E1 Bldg. 4F No.42)

[3J01] A Framework of RI-PB Design Application for Seismic Events

*Noa Matsumaru¹, Yasuki Ohtori¹, Hitoshi Muta¹, Toshiaki Sakai², Yoshifumi Katayama³ (1. TCU, 2. CRIEPI, 3. Chuden Engineering Consultants)

9:30 AM - 9:45 AM

[3J02] Development of a random number generation method for earthquake risk assessment

*Daichi Ogawa¹, Shota Terayama¹, Yasuki Ohtori¹, Hitoshi Muta¹ (1. TOKYO CITY UNIVERSITY)

9:45 AM - 10:00 AM

[3J03] Evaluation of Seismic Diversity of SSC system in PRA

*Katayama Yoshifumi¹, Yasuki Ohtori², Toshiaki Sakai³, Hitoshi Muta² (1. Chuden Engineering Consultants, 2. TCU, 3. CRIEPI)

10:00 AM - 10:15 AM

[3J04] Evaluation of Seismic Diversity of SSC system in PRA

*Mitsuharu Ohara¹, Yasuki Ohtori¹, Hitoshi Muta¹, Yoshifumi Katayama², Toshiaki Sakai³ (1. TCU, 2. CEC, 3. CRIEPI)

10:15 AM - 10:30 AM

[3J05] Industry's activities to refine direct core damage scenarios in Seismic PRA

*Takahiro Watanabe¹, Shudai Fujimoto², Shuhei Matsunaka³, Bumpei Fujioka⁴, Ryusuke Haraguchi⁵, Takashi KATO⁶, Kensuke Toyoshima⁷ (1. TEPCO HD, 2. KEPCO, 3. TEP SYS, 4. HGNE, 5. MHI, 6. TOSHIBA ESS, 7. NEL)

10:30 AM - 10:45 AM

RI-PB に基づく新しい耐震設計体系のフレームワーク

その 13 : 既設プラントにおけるシステムリスクのバランス化

A Framework of RI-PB Design Application for Seismic Events

Part 13: Balancing system risk in existing plants

*松丸望亜¹, 大島靖樹¹, 牟田仁¹, 酒井俊郎², 片山吉史³

¹東京都市大, ²電中研, ³中電技術コンサルタント

抄録 RI-PB 設計手法構築の一環として、既設の原子力発電所プラントのシステムの FT に対して FV 重要度を指標としたバランス化を行い、FV 重要度と損傷確率を比較した結果について報告している。

キーワード : RI-PB, 最適設計, リスクプロファイル

1. はじめに Budnitz et al.^[1]は、不確実な要因に対する安全性の向上のためにリスクプロファイルのバランス化が重要であることを指摘しているが、具体的な検討事例は限られている状況である。著者・他^[3]は新設プラントを対象として、Fussell-Vesely(FV)指標を目的関数としてバランス化を行い、各機器に要求される故障確率の算出を行ってきたが、既設プラントを対象とした検討については未着手であった。本稿では既設プラントを想定して、FV 重要度のバランス化を行ったので、その結果について報告する。

2. 既設プラントのバランス化

検討は Vaishnav et al.^[2]に掲載されている 4 つの熱除去 FT を対象に行った。新設プラントでは、新規に機器を設計・調達を行うため、機器に要求される故障確率に制約はなかった。しかし、既設プラントを対象とした場合、設備強化にともなうバランス化のために既設の機器を故障確率の高い機器と取り換えることはないと考えられるため、解析では既設機器の故障確率を超えないという拘束条件を付加してシステムの設備強化(リスク低減)・バランス化を

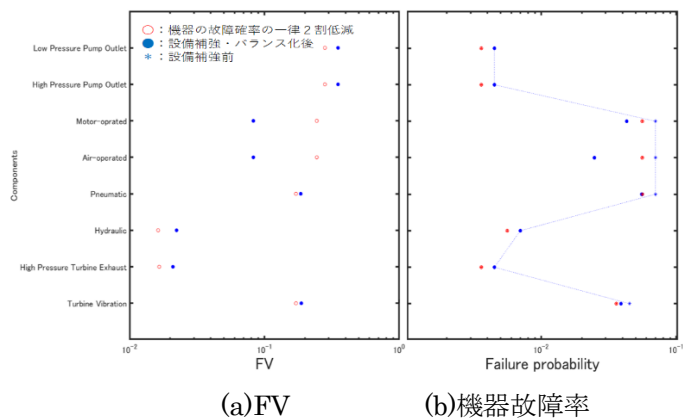


図 HPI 系の機器の評価結果

行った。検討では、設備強化として各機器の故障確率を一律に 2 割減らしたケースと、最適化手法により設備強化とバランス化を同時に行ったケースを解析した。後者については、前者で得られたシステム損傷確率を目標値としている。図は 4 つの熱除去 FT のうち、HPI 系をバランス化した場合の比較結果を示す。図には、参考のため設備強化前の各機器の故障確率も示している。図より、既設の設備強化を想定した解析では、一部の機器の FV 重要度が若干増加したが、全体としては FV 重要度の均一化(ばらつきの低減)の傾向が見られた。また、故障確率については既設の値を上回ることなく拘束条件が機能していることがわかる。

3. まとめ 本稿では既設プラントの設備強化・バランス化を想定し、冷却系 FT に対して拘束条件下で FV 重要度を指標としたバランス化を行った。検討の結果、バランス化手法が既設プラントの設備強化にも適用できることを確認した。今後は、実規模プラントを想定した解析・評価を行っていく予定である。

【参考文献】

[1] Budnitz et al., NUREG/CR-7214, 2016.

[2] Vaishnav et al, Nuclear Engineering Design 370 (2020) 110899.

[3] 松丸・他、RI-PB に基づく新しい耐震設計体系のフレームワーク その 12、2022 年 AESJ 春の年会, 2022.

*Noa Matsumaru¹, Yasuki Ohtori¹, Hitoshi Muta¹, Toshiaki Sakai² and Yoshifumi Katayama³

¹Tokyo City University, ²CRIEPI, ³Chuden Engineering Consultants

地震リスク評価のための乱数生成法の開発

(3) DQFM の効率化

Development of a random number generation method for earthquake risk assessment

(3) Streamlining DQFM

*小川 大地¹, 寺山 翔太¹, 大鳥 靖樹¹, 牟田 仁¹

¹東京都市大学

抄録 極低頻度事象のリスクを評価するために著者・他が開発した乱数生成法を用いて、極低頻度事象の Fault Tree (FT)におけるシステム解析を行い、実務への適用性・有効性を確認した結果について述べている。

キーワード：地震リスク評価, 乱数, 地震ハザード評価

1. 緒言 原子力発電所の地震リスク評価において、機器の損傷相関が結果に影響することが知られている。相関を考慮した解析では、確率変数間の独立性を仮定した和・積の公式が適用できないため、シミュレーションベースの評価法に頼らざるを得ない状況である。しかしながら、低頻度事象を対象とした評価においては、多数回のシミュレーションが必要となるため回数の低減が重要な課題であった。本稿では、文献[1]で提案した乱数生成法を Fault Tree (FT)解析に適用し、有効性の検討を行ったので、その結果について報告する。

2. Fault Tree (FT)への適用 文献[1]で提案する乱数生成法の FT 解析への適用の有効性を検討するために、Vaishnav P., et al.[2],の FT モデルに対して、通常の乱数生成法、Latin Hypercube Sampling (LHS)法での検討も行い比較を行った。各乱数生成法で $10^2 \sim 10^5$ の試行回数の評価を 100 回行い、その際に得られた損傷確率の平均値+標準偏差の曲線を図に示す。比較の結果、文献[1]の乱数生成法と LHS 法の二つは、MATLAB 内で発生させた一般的な乱数生成法に比べ、約 5.0 倍効率的に解析できた。FT によ

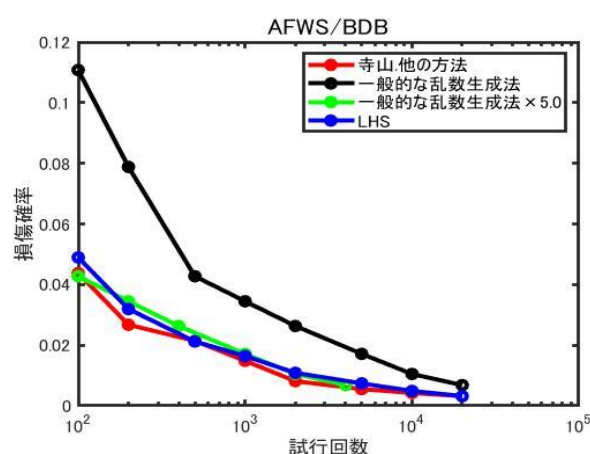


図 AFWS における乱数生成法毎の分布

っては結果にばらつきが有るものの、全体的にシミュレーション回数を大幅に低減できることを確認した。ただし、LHS は相関を有する乱数の発生に対応できないため、地震リスク評価を対象としたときに文献[2]の乱数生成法の有効性が高いことは明らかである。

3. 結論 本稿では、文献[1]で提案した乱数生成法を FT 解析に適用し、その有効性を検討した。検討の結果、LHS と同等の収束性があり、通常の乱数に比べ 1/5.0 の回数で同等の結果が得られることが確認された。また、LHS では相関性を考慮できないことから、寺山・他[1]の方法は FT のリスク評価への適用性が高い事がわかった。

参考文献

[1] 寺山・他, 地震リスク評価のための乱数生成法の開発, 2019 年 AESJ 秋の年会, 2020 年 AESJ 春の年会.

[2] Vaishnav P., et al., Nuclear Engineering and Design 370 (2020) 110899

*Daichi Ogawa¹, Shota Terayama¹ and Yasuki Ohtori¹ and Hitoshi Muta¹

¹Tokyo City Univ.

地震 PRA における耐震多様性の評価

その 3 : 耐震多様性システムの有効性に対する震源特性の影響検討

Evaluation of Seismic Diversity of SSC system in PRA

Part3 : Examination of the influence of seismic source characteristics on the seismic diversity system

*片山 吉史¹, 大鳥 靖樹², 酒井 俊朗³, 牟田 仁²

¹中電技術コンサルタント, ²東京都市大学, ³電中研

免震機器の導入による耐震多様性を有するシステムの地震リスク低減効果に対して、地震環境の特性が与える影響について検討したので報告する。

キーワード：耐震多様性，地震 PRA，応答スペクトル，免震，周期間相関

1. はじめに

原子力発電所の重大事故等の対処設備は、設置方向や免震などを含めた耐震多様性を図ることで共通の機能喪失リスクを低減させることが重要であることが指摘されている[1]。著者らは、免震の導入による耐震多様性を対象として、地震動の応答スペクトルの周期特性と周期間相関に着目して、耐震多様性を有するシステムのリスク評価手法を開発した[2]。また、国内 11 地点の地震環境において耐震機器のみの多重化システムと、耐震と免震の多様性システムのリスク評価を行い、全地点で耐震多様性の効果を定量的に把握し、海溝型地震が支配的な地点では、地殻内地震が支配的な地点に比べて、その効果が大きい傾向を確認した[3]。本検討では、その結果の検証のために、地震規模と発生位置がランダムな領域震源における耐震多様性システムのリスク評価を行い、領域震源の特性が耐震多様性システムの効果に与える影響について検討した。

2. 検討方法

本検討では、図-1 および図-2 に示す固有周期が 0.3 秒の耐震機器と 3.0 秒の免震機器から構成される 2 基または 3 基の並列システムが、図-3 に示す一様ランダムな地震環境(上下限マグニチュード M_U および M_L 、震源深さ H 、最大半径 R_{max} 、GR 式の b 値によって規程)にあると仮定して解析を行った。各機器の耐力は、年超過頻度 10^{-5} (年⁻¹)の一様ハザードスペクトル(UHS)に対して設計され、UHS を超過する地震が起こったときに各機器は機能喪失するとした。マグニチュードと震源位置を発生確率に応じて準乱数で様々に仮定して、距離減衰式により応答スペクトルを発生させて評価を行った。本検討における耐震多様性の効果は、多重化システムに対する多様性システムの損傷確率の比で表し、領域震源のパラメータ M_U 、 M_L 、 b 値および R_{max} が耐震多様性の効果に与える影響を検討した。

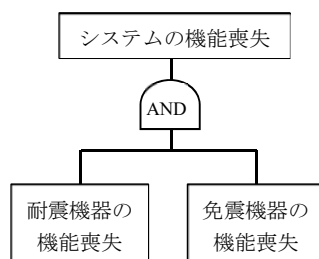


図-1 対象システム(2 基)

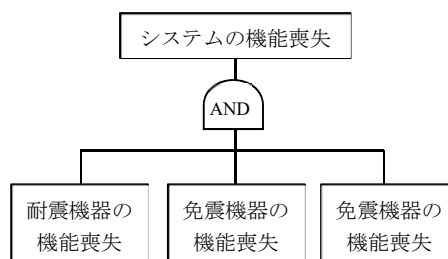


図-2 対象システム(3 基)

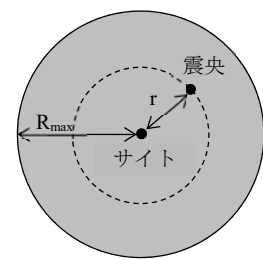


図-3 領域震源

参考文献

- [1] 原子力学会：原子力安全の基本的考え方について 第 I 編別冊 2 深層防護の実装の考え方，技術レポート，2015
- [2] 大鳥靖樹, 牟田仁, 中島正人, 田村伊一郎, 蔵増真志, 酒井俊朗：地震 PRA における耐震多様性の評価，2019 年春の年会
- [3] 片山吉史, 大鳥靖樹, 酒井俊朗, 牟田仁, 安中正：RI-PB に基づく新しい耐震設計体系のフレームワーク，その 5：原子力発電所の耐震多様性とロバストネスの評価，2020 年秋の年会

*Yoshifumi Katayama¹, Yasuki Ohtori², Toshiaki Sakai³ and Hitoshi Muta²

¹Chuden Engineering Consultant, ²TCU, ³CRIEPI

地震 PRA における耐震多様性の評価 その 4：床応答スペクトルの算出方法の高精度化

Evaluation of Seismic Diversity of SSC system in PRA

Part 4: Improvement of calculation method for floor response spectrum

*大原 光晴¹, 大鳥 靖樹¹, 牟田 仁¹, 片山 吉史², 酒井 俊郎³

¹ 東京都市大, ² 中電技術コンサルタント, ³ 電中研

抄録 建屋内機器の耐震多様性の評価にスペクトルモード解析法を使用することで簡便に評価が可能である。しかし、スペクトルモード解析法で使用している安井・他の床応答スペクトル算出方法に精度上の課題があったため、算出方法の改良・高精度化の検討を行った。本稿はその検討結果について報告している。

キーワード：耐震多様性, 地震 PRA, 床応答スペクトル, 応答スペクトル, 減衰

1. 緒言 原子力施設の安全上重要な機器に振動特性の多様性を持たせることで地震による共通原因故障を回避し、損傷リスクを低減できることが示されている^[1]。建屋内機器の耐震多様性の評価では、サイト周辺の地震活動度を踏まえて様々なタイプの地震動に対して解析を行う必要があるが、膨大な数の地震動に対する評価には多大な計算コストを要するため、計算時間の短縮が必要であった。著者・他は、地震応答解析にスペクトルモード解析法を用いることにより、大幅な計算時間の低減を図ってきたが、床応答スペクトルの算出に使用している安井・他の式^[2]に精度上の課題があったため、改善の必要性があった。本稿では、簡便かつ正確な床応答スペクトルの算出のために、算出方法の改良および高精度化を検討した結果について報告する。

2. 解析方法および解析条件 床応答算定時に用いる安井式^[2]は地震入力に対して定常応答を仮定しているため、継続時間の短いパルス的な地震入力に対しては精度が悪化すると考えられる。そこで、時刻歴法の床応答と近い値となる減衰を地震動ごとに求め、地震動の継続時間との関係を検討した。解析条件は、構造物は 1 質点系のモデルを使用し、固有周期は 0.5 [s]、減衰は 5 [%]と設定した。機器の固有周期は 0.1 [s]とし、機器の減衰は時刻歴法による解析では 1 [%]で固定、安井式では減衰を 1~15 [%]までを 0.5 [%]刻みに変化させ解析を行った。地震動は様々なスペクトル形状を持つ 48 個の地震動を使用した。また、継続時間は地震動の加速度の 2 乗を時間で積分し、求められた値の 95 [%]と 5 [%]における時間の差により求めた^[3]。

3. 結果・まとめ 図に継続時間と等価減衰の関係を示す。図から継続時間が長い地震動に対しては等価減衰が小さくなり、短い地震動に対しては大きくなる傾向にあることが確認できた。継続時間が短い地震動に対しては過渡応答の影響等があるため、更なる分析が必要である。本検討から床応答スペクトルの算出の際の減衰補正では継続時間を新たなパラメータとして考慮することで、過渡応答等の地震動の床応答スペクトルを正確に算出できることが分かった。しかし、高精度化のためには更なる分析・検討が必要である。

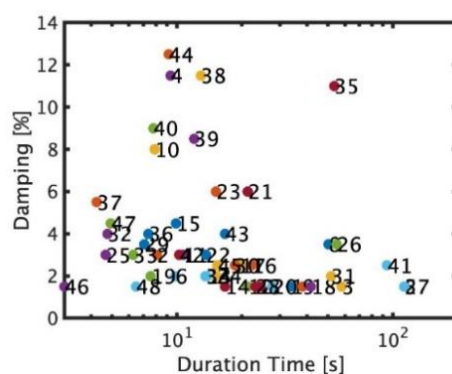


図 継続時間と等価減衰の関係

参考文献

- [1] 大鳥・他、地震 PRA における耐震多様性の評価、2019 年原子力学会 春の年会
- [2] 安井・他、床応答スペクトルの直接計算法について (3)、日本建築学会大会学術講演梗概集 (東海)、1986
- [3] M.D.Trifunac et al., Duration of strong earthquake shaking, soil Dynamics and Earthquake Engineering, 1982

*Mitsuharu Ohara¹, Yasuki Ohtori¹, Hitoshi Muta¹, Yoshifumi Katayama² and Toshiaki Sakai³

¹TCU, ²CEC, ³CRIEPI

地震 PRA における炉心損傷直結シナリオの精緻化に係る 産業界の取り組みについて

Industry's activities to refine direct core damage scenarios in Seismic PRA

*渡邊 貴裕¹, 藤本 秀大², 松中 修平³, 藤岡 文平⁴, 原口 龍将⁵, 加藤 貴士⁶, 豊嶋 謙介⁷

¹東電 HD, ²関西電力, ³テプシス, ⁴日立 GE, ⁵MHI, ⁶東芝 ESS, ⁷NEL

日本における原子力発電所の地震 PRA では、一般に炉心損傷に至るシナリオの詳細な展開が困難な起因事象に対して、炉心損傷直結と仮定することで保守性を与えている。本稿では、この炉心損傷直結シナリオを対象とした専門家判断の活用に向けた産業界の取り組みを紹介する。

キーワード：地震 PRA, 事故シナリオ, 専門家判断, 炉心損傷直結

1. はじめに：2011 年 3 月 11 日の東日本大震災以降、日本ではリスク情報を活用した原子力規制の導入が加速され、特に世界有数の地震大国である我が国における地震 PRA の役割は大きく、更なる高度化が望まれる。

2. 炉心損傷直結シナリオの課題：“炉心損傷直結シナリオ”はその評価の保守性により、他の現実的なシナリオとの大小関係が不明瞭となりプラントの脆弱性が特定困難になる等、リスク情報活用の観点から改善が必要である。我々産業界は、同シナリオの精緻化のため、“専門家判断の活用”に関する方法論に着目し、そのプロセスの構築について検討した。

3. 専門家判断のプロセス：専門家判断のプロセスの構築に際し、専門家判断のガイド (NRC White Paper), 国内外の SSHAC (Senior Seismic Hazard Analysis Committee) の最新文献や実施例 (NRC における FLEX 戦略の HRA に係る専門家判断) 等を調査した。具体的な検討としては、炉心損傷直結シナリオでモデル化した設備について、シナリオの保守性の度合や炉心損傷頻度に対する影響等の情報を整理し、その検討要素 (課題の特性) を分類することで、専門家判断の対象とする設備選定の考え方、専門家判断のプロセスのフロー等をまとめた。

また、専門家判断には体制構築のために人的資源が必要となるが、その労力と期待される効果 (炉心損傷頻度の低減度合等) を勘案し、実用性、経済的合理性のあるプロセスの構築を目指した。

4. まとめ：今後、我々は構築したプロセスの試行および検証を行い、地震 PRA を一層高度化することで、国内におけるリスク情報活用を推進しつつ、更なる原子力安全の向上に努めていきたいと考えている。

参考文献

- [1] NRC, “NRC White Paper: Practical Insights and Lessons Learned on Implementing Expert Elicitation”, 2016
- [2] 四国電力株式会社, 伊方 SSHAC プロジェクト 最終報告書, 2020 年
- [3] NRC, “Updated Implementation Guidelines for SSHAC Hazard Studies”, NUREG-2213, 2018
- [4] NRC, DRAFT - Utilization of Expert Judgment to Support Human Reliability Analysis of Flexible Coping Strategies (FLEX), 2019

*Takahiro Watanabe¹, Shudai Fujimoto², Shuhei Matsunaka³, Bumpei Fujioka⁴, Ryusuke Haraguchi⁵, Takashi Kato⁶ and Kensuke Toyoshima⁷

¹TEPCO HD, ²KEPCO, ³TEPSYS, ⁴HGNE, ⁵MHI, ⁶TOSHIBA ESS, ⁷NEL

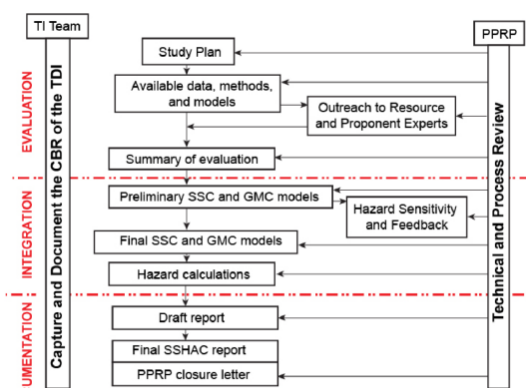


図1 専門家判断プロセスの例
(SSHAC レベル 2 の場合, NUREG-2213 より転載)

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

[3J06-09] External/DynamicPRA

Chair:Hitoshi Muta(TCU)

Fri. Sep 9, 2022 10:55 AM - 12:00 PM Room J (E1 Bldg.4F No.42)

[3J06] Improvement of Evaluation Method for Flooding Propagation for Internal Flooding PRA

*Daichi Nagai¹, Koji Tasaka¹, Koji Shirai¹ (1. CRIEPI)

10:55 AM - 11:10 AM

[3J07] Applicability of computer codes of tornado-borne missile strike probability toward tornado-PRA

*YUZURU EGUCHI¹, TAKAHIRO MURAKAMI¹, KOSUKE NAMBA¹, YASUO HATTORI¹ (1. Central Research Institute of Electric Power Industry)

11:10 AM - 11:25 AM

[3J08] Study on improvement of the efficiency of statistical sampling of rare event evaluation applicable for Multi-Unit Dynamic PRA using Continuous Markov process Monte Carlo method

*Tomomi Hanai¹, Satoshi Shinzaki¹, Takamasa Kurokawa¹, Kensuke Toyoshima¹, Masayuki Hijiya¹, Sunghyon Jang², Akira Yamaguchi² (1. NEL, 2. UTokyo)

11:25 AM - 11:40 AM

[3J09] Approach Comparison of Uncertainty Treatment in PRA and Dynamic PRA

*Xiaoyu Zheng¹, Hitoshi Tamaki¹, Tomoyuki Sugiyama¹ (1. JAEA)

11:40 AM - 11:55 AM

内部洪水 PRA における洪水伝播評価手法の高度化

Improvement of Evaluation Method for Flooding Propagation for Internal Flooding PRA

*永井 大地¹, 白井 孝治¹, 田坂 光司¹

¹電中研

内部洪水 PRA における洪水伝播評価手法で取り扱われる、非水密扉のフラジリティや洪水伝播特性は、その一般性が明確でない。本報では、非水密扉を対象とした静水圧試験から得られた非水密扉のフラジリティ曲線や隙間からの漏えい流量を算出し、これら洪水伝播特性を適用した洪水伝播解析を試行した。

キーワード：内部洪水 PRA, 洪水伝播, 非水密扉, フラジリティ曲線

1. はじめに：内部洪水 PRA における、従来の洪水伝播評価手法[1]（以下、従来手法）では、非水密扉が開放する区画間の水位差を約 0.3 m[1]が推奨されているが、その一般性については明確でなく、試験等に基づく適用性の確認が求められている。本報では、非水密扉（1 時間耐火の防火扉）を対象とし、扉の形状（片開き、両開き）と静水圧の負荷方向（扉が開く方向、閉まる方向）をパラメータとした静水圧試験を実施し、非水密扉のフラジリティ（扉が開放する水位差）や漏えい流量を測定し、洪水伝播解析に適用した。

2. 非水密扉の洪水伝播特性：1 時間耐火の防火扉を対象とした静水圧試験[2]の結果、扉が開く方向への水圧の付与に対する扉のフラジリティは約 1.3 m であり、従来基準（約 0.3 m）との乖離が見られた。また、扉が閉まる方向への水圧の付与に対しては扉の損傷は発生しなかった（従来基準：約 0.9 m[1]）。

扉閉止時、扉底部および側部から扉と扉枠の隙間に沿って漏えいが発生した。従来手法では、扉底部からの漏えいのみを考慮した漏えい流量の評価式が用いられているが、本報では、本試験結果をもとに、扉側部および底部からの漏えいを考慮した漏えい流量評価式を検討した。

3. 洪水伝播解析：図 1 に洪水伝播解析モデル、図 2 に従来手法および本報で得られた扉のフラジリティと漏えい流量の試験データを適用した手法（以下、本報手法）を比較した洪水伝播解析例を示す。洪水量は 3.8 m³/min (1000 gpm)の中規模洪水、洪水発生エリアと隣接エリアの床面積はそれぞれ 100 m²とした。床ドレン排出量は隣接エリアのみ 1.3 m³/min (350 gpm)とした。洪水発生エリアと隣接エリアの境界は非水密扉とし、扉が開く方向への水圧負荷を想定した。本報手法を適用することにより、洪水発生エリアでは蓄水効果が顕著となる一方、隣接エリアへの洪水伝播時間が大幅に遅延し、洪水発生後約 30 分は洪水が伝播しないことわかる。

4. まとめ：本報手法の適用により、洪水隔離に必要な余裕時間の推定精度を改善できる見込みを得た。

参考文献

- [1] “Guidelines for Performance of Internal Flooding Probabilistic Risk Assessment, Final Report,” Electric Power Research Institute (EPRI), EPRI-1019194, 2009.
[2] D.Nagai, “Internal flooding fragility experiments using full-scale fire doors to evaluate door failure water height and leakage flow rate under hydrostatic pressure loads”, Probabilistic safety assessment and management PSAM16, 2022

* Daichi Nagai¹, Koji Shirai¹ and Koji Tasaka¹

¹CRIEPI

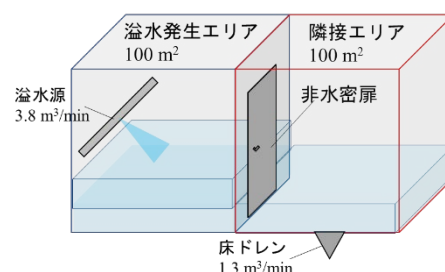


図 1 洪水伝播解析モデル

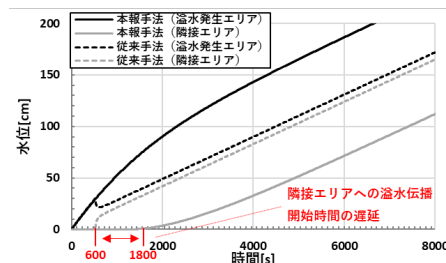


図 2 隣接エリアへの洪水伝播評価例

竜巻 PRA に向けた竜巻飛来物衝突確率解析コードの適用性評価

Applicability of computer codes of tornado-borne missile strike probability toward tornado-PRA

*江口 譲¹, 村上 貴裕¹, 南波 宏介¹, 服部 康男¹

¹電力中央研究所

竜巻 PRA での活用を想定した確率論的竜巻飛来物解析コード TONBOS-pro および竜巻飛来物の機器・構造物等への年衝突確率評価コード TOMAXI-pro を用いて、原子力発電所の模擬的な機器・構造物群を対象とした解析を実施し、その適用性を評価した。

キーワード：竜巻，竜巻飛来物，年衝突確率，計算コード，適用性

1. 緒言

プラントリスクとしての竜巻リスクを評価し、竜巻防護対策や運用方法を最適化する手段としては、竜巻 PRA が有効である。本研究では、建屋・機器・構造物等への竜巻飛来物の年衝突確率評価法を紹介し、原子力発電所を模擬した仮想的な条件での試解析により竜巻 PRA に向けた本評価手法の適用性を評価する。

2. 竜巻飛来物の年衝突確率評価法

2-1. 確率論的竜巻飛来物解析コード TONBOS-pro [1]

クロスフロー理論に基づき任意姿勢の物体に作用する抗力・揚力・横力を評価し、物体姿勢に応じた空気力を与えると同時に、ランダムな姿勢変化を考慮して飛来物の確率論的な飛散挙動を評価することができる。

2-2. 機器・構造物等への年衝突確率評価コード TOMAXI-pro [2]

竜巻ハザードを竜巻特性（最大旋衡風速・移動速度・竜巻半径・被害長さ）を考慮して再分解(deaggregation)し、竜巻特性毎の飛散特性データを上記 TONBOS-pro によって求める。これを竜巻特性毎に再分解した竜巻風速ハザード曲線と組み合わせて任意形状の被衝突体への年衝突確率を評価することができる。

2-3. 仮想サイトへの適用例

茨城県以西の太平洋沿岸（海岸線から内陸に 5km）の竜巻条件を用いて、10×10 個の直方体（自動車に相当）が建屋やタンクの至近にある場合の解析結果（ターゲット単位表面積[1m²]当たりの年衝突確率）を図 1 に示す。解析結果として衝突時の飛来物速度も得られるため、フラジリティ曲線が与えられれば、損傷確率を評価することができる。

3. 結論

現実的な条件での本衝突確率評価法の適用性を示した。

参考文献

[1]江口譲，服部康男，確率論的強風飛来物解析コード TONBOS-pro の開発，電力中央研究所 研究報告 O20004, 2021.

[2]江口譲，服部康男，竜巻飛来物の年衝突確率評価コード TOMAXI-pro の開発，電力中央研究所 研究報告 NR21004, 2022.

*Yuzuru Eguchi¹, Takahiro Murakami¹, Kosuke Namba¹ and Yasuo Hattori¹

¹Central Research Institute of Electric Power Industry

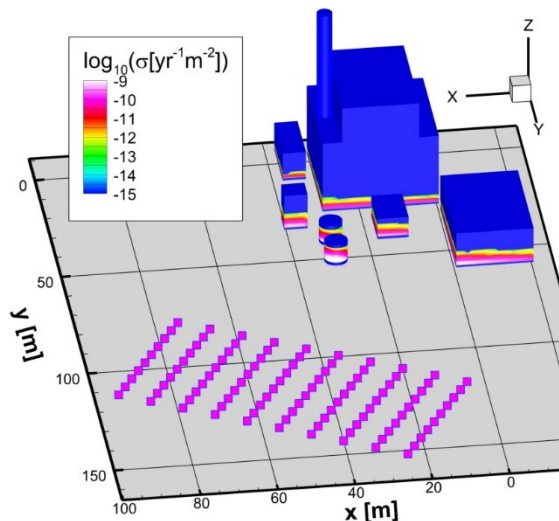


図 1 単位表面積当たりの年衝突確率（常用対数値）[手前の■が 10×10 個の飛来物，奥が仮想ターゲット（原子炉建屋の高さ 30m，煙突の地面からの高さ 50m）]

CMMC 法を用いたマルチユニット動的 PRA に適用可能なレアイベント検出効率化に関する検討

Study on improvement of the efficiency of statistical sampling of rare event evaluation applicable for Multi-Unit Dynamic PRA using Continuous Markov process Monte Carlo method

*花井 智海¹, 新崎 聡司¹, 黒川 貴正¹, 豊嶋 謙介¹, 泥谷 雅之¹

張 承賢^{2,†}, 山口 彰^{2,*}

¹ 原子力エンジニアリング(NEL), ² 東京大学

本研究では、連続マルコフ過程モンテカルロ (CMMC) 法を用いた動的 PRA において、モンテカルロ計算における事象生起割合及び評価サンプルの信頼度を調整し、発生確率が小さい事象 (レアイベント) を効率的に評価する手法を検討した。

キーワード: 動的 PRA, 統計的不確実さ, 連続マルコフ過程, レアイベント, モンテカルロ法

1. 緒言

CMMC 法を用いた動的 PRA において、マルチユニットの同時発災事象をはじめとするレアイベントの評価結果の信頼性を担保するためには、モンテカルロ計算において膨大な試行回数を必要とすることが大きな課題となる。本研究では、マルチユニット間の共通要因失敗を含めた評価対象を少数の試行回数でのモンテカルロ計算により効率的に評価する手法について検討する。

2. 適用手法

本研究では、レアイベントの発生確率 $p_i(t_k)$ が小さいときに、生起割合 (発生確率に抛らず事象生起側をサンプリングする割合) $p_i'(t_k)$ を増大させることにより評価精度を向上させる手法を提案する。CMMC 法における評価結果を保存させるため、事象の生起の有無及び生起割合に応じて式(1)により信頼度 W (モンテカルロ計算の試行の起こりやすさ) を調整する。信頼度は、レアイベント発生確率の算出において各試行の重みづけに使用している。

3. 試評価

共通要因故障を考慮した機器の機能維持失敗による 2 系統同時機能喪失の発生確率を対象に、事象の生起割合と発生確率の比を変えて、試行回数 10^4 の CMMC 法による試評価を実施した。各条件の試評価を 100 ケース実施した不確実さ評価の結果を図 1 に示す。モンテカルロ計算における事象生起割合を本提案手法によって増大させることで、発生確率の評価結果を一致させながら、その不確実さが低減していることが確認できた。今後の検討課題としては、対象モデルに応じた最適な生起割合の設定方法が挙げられる。

参考文献

- [1] Takashi Takata, Emiko Azuma, EVENT SEQUENCE ASSESSMENT OF TORNADO AND STRONG WIND IN SODIUM COOLED FAST REACTOR BASED ON CONTINUOUS MARKOV CHAIN MONTE CARLO METHOD WITH PLANT DYNAMICS ANALYSIS, PSAM 13, (2017).

脚注

現所属先 [†]北海道大学(HOKKAIDO UNIVERSITY), [‡]原子力安全研究協会(NUCLEAR SAFETY RESEARCH ASSOCIATION)

*Tomomi Hanai¹, Satoshi Shinzaki¹, Takamasa Kurokawa¹, Kensuke Toyoshima¹, Masayuki Hijiya¹, Sunghyon Jang² and Akira Yamaguchi²

¹ NUCLEAR ENGINEERING, Ltd., ² The University of Tokyo.

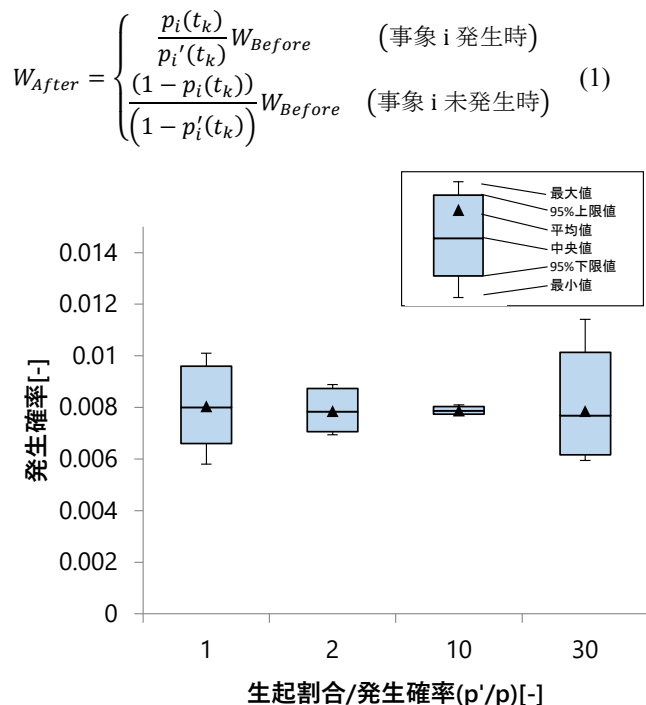


図 1 2 系統同時機能喪失の発生確率の評価結果

PRA と動的 PRA における不確かさ評価方法の比較

Approach Comparison of Uncertainty Treatment in PRA and Dynamic PRA

*鄭 嘯宇¹, 玉置 等史¹, 杉山 智之¹

¹ 日本原子力研究開発機構

確率論的リスク評価 (PRA) では、事故発生の際的不確かさと影響を含めたリスクの定量化が可能である。しかし、現象理解の不十分等により認識論的不確かさが追加される。本研究では、従来 PRA と動的 PRA における不確かさの評価手段を頻度の確率分布の観点から比較し、動的 PRA を用いて事故進展と故障モードとの依存性等を考慮することで認識論的不確かさの低減に寄与できることを示す。

キーワード: PRA、動的 PRA、偶然的不確かさ、認識論的不確かさ、頻度の確率分布

1. 緒言

原子力安全に影響を与える主要な考慮事項を統合して意思決定を行うには、PRA によるリスク指標の点推定値と不確かさの幅の評価が必要である。動的 PRA は、PRA モデルの時間的な要因を明示的に模擬し、シミュレーションを用いてリスクトリプレット (事故シナリオ、頻度と影響) を推定すると共に、リスク情報の網羅性や現実性を向上させる。

2. PRA における認識論的不確かさの分類

3 種類の認識論的不確かさ (パラメータの不確かさ、モデルの不確かさ、完全性の不確かさ[1]) が PRA の結果に影響する。パラメータの不確かさは、イベントツリー・フォルトツリー (ET・FT) の基本的なパラメータに存在する不確かさである (例: 起因事象の発生頻度を推測するポアソンモデルの λ の幅)。モデルの不確かさは、事象や現象の理解の不十分やモデリング方法の不統一に起因する不確かさである (例: 減圧操作失敗に係る人的過誤率推定における知識の不十分、共通原因故障に係るモデルの多様性)。

3. PRA と動的 PRA における不確かさ評価方法の比較

PRA の不確かさ評価プロセスでは、図 1(a)に示すように、モンテカルロ法を用い、確率分布で表されたパラメータやモデルの不確かさを定量化できる[2]。しかし、従来の PRA では、機器の故障物理 (Physics-of-failure) やその作動環境の依存性を詳細に模擬することは困難である。例えば、格納容器の健全性と内圧は格納容器ベントの開始時間と状態に依存する。格納容器の内圧が非常用炉心冷却系 (ECCS) ポンプの有効吸い込みヘッド (NPSH) に影響するため、過少な NPSH がキャビテーションの発生に繋がり、ポンプの機械的な故障を引き起こす可能性があり、最終的に炉心冷却へ影響を及ぼす[3]。このような故障発生機構と時間的要因の影響は従来 PRA モデルに保守性として取込むが、同時に大きな不確かさを導入することとなる。

上記の課題を解決するため、JAEA では、図 1(b)の動的 PRA 手法を提案し、開発した解析ツール RAPID で評価を行った。決定論的な事故シミュレーション (MELCOR2.2)、PRA モデル (ET・FT) 及び構造物、システムや機器 (SSC) の信頼性評価モデル (故障物理やマルコフモデル) を統合してイベント駆動の動的事故進展分岐[4]を実現し、より詳細な事故シーケンスを生成する。その結果、リスク情報に含まれる不確かさの定量化を行い、一部のモデル不確かさを低減することが可能となった。解析の例として、BWR の全交流電源喪失事故 (SBO) を対象とし、レベル 2PRA の早期大規模放出頻度評価に含まれる不確かさの確率分布を示す[5]。図 2 は、故障物理を考慮した故障発生確率をモデリングの例であり、動的 PRA を利用することにより、シーケンス別の故障率を計算することが可能となった。

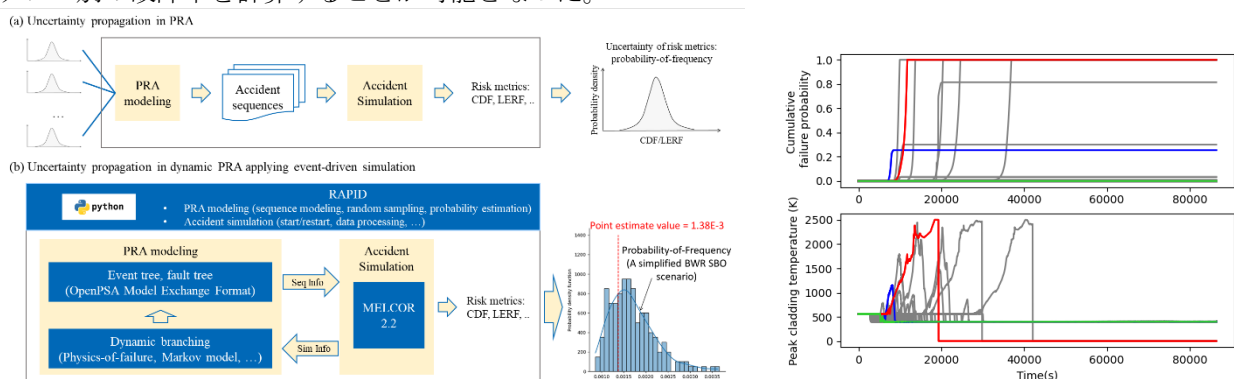


図 1 PRA と動的 PRA による認識論的不確かさ評価方法の比較 図 2 事故シーケンスに依存する故障率の例

4. 結論

シミュレーションに基づく動的 PRA を用い、リスク指標及びその確率分布を同時に推定できることを確認した。事故進展と故障物理の相互作用を模擬することで、従来の PRA で単純化したランダム故障モードをより現実的に取扱うことができ、事故時の機能喪失の確率評価に対する動的 PRA の有効性を示した。

謝辞 本研究は、原子力規制庁「令和 4 年度原子力施設等防災対策等委託費 (動的レベル 1 確率論的リスク評価手法の改良及び活用方法の検討) 事業」の成果の一部である。

参考文献 [1] USNRC, NUREG-1855, Revision 1 (2017) [2] M. Modarres, PRA, Encyclopedia of Nuclear Energy, Volume 2 (2021) [3] EPRI, 1016737 (2008) [4] B. Youngblood, LWRs Newsletter, Issue 4 (2011) [5] X. Zheng, et al., PSAM16, Hawaii (2022)

*Xiaoyu Zheng¹, Hitoshi Tamaki¹ and Tomoyuki Sugiyama¹

¹ Japan Atomic Energy Agency

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

[3J10-14] HRA/CMF/Decommissioning

Chair: Tomohiko Ikegawa (Hitachi)

Fri. Sep 9, 2022 2:45 PM - 4:10 PM Room J (E1 Bldg. 4F No.42)

[3J10] A Study on Human Error Probability Considering Environmental Change caused by Multi-unit Effect

*Sunghyon Jang¹, Akira Yamaguchi², Tomomi Hanai³, Satoshi Shinzaki³, Takamasa Kurokawa³, Kensuke Toyoshima³, Masayuki Hijiya³ (1. The University of Tokyo (Currently, Hokkaido University), 2. The University of Tokyo (Currently, NSRA), 3. Nuclear Engineering, Ltd)

2:45 PM - 3:00 PM

[3J11] Consideration of human factors in safety of spent fuel pool using the CMMC method

*Kaito Mori¹, Yuki Morishita¹, Akio Yamamoto¹, Tomohiro Endo¹ (1. Nagoya Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM

[3J12] Importance Measure Considering Common Cause Failure

*Yasuki Ohtori¹, Hitoshi Muta¹, Toshiaki Sakai² (1. Tokyo City University, 2. CRIEPI)

3:15 PM - 3:30 PM

[3J13] Research on problem-solving strategies and processes to achieve safe and smooth decommissioning

*Toshiyuki Takeda¹, Masaki ONODERA¹, Shintaro YAGI¹, Tomoaki SUENAGA¹, Harunaga YANAGAWA¹, Kiyoshi NAKAJIMA¹, Junji ETO¹, Hiroshi SUZUKI¹ (1. Mitsubishi Research Institute, Inc.)

3:30 PM - 3:45 PM

[3J14] Research on problem-solving strategies and processes to achieve safe and smooth decommissioning

*Masaki Onodera¹, Toshiyuki Takeda¹, Shintaro Yagi¹, Tomoaki Suenaga¹, Harunaga Yanagawa¹, Kiyoshi Nakajima¹, Junji Eto¹, Hiroshi Suzuki¹ (1. MRI)

3:45 PM - 4:00 PM

マルチユニット影響による環境変化を考慮した人的過誤確率に関する研究 - ファジィ推論による熟練度及び手順書の影響評価

A Study on Human Error Probability Considering Environmental Change caused by Multi-unit Effect
- Evaluation of Impact of Skill and Manual using Fuzzy Inference

*張 承賢¹, 山口 彰², 花井 智海³, 新崎 聡司³, 黒川 貴正³, 豊嶋 謙介³, 泥谷 雅之³,
¹東京大学 (現: 北海道大学), ²東京大学 (現: 原子力安全研究協会), ³原子力エンジニアリング

本稿ではマルチユニット影響（依存性）による環境変化が人的過誤事象に与える影響の曖昧さについてベイジアンネットワークモデルおよびファジィ推論を用いた定量化を実施し、人的過誤率の定量化を行った。

キーワード: マルチユニット影響, 人的過誤率, ベイジアンネットワーク, ファジィ推論

1. 緒言: マルチユニットサイトで重大事故が発生すると、隣接するプラントを含むシステムの事象進展によってプラントを取り巻く環境は時々刻々変化するため、事故対応中の操作要員の人的操作に関する時間余裕、ストレスレベルといった要素も変化すると考えられる。しかし、従来の人的過誤率 (HEP) 評価手法では、これらの環境変化による影響を考慮することが困難であった。本研究では、ベイジアンネットワーク (BN) モデルとファジィ理論を用いてマルチユニット影響による環境変化を考慮した HEP の評価を実施した。

2. ATHEANA の概念を用いた人的過誤評価モデル: 人間信頼性評価手法の中、人間中心要因と人間・システムの操作必要性を上昇させる環境・状況の影響に注目した手法として ATHEANA (A Technique for Human Event Analysis) 手法[1]がある。ATHEANA 手法では、過誤誘発状況 (Error-forcing Context) と呼ばれる人的過誤に影響を与える環境要因を考慮するのが特徴である。本稿では先行研究[2, 3]で提案した広域リスク評価モデルにおいて想定する人的過誤に影響を与える 4 つの要素 (時間余裕、ストレス、操作要員の熟練度、手順書) を過誤誘発状況とし、マルチユニット影響が過誤誘発状況に与える影響を、ベイジアンネットワークモデルを用いた条件付確率で表した。また過誤誘発状況によって操作を実施する際の操作要員のストレス、時間余裕が受ける影響の度合いの曖昧さを定量化するため、DMLD (Dynamic Master Logic Diagram) を用いて時間余裕、ストレス、熟練度、手順書を入力とするファジィモデルを導入し、HEP を定量化した。

3. ファジィ推論を用いた人的過誤率の定量化: ファジィ (Fuzzy) 推論は、曖昧性を扱うための数学的な理論[4]であり、ファジィ集合という概念を用いる。ファジィ集合は、曖昧さを数学的に厳密に取り扱うために、要素 (本稿ではストレスと時間余裕) ごとに帰属度という数値を導入し、ファジィ集合の要素がそのファジィ集合 (本稿ではストレスレベルと時間圧) に属する度合いをメンバシップ関数といった形で表す。さらに、IF-THEN 形式を持つファジィルールを用いて結果の推論を実施した。ファジィルールでは、次の考え方をもとにストレス、時間余裕が HEP へ与える影響の曖昧さを推論する。ファジィルールの一部を紹介する。

- ・ストレス増加→(集中力低下)→間違った選択をしやすくなる (HEP 増加)
 - ・時間余裕が低下→(焦る)→行すべき作業を省きやすくなる (HEP 増加)
- さらに、操作要員の熟練度、手順書の読みやすさが人的過誤率へ与える影響についてファジィルールを用いて考慮した。図 1 に熟練度が低い場合における手順書の読みやすさの HEP への影響比較結果を示す。手順が読みづらい場合、時間余裕が小さい(100%以下)及びストレスが高い(20 以上)領域において HEP が大きくなった。

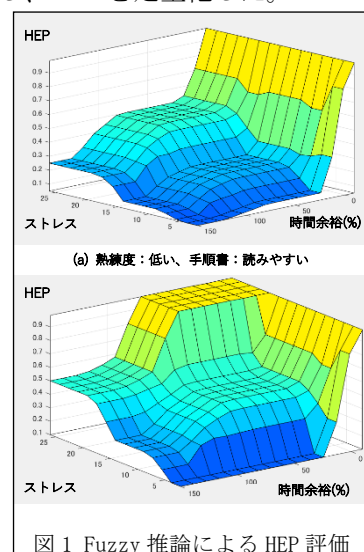


図 1 Fuzzy 推論による HEP 評価

4. 結論: 本稿では、マルチユニット影響による環境変化が人的過誤事象へ与える影響について、ストレスと時間余裕の変化に着目し、BN による論理的なモデル化及びファジィ推論を用いてこの 2 つのパラメータが人的過誤事象へ与える影響の曖昧さの定量化を検討した。評価の結果、環境変化を考慮した人的過誤事象の評価が可能である見通しを得た。

参考文献

[1] U.S. NRC, NUREG/CR-6350, [2] 新崎聡司他、1006、2019 年原子力学会秋の大会、[3] 張承賢他、1007、2019 年原子力学会秋の大会、[4] 稲井田他、ファジィ理論—基礎と応用、共立出版、2010

*Sunghyon Jang¹, Akira Yamaguchi², Tomomi Hanai³, Satoshi Shinzaki³, Takamasa Kurokawa³, Kensuke Toyoshima³ and Masayuki Hijiya³
¹ The University of Tokyo (Currently, Hokkaido University) ² The University of Tokyo (Currently, Nuclear Safety Research Association) ³ Nuclear Engineering, Ltd

使用済燃料プールの燃料損傷評価における CMMC 法を用いた人的因子の考慮

Consideration of human factors in safety of spent fuel pool using the CMMC method

*森 海斗¹, 森下 裕貴¹, 山本 章夫¹, 遠藤 知弘¹

¹名古屋大学

過酷事故においては現場の対応が重要であるが、人的過誤の確率はその場の環境や対応の切迫度合いによって変化する。本研究では使用済み燃料プール（SFP）の解析を例として、人的過誤の確率が SFP の状態によって変化するケースを想定し、連続マルコフ課程モンテカルロ法（CMMC 法）による解析を試みた。

キーワード：CMMC 法, 確率論的リスク評価, 人的因子, SFP

1. 緒言 過酷事故を想定した場合、現場における対応がその後の事故拡大に大きな影響を及ぼすが、人的過誤の確率は現場の状況によって左右される。しかし確率論的リスク評価によく用いられているイベントツリー解析ではその場の状況に応じて変化する分岐確率を取り扱うことは難しい。そこで過酷事故として SFP における燃料損傷を例にとり、緩和系における人的過誤の確率が SFP の水位によって変化する場合は想定し、CMMC 法による解析を試みた。

2. 手法 CMMC 法はタイムステップごとに乱数と分岐確率を比較し、次のステップの状態を決定する手法である。各ステップにおいて対象(今回は SFP)の状態を解析し、あらかじめ設定した対象機器/設備の状態と人的因子の関係から人的過誤の確率を決定したのち、乱数を発生させて比較することで次の機器/設備の状態を決定する。各ステップの状態によって人的過誤の確率を変えることができるため、その場の状況に応じた人的因子の考慮が可能となる。

3. 適応結果 解析対象は SFP であり、初期状態ではヒートシンク全喪失(LUHS)で、消火系ポンプによる注水のみで水位を保っているものとした。その後、消火系ポンプが故障し、消防車の起動が成功・注水が再開される、もしくは消防車の起動が失敗・注水がなされないという事故進展を想定した。消火系ポンプが故障し(故障率： 0.005 h^{-1} を設定)、消防車による注水が始まるまでに水位が燃料上端に達したとき、燃料は損傷するものとした。消防車の起動成功確率は水位に依存する値を仮想的に設定した(図1)。水位が低くなるほど、燃料損傷までの時間的余裕が減少するため、起動成功確率が減ることを想定している。比較対象として人的過誤の確率を定数(図1における最大値あるいは平均値)とした場合とともに SFP の累積燃料損傷確率を図2に示す。

水位依存の起動成功確率を与えた場合と定数である平均値を与えた場合では異なる結果を得た。今回は一つの SFP の水位のみを考慮したが、本手法により他の SFP や複数の状態を考慮した解析が可能である。

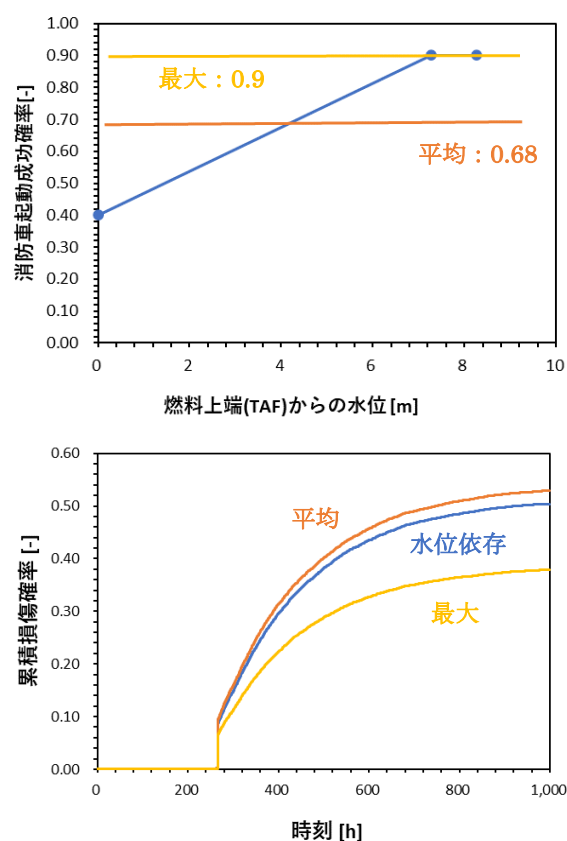


図2 累積燃料損傷確率

*Kaito Mori¹, Yuki Morishita¹, Akio Yamamoto¹ and Tomohiro Endo¹

¹Nagoya Univ.

共通原因故障を考慮した重要度指標の提案

(2) 地震起因で表出する未想定 of 機器多重損傷に対する耐性に関する指標

Importance Measure Considering Common Cause Failure

(2) seismic vulnerability measure against unexpected multiple damage

*大鳥 靖樹¹, 牟田 仁¹, 酒井 俊朗²

¹東京都市大学, ²電中研

抄録 本稿では、地震による機器の多重損傷に加え、設計・評価時に未想定であった複数の潜在的損傷が地震を起因として表出するケースに対するシステムの脆弱性を定量化する指標を提案している。

キーワード：重要度指標、脆弱性、多重損傷、共通原因故障、地震 PRA

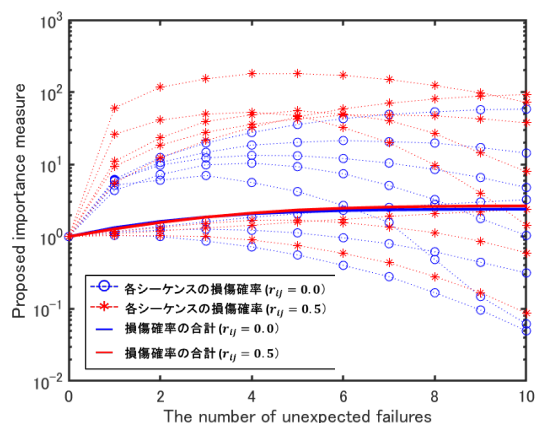
1. 緒言 原子力発電施設のような複雑かつ大規模なシステムでは、設計ミスや設計・評価時には想定しなかった原因等により機器が正常に機能しない可能性を完全否定することは難しい。特に、地震等の自然外部事象の分野は、設計・評価時には未想定であった損傷モードで損傷したことにより学問が発展してきた歴史がある。本稿では、地震の発生前には未想定であった原因により複数機器が同時・多重に損傷することを考慮して、システムの脆弱性を定量化する指標を提案する。

2. 未想定 of 多重損傷に対する指標

2-1. 重要度指標の提案 提案する指標 ($IM_{unexpected\ failure}$) は、地震による損傷相関 (r_{ij}) を考慮した共通原因故障に加え、未想定の原因による n 個の故障をランダムに仮定してシステムの機能損傷確率 ($Prob(failure|\cdot)$) を算定し、未想定 of 故障が零の場合の確率で基準化したもので、次式で与えられる。

$$IM_{unexpected\ failure} = Prob(failure|r_{ij}, n) / Prob(failure|r_{ij}, n = 0) \quad (1)$$

2-2. 例示計算 Vishnav et al. (2020) の LOCA を起因事象としたモデルに対して提案指標の算定を行った。各機器の故障率としては BDB の値を用いた。図に各シーケンスの損傷確率と損傷確率を合計した値 (システムの損傷確率) を示す。未想定 of 機器の故障は 1~10 個をランダムに仮定し、地震等の共通原因による機器の損傷相関として、0.0 と 0.5 を仮定した。各ケースについて 100 万回のシミュレーションを行い、分析した結果である。図より、機器間の損傷相関によるシステムの損傷確率はあまり変わらないものの、シーケンス毎にみると相関の影響に多寡があることがわかる。



図：提案指標の比較

3. 結論 本稿では、未想定 of 機器の多重故障に対する耐性の指標を提案し、地震起因 of 事象に対して適用した。損傷相関は、システム全体の損傷確率にあまり影響を与えないものの、各シーケンスの損傷確率については、影響の多寡があった。今後は、他のシステムや様々な条件下で解析を行い、データを蓄積するとともに、地震等を起因とする共通原因故障に対する脆弱性を多角的に判定する基準等を検討していく予定である。

参考文献

[1] Vaishnav, P. et al., Gupta, A., and Bodda, S., Nuclear Engineering and Design, 370 (2020) 110899

*Yasuki Ohtori¹, Hitoshi Muta¹ and Toshiaki Sakai²

¹Tokyo City University, ²CRIEPI

安全円滑な廃止措置の実現に向けた課題解決戦略およびプロセスに関する研究

(1) 廃止措置のリスク・安全の考え方のとりまとめ

Research on problem-solving strategies and processes to achieve safe and smooth decommissioning

(1) Summary of risk and safety concepts for decommissioning

*武田 敏之¹, 小野寺 将規¹, 八木 伸太郎¹, 末永 知晃¹, 柳川 玄永¹, 中島 清¹,
江藤 淳二¹, 鈴木 浩¹,
¹三菱総合研究所,

廃止措置の先行事例やわが国の安全規制の考え方・要件、関連する各種文献調査を実施し、廃止措置（燃料取り出し、解体作業、廃棄物管理、サイト解放（終状態）等の各種工程を含む）に関する定量的なリスク情報及び安全の考え方を整理した。

キーワード：原子力発電所、廃止措置、リスク、リスク情報活用

1. 緒言

原子力規制委員会は令和2年2月に制定した第2期中期目標において、規制活動の継続的な改善及び新たな規制ニーズへの対応として、「リスク情報を活用したグレーデッドアプローチの積極的な適用により、安全上の重要度に応じて規制要件などを見直す」として、その上で、廃止措置についても「廃止措置が安全・確実に進められること、また、進められていることを審査、検査等によって確認していく」としている。本稿では、このように今後の廃止措置を実施するにあたり重要となる、リスク情報の活用を実施していく上で必要となる安全の考え方の整理や取りまとめを行った上で、リスク情報の整理や、今後リスク情報を分析していく上で必要な要素等を調査した。

2. 国内原子力発電所の廃止措置に係るリスクの定量化手法について

本検討では、原子力発電所のリスクの定量化の手法の一つとして INES 評価尺度を適用し、廃止措置段階の110万kW級プラントを対象として仮に事故が発生した場合であっても想定される放射性物質の放出量から INES 尺度はレベル1にとどまると評価した。そのうえで RI 施設等の他の原子力施設との保有インベントリと、課されている規制要件の比較から廃止措置段階で燃料取出し後の発電所の維持管理に要しているリソース・負担が必ずしもリスクの大小に見合ったものになっていないことが示唆された。各種の安全目標と比べても、廃止措置段階のプラントのリスクは十分小さくなっているうえ、海外の放射廃棄物処理施設で実際に発生した爆発事故の事例においては、放射線障害は構内にも公衆にも生じていなかった。

今後は、本検討を踏まえてより具体化した廃止措置固有のリスク評価を行うことで、プロセス型からリスクインフォームドな規制へのパラダイムシフトを実現することによって円滑な廃止措置の遂行を目指すことが必要であると考えられる。

3. 謝辞

本調査研究は、経済産業省資源エネルギー庁の「令和3年度原子力産業基盤強化事業」として行われたものである。また、本稿は著者らの意見を表明したものであり、必ずしも資源エネルギー庁の見解を反映するものではない。

*Toshiyuki Takeda¹, Masaki Onodera¹, Shintaro Yagi¹, Tomoaki Suenaga¹, Harunaga Yanagawa¹, Kiyoshi Nakajima¹, Junji Eto¹ and Hiroshi Suzuki¹

¹Mitsubishi Research Institute, Inc.

安全円滑な廃止措置の実現に向けた課題解決戦略およびプロセスに関する研究

(2) 廃止措置に伴い発生する低レベル放射性廃棄物の処分方策について

Research on problem-solving strategies and processes to achieve safe and smooth decommissioning

(2) Disposal options for low-level radioactive waste generated as a result of decommissioning

*小野寺 将規¹, 武田 敏之¹, 八木 伸太郎¹, 末永 知晃¹, 柳川 玄永¹, 中島 清¹, 江藤 淳二¹, 鈴木 浩¹

¹三菱総合研究所

廃止措置を安全かつ円滑に実施するにあたっては、低レベル放射性廃棄物処分に係る課題を解決する必要がある。著者らは、廃止措置に伴い発生する低レベル放射性廃棄物の処分方策について、原子力産業界との横断的議論に基づき、わが国における低レベル放射性廃棄物処分の現実的な選択肢の選定に取り組んだ。

キーワード：廃止措置、放射性廃棄物、処分、廃棄物管理

1. 緒言

わが国の低レベル放射性廃棄物に関しては、発生者責任の原則の下、個別の廃棄物の排出事業者（電気事業者）が廃棄物管理を実施する方向性が示されている。現状わが国では、運転中に発生した L2 廃棄物は、六ヶ所低レベル放射性廃棄物埋設センターに埋設が可能であること、および日本原子力発電が東海発電所敷地内に設置を申請している東海低レベル放射性廃棄物埋設事業所以外、低レベル放射性廃棄物の具体的な処分先は定まっていない。本研究では、原子力発電所の安全かつ合理的な廃止措置の実現に向け、最重要課題といえる低レベル放射性廃棄物処分の課題解決に資することを目的とし、廃棄物処分戦略とその進め方について検討した。

2. 廃棄物処分戦略の検討とその対応の進め方

廃棄物処分戦略検討の最初ステップとして、廃棄物処分の選択肢の検討を行った。本研究では、低レベル放射性廃棄物の中でも特に物量が多く、発生時期も目前である L3 廃棄物を主要な検討対象とした。法規制や諸外国における低レベル放射性廃棄物処分の実態と照らし、L3 廃棄物処分の現実的な選択肢を 4 つに絞り込んだ。4 つの選択肢は、A：事業者個社による原子力発電所敷地内処分、B：事業者個社による自発電所立地県内処分（ただし発電所敷地内ではない）、C：複数事業者による共同処分、D：A と C の並立選択肢、とした。4 つの選択肢をわが国に社会実装していく際の戦略・進め方の検討として、社会実装にあたり必要な業界横断的な取り組み事項を検討した。検討の結果、4 つの選択肢に共通的に必要な取り組み事項として、①廃棄物処分の課題を仮想的受入地域あるいは社会に理解してもらうための周知・機運醸成の活動、②受入れを考えるケースの説明責任の一端である前提条件の妥当性周知、③受入地域にとっての地域振興への寄与・メリットの発信、④事業者全てが処分を行えるようにするための後発事業への適切なフォローアップ、の 4 つに整理した。

3. 謝辞

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「令和 3 年度原子力産業基盤強化事業」として行われたものである。本稿は著者らの意見を表明したものであり、必ずしも資源エネルギー庁の見解を反映するものではない。

*Masaki Onodera¹, Toshiyuki Takeda¹, Shintaro Yagi¹, Tomoaki Suenaga¹, Harunaga Yanagawa¹, Kiyoshi Nakajima¹, Junji Eto¹ and Hiroshi Suzuki¹

¹Mitsubishi Research Institute, Inc.

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

[3K01-06] Seismic Technologies, Development of SMR

Chair: Tadashi Murofushi (TOSHIBA ESS)

Fri. Sep 9, 2022 10:15 AM - 11:55 AM Room K (E1 Bldg.4F No.43)

[3K01] Influence of Cut-off Frequency of Modal Superposition Method for Seismic Response Evaluation Using Three-Dimensional Finite Element Method Model

*Takahito Kumagai¹, Kazuma Hirotsuka¹, Naotomo Maruyama², Yusuke Minakawa² (1. Hitachi, 2. HGNE)

10:15 AM - 10:30 AM

[3K02] Numerical Analysis for Clarifying Dynamic Buckling Behavior of PWR-CV during a Seismic Excitation

*Shinjiro Hidaka¹, Gaku Shoji¹ (1. University of Tsukuba)

10:30 AM - 10:45 AM

[3K03] Technical Demonstration for NuScale "VOYGRTM"

*Ryuki Tahara¹, Yasutomi Morimoto¹, Daisuke Koike², Yasuharu Kimura², Masanori Ijichi², Paul Boyadjan³ (1. JGC, 2. IHI, 3. NuScale Power)

10:45 AM - 11:00 AM

[3K04] Technical Demonstration for NuScale "VOYGRTM"

*Daisuke Koike¹, Satoru Kai¹, Yasutomi Morimoto², Paul Boyadjan³ (1. IHI, 2. JGC, 3. NuScale Power)

11:00 AM - 11:15 AM

[3K05] Technical Demonstration for NuScale "VOYGRTM"

*Eiji Kawada¹, Yuuki Sato¹, Shunji Kataoka¹, Tomoyuki Umezawa¹, Tsuyoshi Fujita¹, Shinichi Aya¹, Yasutomi Morimoto¹, Daisuke Koike², Paul Boyadjan³ (1. JGC, 2. IHI, 3. NuScale Power)

11:15 AM - 11:30 AM

[3K06] Technical Demonstration for NuScale "VOYGRTM"

*Yuki Sato¹, Shunji Kataoka¹, Eiji Kawada¹, Yasutomi Morimoto¹, Tomoyuki Umezawa¹, Takahisa Kawase², Daisuke Koike³, Paul Boyadjan⁴ (1. JGC, 2. Kajima, 3. IHI, 4. NuScale Power)

11:30 AM - 11:45 AM

3次元 FEM モデルを用いた地震応答評価における モード法の打ち切り振動数の影響

Influence of Cut-off Frequency of Modal Superposition Method for Seismic Response Evaluation
Using Three-Dimensional Finite Element Method Model

*熊谷 貴仁¹, 廣坂 和馬¹, 丸山 直伴², 皆川 祐輔²

¹株式会社日立製作所, ²日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社

耐震/強度のシームレス評価では、局所の強度評価向けに細密なメッシュが必要となり、計算負荷が増大する。計算負荷低減策としてモード法が有効だが、打ち切り振動数と計算精度の関係を把握することが課題となる。本研究では、打ち切り振動数の設定法の構築を目的に、累積有効質量比に基づく設定の適用性検討を行った。

キーワード：3次元 FEM, モード法, 打ち切り振動数, 地震応答

1. 緒言 本報では、3次元 FEM モデルによる地震時応力評価にて、ハイブリッド減衰を用いたモード法の打ち切り誤差評価法^[1]を用いて、累積有効質量比（90%）に基づく打ち切り振動数設定法の適用性を検討した。

2. モード法の打ち切り振動数の影響検討

2-1. 検討方針 ハイブリッド減衰を用いたモード法の打ち切り誤差評価法^[1]の概要を Fig. 1 に示す。ハイブリッド減衰法は、打ち切り振動数を境にモード減衰と比例減衰（本報では質量比例減衰）を定義するモデル化手法であり、打ち切り振動数以下のモード法の応答と、打ち切り振動数以上の直接法の応答を組合せた時刻歴応答を算定できる。ハイブリッド減衰による応答を正解と仮定し、モード法の応答と比較することにより、打ち切り振動数以上の高次振動モードの省略によって生じる打ち切り誤差を推定することができる。本打ち切り誤差評価法を用いて、打ち切り振動数の設定による地震応答への影響を確認する。

2-2. 検討条件 複数の減衰特性を有する系を対象とし、Fig. 2 に示す解析モデルを用いて地震応答解析を行った。本解析の入力波として、高次振動モードも励起されるように硬質地盤を想定した地震動を用いた。

2-3. 検討結果 モード法とハイブリッド減衰法による最大応力発生個所のミーゼス応力波形を Fig. 3 に示す。両手法のミーゼス応力波形は良好に一致し、時刻歴最大値は誤差 1%と小さいことを確認した。

3. 結論 3次元 FEM モデルを用いた応力評価において、累積有効質量比（90%）に基づく打ち切り振動数設定法を適用できる見通しを得た。

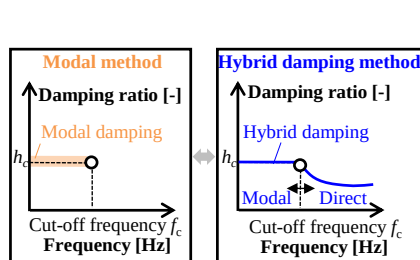


Fig. 1 Schematic drawings of error estimation method with hybrid damping

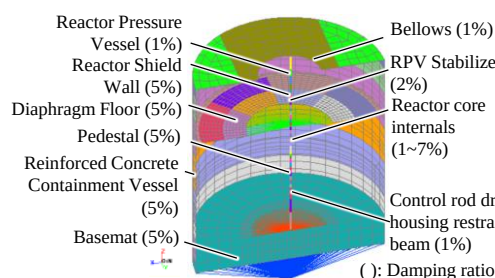


Fig. 2 Analysis model with multiple damping properties

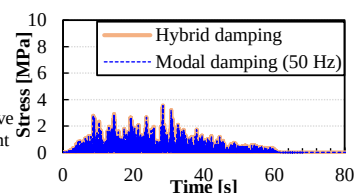


Fig. 3 Time histories of von Mises stress

参考文献

[1] Y. Iga et. al, "INFLUENCE OF CALCULATION CONDITIONS ON REACTOR BUILDING VIBRATION DUE TO AIRCRAFT IMPACT LOAD", Proceedings of ICONE-23, (2015).

*Takahito Kumagai¹, Kazuma Hirosaka¹, Naotomo Maruyama² and Yusuke Minakawa²

¹Hitachi, Ltd., ²Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

PWR 鋼製原子炉格納容器の地震時における動的座屈挙動に関する数値解析的検討

Numerical Analysis for Clarifying Dynamic Buckling Behavior of PWR-CV during a Seismic Excitation

*日高 慎士郎¹, 庄司 学¹

¹筑波大学

本研究では、PWR 鋼製原子炉格納容器(PWR-CV)を対象として、機器搬入口等の構造不連続部を FEM でモデル化し、Oval モードの発現による現実的な座屈荷重を算出するため、数値解析的検討を実施した。

キーワード：動的座屈挙動，FEM モデル，多質点系はりモデル，PWR-CV，耐震信頼性実証試験

1. 緒言

PWR-CV の座屈評価手法においては、多質点系はりモデルを介して得られる等価な地震荷重を FEM モデルに静的に作用させて座屈挙動を評価する方法が採用されている。ただし、多質点系はりモデルは、振動理論を適用できるよう構造物を理想化したものであり、座屈モードを表現できない。また、FEM モデルを用いた静的弾塑性座屈評価は、地震時の応答に伴う連続体の動的な現象である座屈を静的な荷重に置き換えた評価であり、動的な挙動の影響を座屈荷重へ考慮できない。リスク評価に対応する観点から現実的な評価を行うには、FEM モデルの基礎に地震力を作用させて動的座屈挙動を評価し、静的な座屈評価方法からは評価し得ない Oval モードの発現による現実的な座屈荷重を把握することが重要となる。

2. FEM による座屈評価の解析条件

2-1. 解析モデル及び入力地震波の設定

本検討では、既往研究^[1]の解析モデル及び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 の基礎応答波を用いた。

2-2. 解析条件の設定

FEM モデルは、初期不整を考慮せず、座屈モードを表現するのに約 13 万の節点と要素で構成した。線形動的解析において、下端固定として基礎に地震力を作用させて、モーダル法を用いて応答を算出した。

3. 動的座屈挙動に関する数値解析的検討

3-1. 固有値解析結果の比較

図 1 に水平方向の刺激係数が最も大きい質点系モデル(1st)及び FEM モデル(32nd)の固有モードを示す。リングガーダにより円筒胴上部が円形保持されていることから多質点系はりモデルと多少モード形状が異なるものの、FEM モデルの固有振動数は多質点系はりモデルとほぼ一致した。また、図 2 に示す 30Hz 以下の FEM モデルの固有モードは、Oval モードを含めて 596 次存在する。

3-2. 座屈評価結果に対する Oval モードの影響

図 3 に示す JEAG4601・補-1984 に記載される座屈評価式を用いた評価において、FEM モデルの座屈評価値は多質点系はりモデルより約 2 割低減した。これは、図 2 に示すように FEM モデルにおける 1 次曲げ振動の刺激係数が Oval モードに寄与する分低下するため、FEM モデルの応答が多質点系はりモデルの応答より小さくなるからと推測される。

4. 結言

FEM モデルにおいて、1 次曲げ振動数は多質点系はりモデルと一致するものの、水平方向の刺激係数は Oval モードに寄与する分低下した。従って、FEM モデルの座屈評価値は多質点系はりモデルより約 2 割低減した。

参考文献

[1]日高慎士郎,東喜三郎,庄司学,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,日本原子力学会 2022 春の年会

謝辞

本研究の成果は、原子力規制庁より提供いただいた解析データを用いて得られたものである。

*Shinjiro Hidaka¹ and Gaku Shoji¹

¹University of Tsukuba.

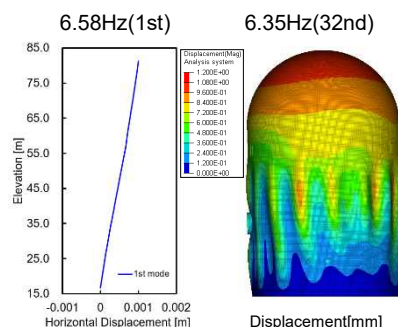


図 1 固有値及び固有モード

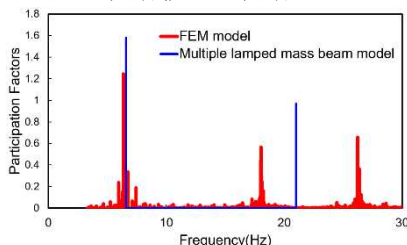


図 2 刺激係数の比較

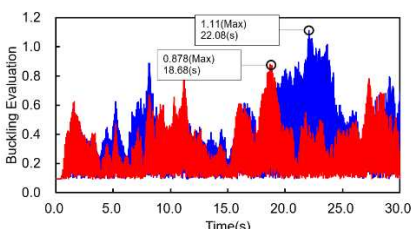


図 3 座屈評価値の比較

NuScale “VOYGR™”の開発実証

(1) 技術的特徴と開発事業への参画

Technical Demonstration for NuScale “VOYGR™”

(1) Technical Features for NuScale “VOYGR™” and Participation in Development Project

*多原 竜輝¹, 森本 泰臣¹, 小池 大介², 木村 靖治¹, 伊地知 雅典², Paul Boyadjan³

¹日揮グローバル, ²IHI, ³NuScale Power

NuScale SMR 原子力発電所（以下、VOYGR™）を構成する NuScale Power Module（以下、NPM）は、実証済みの軽水炉技術を活用しながら、モジュール化・設計の簡素化を進めた革新的な原子炉である。本稿では、NPM と VOYGR™ の技術特徴及び日揮グローバルと IHI の 2 社の開発事業への参画について報告する。

キーワード : SMR, NuScale, VOYGR, モジュール化, EPC

1. 緒言

日揮グローバルは、IHI および NuScale と共に、経済産業省補助事業である「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」（以下、NExIP）に 2019 年より採択され、海外での実証プラントである VOYGR™ の初号機への参画を念頭に置いた技術検討および開発を行っている。

2. VOYGR™ と NPM の技術的特徴

VOYGR™ の主要諸元を表 1 に示す。VOYGR™ は NPM を最大 12 基まで設置することができ、NPM の搭載基数に応じて電気出力を変更できる（VOYGR-4: 308MWe, VOYGR-6: 462MWe, VOYGR-12: 920MWe）。それぞれの NPM は独立したタービン発電機に接続されている。

NPM は一次冷却材を自然循環にて冷却するため、ポンプ等の機器が不要となり、従来炉と比較してシステムが簡素化されている。NPM は炉心と原子炉一次系構成機器を内包する原子炉圧力容器（RPV）とそれを囲う鋼製の原子炉格納容器（CNV）で構成され、原子炉プール内に設置されている。緊急時は、非常用電源を必要としない受動的安全システムである崩壊熱除去系（DHRS）と非常用炉心冷却系（ECCS）を用いて、NPM の炉心を冷却することが可能となっている。上記より、NPM は従来炉よりも低い炉心損傷頻度（CDF）を実現している。

表 1 VOYGR™ 主要諸元

Major Parameter	
Reactor type	PWR
Coolant	Light Water
Electrical capacity (MWe)	77
Thermal capacity (MWt)	250
Fuel type/Assembly array	UO ₂ /17×17
Refuelling cycle (months)	24
Design life (years)	60

3. NExIP における取組

上記の技術的特徴を有する NuScale VOYGR™ プラントに対し、日揮グローバル/IHI は NuScale および国内企業と協力し、機器製作検討や建屋モジュール検討等、EPC プロジェクト遂行の各フェーズにおける課題解決や新規技術の開発を実施している。これに加えて、将来の国内導入を想定した規制対応課題や NPM を用いた水素製造方法の検討を行っている。

謝辞

本稿は、NExIP の成果の一部を紹介したものである。関係各位のご厚誼に対し、ここに記し、深く感謝の意を表す。

*Ryuki Tahara¹, Yasutomi Morimoto¹, Daisuke Koike², Yasuharu Kimura¹, Masanori Ijichi², and Paul Boyadjan³

¹JGC, ²IHI, ³NuScale Power

NuScale “VOYGR™” の開発実証 (2) 原子炉建屋・機器の設計・製造技術検討

Technical Demonstration for NuScale “VOYGR™”

(2) Engineering and manufacturing technology study on reactor building and components

*小池 大介¹, 甲斐 聡流¹, 森本 泰臣², Boyadjan Paul³

¹IHI, ²日揮グローバル, ³NuScale Power

VOYGR™ は一体型設計の原子炉 NuScale Power Module（以下、NPM）を採用した原子力発電所である。VOYGR™ の中核となる NPM と原子炉建屋の設計・製造技術協力の取組みと、今後の計画について報告する。

キーワード：SMR, NuScale, VOYGR, 設計・製造技術

1. 緒言

NPM の主要構成機器である格納容器や原子炉建屋を構成する鋼製モジュールに対する材料・製作・据付性の検討、及び VOYGR™ に対する地震安全性の向上の取組みについて報告する。

2. 原子炉建屋・機器の設計・製造技術検討

2-1. 地震安全性向上に向けた取組み

昨今国内外で生じる巨大地震に対して十分な地震安全性を確保し、経済性・合理性も両立する改良原子炉建屋構造を策定した。地震応答解析により原子炉建屋及び主要構成機器の評価を行い、成立の見通しを得た。今後は地震フラジリティ評価を活用した地震安全性の更なる向上に取り組む。

2-2. 主要機器の製造技術検討

格納容器としては従来に例のない厚肉構造を採用する NPM について、高強度ステンレス鋼の材料・製作性の技術検討を行い、溶接・検査技術を開発した。また原子炉建屋に全面採用した鋼製モジュールは、直近の海外工事経験やモックアップ製作を通じた設計改善のほか、製作・据付性、経済性向上を考慮した建屋設計・建設計画への反映を行った。

2-3. 今後の計画

NPM の初号機は、2029 年に米国アイダホ国立研究所内で運転開始を予定している。また並行して、世界各国へ VOYGR™ の事業展開に向けた活動を進めている。VOYGR™ の技術開発には日本企業も連携して参画し、国際連携による実証を目指すとともに、サプライチェーン拡大に向けた技術開発や、将来国内導入を想定した場合の規制課題などについて検討を進めていく。

謝辞

本稿は、経済産業省資源エネルギー庁補助事業「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」の成果の一部を紹介したものである。関係各位のご厚誼に対し、ここに記し、深く感謝の意を表す。

*Daisuke Koike¹, Satoru Kai¹, Yasutomi Morimoto² and Boyadjan Paul³

¹IHI, ²JGC, ³NuScale Power

NuScale “VOYGR™”の開発実証 (3) 原子炉建屋モジュール化に伴う輸送を考慮した構造検討

Technical Demonstration for NuScale “VOYGR™”

(3) Structural Study Considering Transportation with Modularization of Reactor Building

*川田 英史¹, 佐藤 友喜¹, 片岡 俊二¹, 梅沢 朋之¹, 藤田 強¹, 綾 真一¹, 森本 泰臣¹,
小池 大介², Paul Boyadjan³

¹日揮グローバル, ²IHI, ³NuScale Power

日揮グローバルは石油・ガスパラント建設で多くのモジュール工法を採用したプロジェクト遂行実績を有す。NuScale SMR 原子力発電所である VOYGR™ の原子炉建屋には SC 構造が採用される。本稿では、VOYGR™ 原子炉建屋モジュール化の検討概要、今後の技術課題等について説明する。

キーワード : SMR, NuScale, VOYGR, Modularization, EPC

1. 緒言

日揮グローバルでは、これ迄の石油・ガスパラントでの実績を参考に VOYGR™ の原子炉建屋をモジュール工法で建設する検討を実施している。

当該モジュール工法は、建屋を複数領域に分割し、建屋躯体を構成する SC 鋼板及び機器・配管系から構成されるモジュールを建設地以外の地域で製作し、建設地まで輸送後、モジュールを据え付ける工法である。

弊社のプラント建設の経験に基づき、モジュールのサイズおよびその製作から建設地での据え付けまでのシーケンスを設定した。設定したモジュールに対して、輸送時の構造安定性を評価し、構造の成立性について考察した。

2. 輸送を考慮した構造検討

原子炉建屋内の原子炉プールの南北のプロセスエリアについて、1,000 トン規模のいくつかのモジュールに分割した。SC 鋼板等の建築資材、及び機器・配管等は各工場からモジュールヤードに運搬され、モジュールとして組立てられる。その後、LOLO 船 (Lift-on / Lift-off Ship) のデッキ内にモジュールを収納した状態で海上輸送する。建設地近郊の港湾施設にて荷役し、SPMT (Self-Propelled Modular Transporter) と呼ばれる自走式輸送車の上にモジュールを載せて、建設地まで輸送する。

上記シーケンスにおいて、海上・陸上輸送時の揺れを考慮し、モジュール構造に十分な強度を持たせる必要があるため、策定したモジュール構造に対して、海上・陸上輸送時の構造安定性を評価した。その結果、輸送時に発生する荷重に耐えうる支持構造の一定の見通しが得られた。

今後はモジュール工法の更なる実現に向け、施工性を考慮した検討を実施する予定である。

謝辞

本稿は、経済産業省資源エネルギー庁補助事業「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」の成果の一部を紹介したものである。関係各位のご厚誼に対し、ここに記し、深く感謝の意を表す。

参考文献

[1] IAEA Nuclear Energy Series No.NP-T-2.5 “Construction Technologies for Nuclear Power Plants”

* Eiji Kawada¹, Yuuki Sato¹, Shunji Kataoka¹, Tomoyuki Umezawa¹, Tsuyoshi Fujita¹, Shinichi Aya¹, Yasutomi Morimoto¹,
Daisuke Koike², and Paul Boyadjan³

¹JGC, ²IHI, ³NuScale Power

NuScale “VOYGR™”の開発実証 (4) 航空機衝突に対する原子炉建屋の構造評価

Technical Demonstration for NuScale “VOYGR™”

(4) Preliminary Physical Damage Evaluation of Reactor Building for Aircraft Impact Assessment

*佐藤 友喜¹, 片岡 俊二¹, 川田 英史¹, 森本 泰臣¹, 梅沢 朋之¹,

川瀬 喬久², 小池 大介³, Paul Boyadjan⁴

¹日揮グローバル, ²鹿島建設, ³IHI, ⁴NuScale Power

米国 NuScale SMR 原子力発電所（以下、VOYGR™）の原子炉建屋は、米国設計認証段階においては鉄筋コンクリート（RC）構造であったが、現在は鋼板コンクリート（SC）構造を採用した新しい建屋構造が検討されており、共に航空機衝突荷重に対する防護設計が施されている。一方 VOYGR™ の日本国内への導入を想定した場合には、国内規制に対応する航空機衝突評価が求められるが、本報では、予備的な検討として、建屋の防護構造に関して実施した解析的評価について報告する。

キーワード：SMR, NuScale, VOYGR, 航空機衝突, 原子炉建屋

1. 緒言

本報は、VOYGR™ プラント原子炉建屋の航空機衝突評価について報告するものである。予備的な検討として、原子炉建屋を簡易的に模したモデルを作成し、仮想的な航空機衝突荷重を作用させた場合の建屋の防護構造に関する評価を行った。

2. 航空機衝突解析

原子炉建屋の躯体の RC 構造と SC 構造の相違が、航空機衝突防護を考慮する上で必要な躯体厚に与える影響について、3次元有限要素モデルを用いた航空機衝突解析から評価を行った。

2-1. 解析モデル・条件

仮想的な時刻歴荷重プロファイルを航空機衝突荷重として作成し、原子炉建屋を簡易的に模した有限要素モデルに作用させた。RC 構造の原子炉建屋モデルには、配筋を考慮したモデル化を行った。また、SC 構造の原子炉建屋モデルには、表面鋼板を考慮したモデル化を行った。

2-2. 解析結果

RC 構造に対する衝突解析では、鉄筋の引張ひずみ及びコンクリートの圧縮ひずみの評価を行った。また、SC 構造に対する衝突解析では、鋼板の引張ひずみ及びコンクリートの圧縮ひずみの評価を行った。評価の結果を基に、VOYGR™ プラント原子炉建屋の航空機防護に必要な躯体厚を推定し、RC 構造と SC 構造の必要躯体厚の比較を行った。その結果、航空機防護の観点では、SC 構造は RC 構造に対して躯体厚を 3 割程度低減することが可能という見通しが得られた。

謝辞

本稿は、経済産業省資源エネルギー庁補助事業「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」の成果の一部を紹介したものである。関係各位のご厚誼に対し、ここに記し、深く感謝の意を表す。

*Yuki Sato¹, Shunji Kataoka¹, Eiji Kawada¹, Yasutomi Morimoto¹, Tomoyuki Umezawa¹, Takahisa Kawase², Daisuke Koike³, and Paul Boyadjan⁴

¹JGC, ²Kajima, ³IHI, ⁴NuScale Power

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

[3K07-10] Improving the Operation of Nuclear Regulatory Inspections, Development of Automatic Design System Using AI

Chair:Fumihiko Ishibashi(TOSHIBA ESS)

Fri. Sep 9, 2022 2:45 PM - 3:55 PM Room K (E1 Bldg.4F No.43)

[3K07] Study on the improving the operation of nuclear regulatory inspections

*Shintaro Yagi¹, Junji Eto¹, Hiroki Sugino¹, Masaki Onodera¹, Kiyoshi Nakajima¹, Nobuaki yoshizawa¹, Kiyoteru Suzuki¹ (1. Mitsubishi Research Institute)

2:45 PM - 3:00 PM

[3K08] Research on the improving the operation of nuclear regulatory inspections

*Junji Eto¹, Hiroki Sugino¹, Masaki Onodera¹, Shintaro Yagi¹, Kiyoshi Nakajima¹, Nobuaki Yoshizawa¹, Kiyoteru Suzuki¹ (1. MRI)

3:00 PM - 3:15 PM

[3K09] Development of Automatic Design System for Piping, Air Conditioning Duct and Cable Tray Using AI

*Shiro Takahashi¹, Keita Okuyama¹, Junta Yamada², Tomoyasu Inoue², Eisuke Wakabayashi², Michiaki Kurosaki², syonosuke Yukita³ (1. Hitachi, 2. HGNE, 3. Hitachi Industry &Control Solutions)

3:15 PM - 3:30 PM

[3K10] Development of Automatic Design System for Piping, Air Conditioning Duct and Cable Tray Using AI

*Junta Yamada¹, Tomoyasu Inoue¹, Michiaki Kurosaki¹, Eisuke Wakabayashi¹, Shiro Takahashi², Keita Okuyama², Shonosuke Yukita³ (1. HGNE, 2. Hitachi, 3. Hitachi Industry &Control Solutions)

3:30 PM - 3:45 PM

原子力規制検査の運用改善に向けた研究

(1) 検査制度運用の現状課題の調査

Research on the improving the operation of nuclear regulatory inspections

(1) Research on current issues in the operation of the inspection system

*八木 伸太郎¹, 江藤 淳二¹, 杉野 弘樹¹, 小野寺 将規¹, 中島 清¹, 義澤 宣明¹, 鈴木 清照¹

¹三菱総合研究所

我が国では2020年4月から新検査制度(原子力規制検査)が施行され、本格運用が開始された。著者らは、原子力規制検査の継続的改善を目的にアンケート調査・文献調査を実施し、基本概念に対する理解状況の把握や、運用体系に関する課題認識を抽出した。これらの調査結果に基づき、原子力規制検査制度の実効性を高めるために、様々なステークホルダーと業務改善に関する議論を行う取組を強化する必要性を認識した。

キーワード : Nuclear regulatory inspection, Reactor oversight process, Risk-informed, Performance-Based

1. 緒言

2020年4月から施行された原子力規制検査制度について、2019年度、2020年度と実施された調査(検査業務に携わる職員を対象としたアンケート調査及びインタビュー調査)において確認された理解度及び運用実態などを継続的に把握することに加え、制度の実効性向上に関する継続的な改善策を検討することを目的として、検査業務などに携わる職員を対象としたアンケート調査を実施した。また、原子炉監督プロセス(Reactor Oversight Process : ROP)を実施する米国の改善活動の一つであるROP Enhancementに関する文献調査を実施した。

2. 検査制度運用に係る課題抽出

アンケート調査において、継続して検査官の原子力規制検査に対する理解度がある程度高まっているとの結果が確認された一方で、①新検査制度の実践に係る検査官個人の力量の向上、②廃止措置プラントや再処理施設等も検査の対象となっている、③フリーアクセスや気づき事項・指摘事項に関する事業者とのコミュニケーション・立地自治体や国民等のステークホルダーの間でのコミュニケーション、といった点において課題認識・改善点が抽出された。また、原子力規制検査の実効性の向上には検査官のモチベーションが重要であることが示唆されており、モチベーションを維持・向上するための納得感のある検査制度と運用体系を構築するために、NRCにおける検査官の納得を得るために実施されてきた取り組みに着目することは有効なアプローチであり、ROP EnhancementはNRC内外のステークホルダーとの議論を踏まえた、ROPを適正化する効率的・効果的な手法である。検討内容は我が国における喫緊の課題であるとは限らないが、ステークホルダーとのコミュニケーションの中で納得感を醸成しながら制度を適正化する枠組みは参考に値する。

3. 謝辞

本研究は、原子力規制庁「令和3年度原子力施設等防災対策等委託費(原子力規制検査の運用の継続的改善に向けた調査)事業」として行われたものである。本稿は著者らの意見を表明したものであり、必ずしも原子力規制庁の見解を反映するものではない。

*Shintaro Yagi¹, Junji Eto¹, Hiroki Sugino¹, Masaki Onodera¹, Kiyoshi Nakajima¹, Nobuaki Yoshizawa¹ and Kiyoteru Suzuki¹

¹Mitsubishi Research Institute, Inc.

原子力規制検査の運用改善に向けた研究

(2) 現状課題に対する改善策の検討

Research on the improving the operation of nuclear regulatory inspections

(2) Examination of improvement measures for current issues

*江藤 淳二¹, 八木 伸太郎¹, 杉野 弘樹¹, 小野寺 将規¹, 中島 清¹, 義澤 宣明¹, 鈴木 清照¹

¹三菱総合研究所

原子力検査官の原子力規制検査制度に対する理解度等及び同制度の運用実態を把握して、現状の課題を抽出し、外部有識者（元 NRC 検査官の経験を有する）からの意見等を踏まえ、我が国の原子力規制検査制度の現状を踏まえた改善策を検討した。

キーワード：Nuclear regulatory inspection, Reactor oversight process, Inspectors, Risk-informed, Performance-Based

1. 緒言

本稿では、2020 年 4 月から施行されて 2 年が経過した原子力規制検査制度について、原子力検査官の原子力規制検査制度に対する理解度等及び同制度の運用実態を把握して、現状の課題を抽出し、それらについて外部有識者（元 NRC 検査官の経験を有する）からの意見等を踏まえ、同制度の実効性向上に関する改善策の検討を行い、今後の制度運用の継続的改善に資することを目的として、アンケート調査等で抽出された課題に対して、我が国の原子力規制検査制度の現状を踏まえた改善策を検討した。

2. 現状課題の抽出

原子力規制検査制度運用の継続的改善に資する論点のうち、類似の論点を整理するとともに、特に制度運用初期において重要であると考えられる論点に焦点を当て、「現状の課題」を次のように 10 個の論点として抽出した。抽出した現状課題のうち、特に重要と考えられる次の 4 つのトピックについて外部有識者を交えて議論し、改善策等の検討を実施した。①検査官の間でコンセンサスを得るためのコミュニケーション、②検査官の力量把握と人材育成、検査ナレッジの蓄積と共有、③原子力規制検査に対する納得感とパフォーマンスベスト・リスクインフォームド検査に係るギャップ、④PRA に関する議論

3. 結果・考察

アンケート調査等で抽出された課題に対して、我が国の原子力規制検査制度の現状を踏まえた改善策を検討し、以下の 4 つの観点で改善策をとりまとめた。

- ① 目標の繰り返し共有と NRC による改善活動の定期的なレビュー
- ② 検査官力量の定期的な確認と力量向上のための教育訓練
- ③ 効果的・効率的な検査活動基盤の整備
- ④ 資源の確保とリソースマネジメント

本調査研究は、原子力規制庁の「令和 3 年度原子力施設等防災対策等委託費（原子力規制検査の運用の継続的改善に向けた調査）」として行われたものである。また、本稿は著者の意見を表明したものであり、必ずしも原子力規制庁の見解を反映したものではない。

参考文献 株式会社三菱総合研究所、令和 3 年度原子力施設等防災対策等委託費（原子力規制検査の運用の継続的改善に向けた調査）事業報告書

*Junji Eto¹, Shintaro Yagi¹, Hiroki Sugino¹, Masaki Onodera¹, Kiyoshi Nakajima¹, Nobuaki Yoshizawa¹, Kiyoteru Suzuki¹

¹Mitsubishi Research Institute, Inc.

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
(5) 配管熱膨張を考慮した自動設計

Development of Automatic Design System for Piping, Air Conditioning Duct and Cable Tray Using AI
(5) Automatic Design Considering Piping Heat Expansion

*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, 黒崎 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

原子力発電所建設のコスト低減、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、熱膨張を考慮して配管を自動設計する手法を示す。

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、AI（深層学習）を利用した自動設計システムを開発している。一方、原子力発電所の設計では、高温で使用する配管の熱膨張の影響を、詳細な熱解析で健全性を評価している。最終的な評価は、熱解析で実施するが、自動設計した配管の手修正を低減するため、AI を用いて、熱膨張を考慮した自動設計手法を開発した。

2. 配管熱膨張の影響を考慮した自動設計の手順

図1 の手順で熱膨張を考慮して自動設計する。はじめに、最短ルート（最小物量）で自動設計し、熱膨張の影響を評価する。影響を無視できる場合は終了し、無視できない場合は、熱膨張を考慮して、迂回させた配管を AI で自動設計する。ASME B31.1⁽¹⁾の熱膨張の影響評価式や3次元梁モデルの有限要素法(FEM)で熱膨張の影響を評価できる。

3. 熱膨張の影響を考慮した自動設計と評価結果例

3-1. 熱膨張の影響を考慮した自動設計結果

ASME B31.1 の熱膨張評価を用いて、温度を変化させて AI で配管を生成した例を図2 に示す。熱膨張の影響を無視できる温度 25℃では、最短ルートで自動設計した。温度 50℃では、熱膨張の影響を緩和するため、配管①と②で、迂回したルートが設計された。温度 75℃では、配管①から④まで、迂回したルートで自動設計された。なお、配管⑤は最初から迂回したルートなので、熱膨張の影響が小さい。以上のように、AI で熱膨張の影響を緩和した配管の自動設計が可能である。

3-2. 熱膨張の影響の評価結果

AI で熱膨張を考慮して自動設計した結果と熱膨張を考慮しない場合の結果を表1 に比較して示す。温度 75℃の条件である。表中の数値は FEM で計算した応力であり、括弧内は ASME B31.1 の許容値に対する評価である。AI で熱膨張を考慮して自動設計すると、FEM で評価した応力は疲労限度以下となり、ASME 評価も満足する結果となった。

4. 結論

原子力発電所の配管を自動設計できるシステムを開発しており、熱膨張を考慮して配管を自動設計できる見込みを得た。

参考文献

(1) ASME, Process Piping, ASME Code for Pressure Piping American National Standard, B31.1

*Shiro Takahashi¹, Keita Okuyama¹, Michiaki Kurosaki², Eisuke Wakabayashi², Tomoyasu Inoue², Junta Yamada² and Shonosuke Yukita³
¹Hitachi, ²Hitachi-GE, ³Hi-ICS

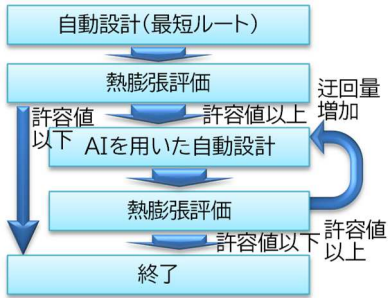


図1 自動設計の手順

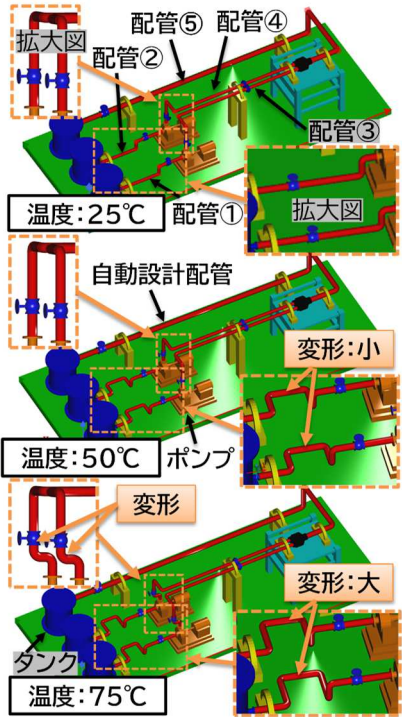


図2 自動設計結果例

表1 評価結果例

配管名	最大応力 (AI適用無) [MPa]	最大応力 (AI適用有) [MPa]
配管①	111 (NG)	64 (OK)
配管②	111 (NG)	64 (OK)
配管③	103 (NG)	76 (OK)
配管④	103 (NG)	76 (OK)
配管⑤	46 (OK)	46 (OK)

人工 intelligence 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
(6) 原子力プラントへの適用例 2

Development of Automatic Design System for Piping, Air Conditioning Duct and Cable Tray Using AI
(6) Application example 2 to nuclear power plant

*山田 諄太¹, 井上 智靖¹, 黒崎 通明¹, 若林 英祐¹, 高橋 志郎², 奥山 圭太², 行田 将之佑³
¹日立 GE, ²日立, ³日立産業制御ソリューションズ

原子力発電所建設のコスト低減、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(以下、AI 自動設計システムと称す)を開発している。原子力プラントの配管ルート計画においては、様々な遵守すべき条件があることを踏まえて、AI 自動設計システムでは、これらを考慮したルート計画を可能とした。本発表では、AI 自動設計システムを原子力プラントに適用した一例を紹介する。

キーワード：自動設計, 配管, 人工 intelligence, デジタル設計, BWR, ABWR

1. 緒言

AI 自動設計システムを消火系配管のルート検討に適用した。当該の配管は、消火剤の貯蔵容器であるボンベ群と建屋内の各所に配置された噴射ヘッドまでを繋ぐ。消火系の配管ルートを検討するにあたっては、障害物を回避した上で、全体としての配管物量が極力小さくなるような配管ルートが好ましい。また、その他の考慮事項(下記 2.を参照)を踏まえた上で、配管ルート計画を実施する必要がある。

2. 原子力プラントの消火系配管への適用例

2-1. 配管耐震性確保のための考慮事項について

配管耐震性確保の観点から、配管ルートの大部分は壁、床、天井に沿ったルート計画が必須である。そのため、配管を壁、床、天井より支持することを想定し、建屋の躯体に沿った配管ルートとする条件付けを行った。また、部屋を跨ぐような配管ルートとなる場合においては、実機プラントに倣い、配管が躯体を垂直に貫通するようなルート形状とした (図 1)。

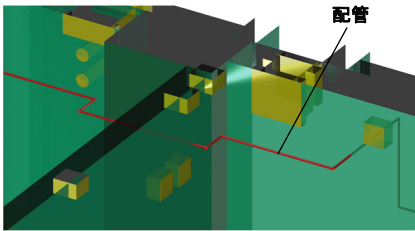


図 1 壁周りの配管ルート結果

2-2. システム構成に倣った配管構成要素の配置について

AI 自動設計システムを適用し、ボンベラックを始点とする配管ルート計画を実施した結果を図 2 に示す。予め、AI 自動設計システムに与えたシステム構成情報に基づき、配管ルートの途中に、レギュレーサ、弁、ティー等の継手やスペシャリティを適切に配置することが可能である。

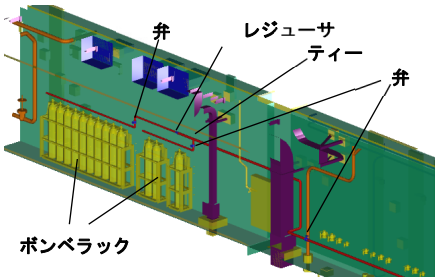


図 2 ボンベラック周りの配管ルート結果

2-3. 複数ルート案の比較結果について

図 3 に、同一の始終点となるが経路の異なる 100 本の配管を比較した結果を示す。図中の配管群は、今回与えた制約条件を満足するが、配管通行エリアや配管物量が異なり、配管物量については、平均物量に対して-6%~+14%の偏差を有する。実使用においては、最適となるルート案(数本)を提示し、設計者が最適と思われるルートを選択するという流れとなる。設計者の配管ルート検討を助勢し、設計時間の低減を目指す。

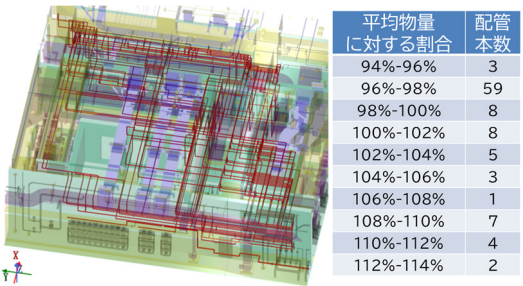


図 3 複数ルート案の比較結果

3. 結論

日立で開発した AI 自動設計システムを用いることにより、建屋内に張り巡らされた消火系の配管について、基本的な考慮事項を踏まえた上で、配管物量が極力小さくなるような配管ルート計画が可能であり、配管ルート計画の初期検討に適用可能な見通しを得た。

* Junta Yamada¹, Tomoyasu Inoue¹, Michiaki Kurosaki¹, Eisuke Wakabayashi¹, Shiro Takahashi², Keita Okuyama² and Shonosuke Yukita³
¹Hitachi-GE, ²Hitachi, ³Hi-ICS

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

[3L01-04] Fukushima NPPs Accident

Chair: Hiroyuki Yoshida(JAEA)

Fri. Sep 9, 2022 9:30 AM - 10:35 AM Room L (E1 Bldg.4F No.44)

[3L01] In-Vessel Phase MAAP Analysis Based on the Latest Findings on Fukushima Daiichi Nuclear Power Station in JFY2021

*Ikken Sato¹, Takuya Yamashita¹, Shinji Yoshikawa¹, Michal Cibula², Shinya Mizokami² (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Tokyo Electric Power Company Holdings)

9:30 AM - 9:45 AM

[3L02] In-Vessel Phase MAAP Analysis Based on the Latest Findings on Fukushima Daiichi Nuclear Power Station in the JFY 2021

*Takuya Yamashita¹, Ikken Sato¹, Shinji Yoshikawa¹, Michal Cibula², Shinya Mizokami² (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.)

9:45 AM - 10:00 AM

[3L03] Fukushima Daiichi NPP Unit 2 Suppression Chamber Lower Part Leak Caused by Seismic Ground Motion

*FUMIYA TANABE¹ (1. Sociotechnical Systems Safety Research Institute)

10:00 AM - 10:15 AM

[3L04] Temperature change due to oxidative cooling under the fuel rod exposure in Fukushima One No.1 Reactor

*Kiyoshi Yoneyama¹, Kazuo Watanabe², Kouji Kihara³, Kouhei Kawano (1. H.O.Yoneyama, 2. WNR-Cx Watanabe Lab., 3. Tokyo Gas Co.Ltd.)

10:15 AM - 10:30 AM

福島第一原子力発電所についての最新知見を反映した In-Vessel フェーズ MAAP 解析(2021 年度)
(1) 全体概要と 2 号機解析結果

In-Vessel Phase MAAP Analysis Based on the Latest Findings on Fukushima Daiichi Nuclear Power Station in JFY2021

(1) Overview and Unit 2 Analysis Results

*佐藤 一憲¹, 山下 拓哉¹, 吉川 信治¹, シブラ ミハエル², 溝上 伸也²
¹ 日本原子力研究開発機構, ² 東京電力ホールディングス

1F プラント内部調査などにより、これまでに得られた最新知見を踏まえた 2 号機、3 号機 MAAP 解析を実施した。これにより、炉心溶融、炉心物質の下部プレナムへの移行、下部プレナム移行物質の冷却挙動の最確予測を提示するとともに、炉心物質の温度変化と金属酸化、下部プレナム移行物質の状態等を予測した。本報告では全体概要と 2 号機の評価結果について述べる。

キーワード：シビアアクシデント, 1F2, MAAP, 下部プレナムデブリ, 金属酸化

1. 全体概要 燃料デブリ取り出しのためにはペDESTAL 移行デブリや原子炉圧力容器 (RPV) 内残留デブリの状況把握が重要であるが、限られたプラント内部調査結果を補完し、デブリの全体像を精度よく把握するためには、事故進展過程でのデブリ挙動把握が重要である。そこで、相対的に過渡時のプラントデータが豊富な 2 号機と 3 号機の事故進展評価を先行し、1 号機はその上での応用問題として評価を進めることとしている。これまでに MAAP コードを使用した 1～3 号機の解析評価[1]が実施されているが、その後、内部調査の進展や、各号機に対する解析評価の進展によって事故進展の理解が深められていることから、最新知見を踏まえた MAAP 解析を 2 号機、3 号機について実施した。

2. 解析条件の選定 本解析の主目的は RPV 内での燃料を始めとする炉心物質の熱・化学的な状態変化の把握にあり、これに大きく影響すると思われる炉心形状や物量などを主体に、2 号機と 3 号機（ほぼ同等の設計）の設計条件を簡易的に模擬することとした。また、逃がし安全弁 (SRV) の開閉や、代替注水実施時間・炉心到達流量、及び各部からの気相漏洩条件など、不確かな条件についてはプラントデータとの整合性に着目して現実的と考えられる条件を中心にパラメータサーベイを行い、条件を選定した。

3. 2 号機解析結果 2 号機では、いわゆる「第 1 圧力ピーク」時に炉心が高温化し、その直ぐ後の「第 2 圧力ピーク」時に酸化物燃料の大半が未溶融の状態 (TMI-2 の「ルースデブリ」状) で数十分をかけて徐々に下部プレナムに移行し、この間に炉心に残留する金属の酸化が進行したものと考えられる。観測データとの比較によると MAAP 解析では第 2 ピーク中の金属酸化を過小評価している可能性が高いが、既存の GOTHIC コード解析[1]の結果から、下部プレナム移行デブリのより現実的な酸化条件を推定した。表 1 は下部プレナム移行前の MAAP 解析結果、及び GOTHIC 解析をもとに下部プレナム移行中の酸化による ZrO₂ 増加と Zr 減少を概略予測したものである。Zr の酸化が大きく、ZrO₂ が約 29t と予測されている。金属 Zr は約 6t、燃料と被覆管の隙間に形成する U-Zr-O 中の Zr (主に α-Zr(O)) が約 18t となっている。これらの Zr の大部分は炉心下部や外周部の低温領域に存在していたもので、固体の状態で下部プレナムに落下したものと推定される。

表 1 下部プレナム移行前後の 2 号機炉心物質質量予測 (単位: kg) (SS はスチール、SSO_x は酸化 SS)

下部プレナム移行前						下部プレナム移行後			
UO ₂	ZrO ₂	SSO _x	Zr	SS	B ₄ C	U-Zr-O			計
						0	Zr	0	
104, 922	9, 088	376	20, 951	19, 197	7	1, 832	17, 912	1, 003	175, 288
						変化量	-15, 002	+20, 264	
						変化後量	5, 949	29, 352	

参考文献 [1]東京電力 HD、「福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討、第 5 回進捗報告」、2017 年 12 月

*Ikken Sato¹, Takuya Yamashita¹, Shinji Yoshikawa¹, Michal Cibula² and Shinya Mizokami²

¹Japan Atomic Energy Agency, ²Tokyo Electric Power Company Holdings.

福島第一原子力発電所についての最新知見を反映した In-Vessel フェーズ MAAP 解析(2021 年度)
(2) 3 号機解析結果と今後の研究への活用

In-Vessel Phase MAAP Analysis Based on the Latest Findings on Fukushima Daiichi Nuclear Power Station in JFY2021

(2) Unit 3 Analysis Results and Use for Future Studies

*山下 拓哉¹, 佐藤 一憲¹, 吉川 信治¹, シブラ ミハエル², 溝上 伸也²
¹ 日本原子力研究開発機構, ² 東京電力ホールディングス

本報告では 3 号機に対する MAAP 解析評価結果、既存 GOTHIC 解析に基づく下部プレナム移行中の金属酸化の予測及び、下部プレナム移行物質の状態に関わる 2, 3 号機の差と、今後の研究への活用について述べる。

キーワード：シビアアクシデント, 1F3, MAAP, 下部プレナムデブリ, 金属酸化

1. 3 号機解析結果 3 号機については炉心損傷開始から下部プレナム移行までに 6 時間以上を要し、炉心燃料の約 36%が溶融していたと評価された。溶融燃料は流動性が高く、炉心物質の下部プレナムへの移行時間が 2 号機の場合よりも短くなり（数分間）、この間の炉心残留金属の酸化が抑制された。下部プレナムに移行した溶融燃料は RPV 圧力上昇によって下部プレナム冷却材のサブクール度が増加した状態で効果的に微粒化したと推定されるが、溶融燃料プールを取り囲むクラスト（炉心燃料の 20-30%と推定）については、比較的大きな塊りとなって下部プレナムに落下した可能性がある。これらの炉心物質は下部プレナム移行後 1 時間程度のうちに液相冷却材温度程度まで冷却されたものと考えられる。GOTHIC 解析[1]と比較すると 3 号機についても下部プレナム移行時の金属酸化を過小評価している可能性がある。表 1 に MAAP 解析における下部プレナム移行前の炉心物質の状態と GOTHIC 解析の結果を参考に推定した下部プレナム移行デブリの状態予測を示す。下部プレナム移行後の金属 Zr は 2 号機よりも約 3t 多い約 9t、U-Zr-O の Zr は 2 号機よりも約 6t 多い約 24t である。これらの金属 Zr と U-Zr-O の多くは 2 号機同様、炉心周辺及び炉心下部の低温領域で固化していたものが固体のまま下部プレナムに落下したものと推定される。溶融プールやその下部クラストにも若干の Zr 等が含まれていたものと考えられ、微粒化物及びクラストの割れた塊りの中にはこのような Zr(溶融物総量の 2%程度)や U-Zr-O(同 8%程度)の固化による(U,Zr)O₂などが含まれていた可能性がある。

表 1 下部プレナム移行前後の 3 号機炉心物質質量予測（単位：kg）（SS はスチール、SSO_x は酸化 SS）

下部プレナム移行前										下部プレナム移行後		
UO ₂	ZrO ₂	SSO _x	Zr	SS	B ₄ C	U-Zr-O			計		Zr	ZrO ₂
						0	Zr	0		変化量	-8,372	+11,308
102,175	6,093	44	17,634	20,482	37	4,307	23,770	2,629	177,171	変化後量	9,262	17,401

2. 今後の研究への活用 2 号機、3 号機ともに、下部プレナム移行デブリは一度液相冷却材温度程度まで冷えていたものと考えられるが、何れもその後冷却不足となり、再度昇温する過程で RPV バウンダリー破損とペDESTAL へのデブリ移行が生じたものと考えられる。内部調査等から 2、3 号機では RPV 内残留デブリ、ペDESTAL 移行デブリの量と質に顕著な差があると推定されるが、このような差が生じる原因には、下部プレナム移行デブリの状態の差が影響している可能性がある。今後は本研究で提示した 2、3 号機の下部プレナム移行物質の特徴や差に着目し、下部プレナムデブリ再昇温時の挙動を実験的に解明するとともに、内部調査結果や 1F 採取試料(既存取得データはサンプル数が限られるものの、現状推定を裏付ける傾向あり)・デブリ分析結果との整合性に基づいて、RPV 内外のデブリ全体の性状予測精度を向上することが望まれる。

参考文献 [1] I. Sato, et al., "Evaluation of core material energy change during the in-vessel phase of Fukushima Daiichi Unit 3 based on observed pressure data utilizing GOTHIC code analysis", Journal of Nuclear Science and Technology, Jan., 2021

* Takuya Yamashita¹, Ikken Sato¹, Shinji Yoshikawa¹, Michal Cibula² and Shinya Mizokami²

¹Japan Atomic Energy Agency, ²Tokyo Electric Power Company Holdings.

福島第一原子力発電所 2 号機圧力抑制室下部からの地震動起因漏えい —仮説の検証と帰結—

Fukushima Daiichi NPP Unit 2 Suppression Chamber Lower Part Leak Caused by Seismic Ground Motion
-Hypothesis examination and consequence-

* 田辺 文也¹

¹ 社会技術システム安全研究所

The leak should have begun with the Earthquake on March 11th, 2011. The hypothesis is validated through detailed investigation into the S/C water level behavior until occurring of station blackout (SBO). Concerning consequences, calculated result reveals that the S/C water level decreasing by the leak should have resulted in uncovering of the RCIC pump suction line inlet and quenchers to lead loss of their functions.

Keywords : Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant, accident, unit 2, Great East Japan Earthquake, ground motion, suppression chamber, water level, leak, safety function, RCIC

1. 仮説の検証 Figure 1 に SBO 発生までの S/C 水位上昇の計測値と計算予測値との比較を示している。

計測値はプロセス計算機履歴データ C028 の 60 秒平均をとり、プール水温による密度補正を加えたものを

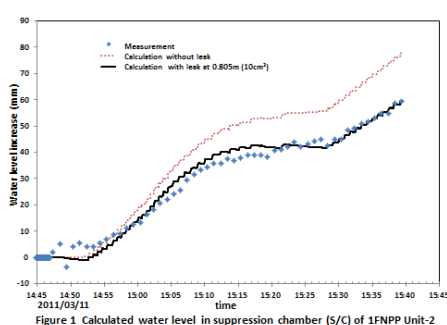


Figure 1 Calculated water level in suppression chamber (S/C) of 1FNNP Unit-2

示してある。2011 年 3 月 11 日 15:39:30 における値は 59.5mm である。計算では S/C プールの質量バランスを炉心蒸気発生率と蒸気逃がし弁 (SRV) 開閉履歴及び原子炉隔離時冷却系 (RCIC) 運転履歴に基づいて求め、エネルギーバランスについては RHR による S/C プール冷却効果を模擬するためプール水温計測値を束縛条件とした。水位上昇予測値は同時刻で 77.8mm であり、計測値の差は漏えいによるものと考えられる。漏えいが S/C 底部から 0.805m の高さ (RHR, HPCI, CS ポンプサクシジョンライン貫通部)、面積 10cm² で 14:48:30 に始まったと

仮定して、トリチェリの式により漏えい率を求めて計算した結果を Figure 1 示す。その 15:39:30 での値は 59.5 mm であり計測値と良くあっている。途中のふるまいも良くあっており仮説の正しさを示している。

2. 仮説の帰結 Figure 2 に上述した形態の漏えいが継続した場合の S/C 水位とトラス室 (T/R) 水位

の計算結果を示す。S/C 水位は 3 月 13 日 16 時 20 分頃にダウンカマー下端及び RCIC 排気管下端 (S/C 底部

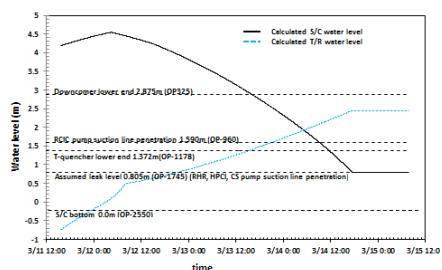


Figure 2 Calculated water levels in suppression chamber (S/C) and torus room (T/R) of 1FNNP Unit-2

から 2.875m) が露出するまで低下する。さらに 14 日 9 時 25 分頃には RCIC ポンプサクシジョンライン貫通部高さ (1.59m) まで水位が低下する。吸い込み口はこの貫通部よりも高いので 9 時頃に RCIC ポンプがプール水汲み出し不能となり機能を喪失する。14 日 11 時 50 分頃にはクエンチャー下端 (1.372m) が露出するまで水位が低下するので、遅くともこれ以降プール水による水蒸気凝縮機能と放射性物質スクラビング効果が喪失する。14 日 17 時 40 分頃漏えい高さ (0.805m)

まで水位が低下するので漏えいが停止する。T/R 水位は 14 日 5 時 20 分頃から S/C 水位よりも高くなる。

参考文献 [1] 東京電力、未解明問題に関する検討第 4 回進捗報告、添付資料 2-13、2015 年 12 月

[2] 田辺、「世界」2017 年 10 月号、岩波書店、[3] 田辺、原子力学会 2017 年秋の大会予稿集 1 E17

*Fumiya Tanabe / ¹Sociotechnical Systems Safety Research Institute

福一 1 号機の燃料露出時における輻射伝熱による温度変化 簡易円筒モデルによる繰返し PC 計算

Temperature Change due to Radiative Cooling under the Fuel Rod Exposure in Fuku-Ichi No.1 Reactor
Recursive Calculation of Temperature using a simplified Cylinder Model

*米山 潔¹ 渡邊一男² 木原晃一³ 川野孝平⁴

¹H.O.米山 ²WNR-Cx 渡邊研究処 ³東京ガス ⁴八王子市民放射能測定室

福一 1 号機の水素発生時期の推定には諸説²⁾があり解明を試み、炉心の球殻モデル¹⁾に続き、今回は円筒とした 3 次元簡易モデルによる解析を行なった。燃料露出後 35 分で水素発生時の 1500℃に至るとの球殻モデルとほぼ同様の結果を得ており、モデルは簡易であっても基本的技術検討には十分なことを確認した。

キーワード: 輻射伝熱、福一原発 1 号炉、PC 計算、ジルコニウム・水蒸気反応、円筒モデル

1. 緒言

2021 年春の年会で球殻モデルによる水素発生時間の計算を報告¹⁾した。討議において円筒モデル試行への示唆があり、今回その結果を報告し、併せて 1 号機水素発生時期問題との関連を考察する。

2. 条件設定、計算方法と計算結果

前報¹⁾の球殻モデルと同じく崩壊熱を定常運転の 1%と設定した。燃料棒の熱容量は酸化ウランのみとした。

反応炉の燃料を半径 2 m、高さ 4 m の円筒に近似し、半径方向に 10 分割、上下方向に 20 分割の要素とした。燃料の熱容量は酸化ウランの比熱に各要素の重量比を乗じた。半径方向輻射熱は次式で表せる。

$$q = \varepsilon E_q \sigma A (T_1^4 - T_2^4) \quad (1)$$

計算時間間隔を 1 秒とした。崩壊熱を 1%とした場合の温度変化を図 1、温度分布を図 2 に示す。

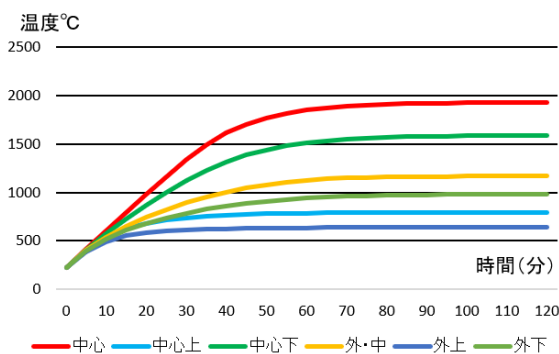


図 1. 各位置での温度変化

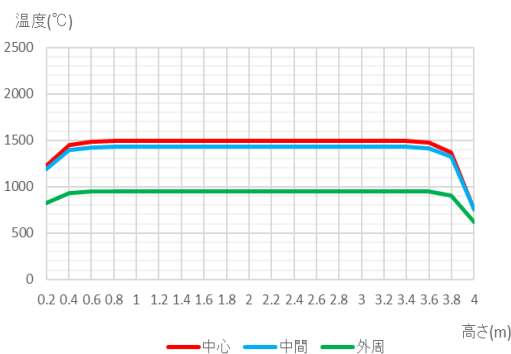


図 2. 上下間の温度分布 (35 分後)

3. 考察・結論

図 1 の炉心中心温度は炉心露出後 35 分にジルコニウムが水素発生する 1500℃になる。これは球殻モデル¹⁾と一致する。外周部各端点温度は、球殻モデルの外周 982℃に対して、中段位置の 953℃であり、上端では 620℃であった。図 2 は 35 分後の円筒モデルでの上下間の温度分布である。円筒中心軸上では、上端 754℃が下端 1228℃より低い温度となっている。これは上端の放射冷却効果が下端の熱伝導よりも大きいことを示す。文献²⁾で、炉心の冷却は放射冷却が主で、熱伝導は無視できるとの記述と一致する。中心温度変化は球殻も円筒も変わらない。しかし今後の課題となる、炉心の一部に水が浸かる解析には円筒モデルが欠かせない。

参考文献

- [1] 米山潔、渡邊一男 福一 1 号機の燃料露出時における輻射伝熱による温度変化 (2). 原子力学会 2021 年春の年会
[2] 増補改訂版 炉心溶融・水素爆発はどう起こったか、石川迪夫, 日本電気協会新聞部 (2018)

*Kiyoshi Yoneyama¹ (¹H.O.Yoneyama), Kazuo Watanabe² (²Watanabe Lab. for WNR-Cx) Kouichi Kihara³ (³Tokyo Gas Co.)
Kouhei Kawano⁴

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

[3L05-11] Fast Reactor Thermal Hydraulics

Chair: Masaaki Tanaka(JAEA)

Fri. Sep 9, 2022 10:35 AM - 12:30 PM Room L (E1 Bldg.4F No.44)

[3L05] Evaluation of core thermal hydraulics in pool-type SFR

*Junji Endo¹, Hiroyuki Hagiwara¹, Akira Imamura¹, Tomo Imamura¹, Ezure Toshiki², Hamase Erina², Masaaki Tanaka² (1. MFBR, 2. JAEA)

10:35 AM - 10:50 AM

[3L06] Development of the integrated analysis model for the ex-vessel phenomena in the sodium-cooled fast reactor

*Mitsuhiro Aoyagi¹, Akihiro Uchibori¹, Toru Makino², Hiroshi Ohki³ (1. JAEA, 2. NESI, 3. NDD)

10:50 AM - 11:05 AM

[3L07] Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor

*Akihiro Uchibori¹, Yasushi Okano¹, Takashi Takata¹ (1. JAEA)

11:05 AM - 11:20 AM

[3L08] Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor

*Takashi Abe¹, Hirotaka Nakahara¹, Mitsuhiro Aoyagi² (1. HGNE, 2. JAEA)

11:20 AM - 11:35 AM

[3L09] Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor

*Masateru Sonehara¹, Mitsuhiro Aoyagi¹, Wataru Kosaka¹, Akihiro Uchibori¹, Yasushi Okano¹ (1. JAEA)

11:35 AM - 11:50 AM

[3L10] Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor

*Tohru Suzuki¹, Haruki Honda¹, Shuntaro Aono¹, Ken-ichi Kawada², Shinya Ishida², Yasushi Okano² (1. Tokyo City University, 2. JAEA)

11:50 AM - 12:05 PM

[3L11] Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor

*Yuji Ohishi¹, Tomoya Takatani¹, Hiroaki Muta¹, Toshiki Kondo², Shin Kikuchi² (1. Osaka Univ., 2. JAEA)

12:05 PM - 12:20 PM

タンク型炉の炉心部熱流動評価

Evaluation of core thermal hydraulics in pool-type SFR

*遠藤 淳二¹, 萩原 裕之¹, 今村 亮¹, 今村 友¹

江連 俊樹², 浜瀬 枝里菜², 田中 正暁²

¹三菱 FBR システムズ, ²日本原子力研究開発機構

タンク型ナトリウム冷却高速炉（タンク型炉）の集合体内について、燃料ピンバンドル部の圧力損失特性及び熱特性が考慮できる熱流動解析モデルを作成し、外部電源喪失時を対象とした過渡解析により定格運転時から自然循環除熱移行後までの適用性について確認した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、タンク型炉、炉心 3 次元熱流動解析、燃料集合体熱流動解析

1. 緒言 タンク型炉の構造健全性評価及び安全評価に資するため、炉心部を含む原子炉容器内の多次元熱流動現象を把握し、自然循環除熱時における燃料集合体内部や集合体間ギャップ部の熱流動を適切に解析できる解析手法の構築が必要である。本報では、外部電源喪失時を対象に、既存のナトリウム試験を対象に妥当性確認解析を通じて構築してきた、炉心熱流動解析モデルを用いたタンク型炉の過渡熱流動解析結果について示す。

2. 解析モデル 図 1 に解析モデルの概略を示す。解析コードには STAR-CCM+を用い、乱流モデルに Realizable $k-\epsilon$ モデルを適用した。炉心部は、過渡事象の評価時の計算コスト合理化の観点から、図 2 に示すように、集合体内部の燃料ピン等の形状はモデル化せず多孔質体でモデル化し、解析メッシュは集合体内の温度分布を配慮して、現実的な計算時間で過渡解析が可能となるように分割した。ピンバンドル部には鉛直方向に Cheng ら^[1]、水平方向に Gunter ら^[2]の圧力損失式を適用し、サブチャンネル間の混合効果^[3]を考慮した。

3. 解析結果 図 2 に、解析結果の例として、内側炉心集合体周辺の鉛直方向流速分布を示す。炉心部において、定格運転時には、バンドル部の圧力損失差で集合体内部の周辺領域で流速が大きいが、自然循環除熱時には中心部の流速が大きくなる。すなわち、燃料ピン領域の圧力差や流量再配分に伴う集合体内の冷却材挙動を予測可能であることが分かる。また、1 次系冷却材流量は、自然循環除熱時に定格運転時の約 2% 流量が確保され、別途実施した 1 次元プラント動特性解析結果と概ね一致することを確認した。

4. 結論 炉心部を含む原子炉容器内を対象に解析モデルを構築し、過渡解析を実施した結果、集合体内の冷却材挙動を捉えられ、炉心部の熱流動評価が可能であることを確認した。また、1 次系冷却材の時間変化は、1 次元動特性解析結果とほぼ一致し、過渡特性が適切に再現できることを確認した。

謝辞 経済産業省からの受託事業である「令和 3 年度高速炉に係る共通基盤のための技術開発」の一環として実施した成果である。

参考文献 [1] S. K. Cheng et al., Nuclear engineering and design 92.2, 227-251,

(1986)、[2] Gunter, A.Y. and Shaw, W.A., ASME Transactions, 67, 643-660, (1945)、[3] 西村ら、PNC-TN9410-96-289, (1996)

*Junji Endo¹, Hiroyuki Hagiwara¹, Akira Imamura¹, Tomo Imamura¹, Toshiki Ezure², Erina Hamase², Masaaki Tanaka²

¹Mitsubishi FBR Systems, ²Japan Atomic Energy Agency

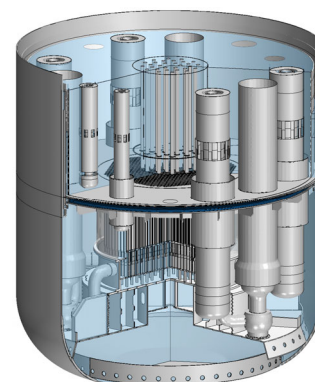


図 1 解析モデルの概略

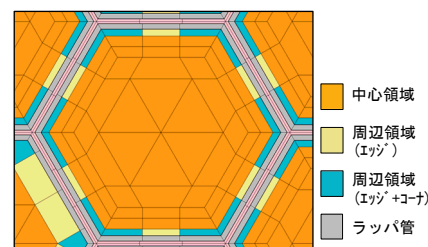


図 2 燃料集合体内メッシュ分割

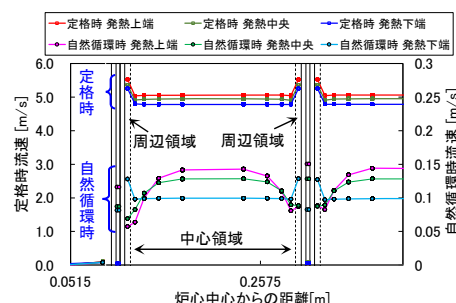


図 3 炉心部流速分布

ナトリウム冷却高速炉における炉外事象解析の統合化手法開発

Development of the integrated analysis model for the ex-vessel phenomena in the sodium-cooled fast reactor

*青柳 光裕¹, 内堀 昭寛¹, 牧野 徹², 大木 裕³

¹JAEA, ²NESI, ³NDD

ナトリウム冷却高速炉の過酷事故における炉内・炉外事象を一貫評価する解析コードとして、SPECTRA の開発を行っている。本研究では、ナトリウム燃焼やナトリウム-コンクリート相互作用等の重量事象への適用性強化として、炉外事象における熱・物質輸送解析の統合化モデルを開発する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，過酷事故，炉外事象，ナトリウム燃焼，ナトリウム-コンクリート相互作用

1. 緒言

ナトリウム (Na) 冷却高速炉では冷却材が漏えいすると、Na が酸素等と反応する Na 燃焼や、水素発生が懸念される Na-コンクリート相互作用が生じうる。炉心損傷を伴う過酷事故とともに、上記の炉外事象も統合的に評価可能とするため、統合安全性評価コード SPECTRA の開発が進められている[1]。本研究では、Na プール燃焼と Na-コンクリート相互作用を統合的に評価するための熱・物質輸送モジュールを開発する。

2. 統合化モデルの開発

2-1. 解析手法

開発した熱・物質輸送モジュールは、Na プールを含む床コンクリートにおいて、Na プール燃焼や Na-コンクリート相互作用を詳細評価する物理領域を区別することにより、複合現象を統合的に評価する。例えば図のように Na プールとコンクリートの間には浸食領域を設定し、その領域内は別途開発する個別事象モジュールで詳細評価する。浸食に伴い移動する領域界面の位置や界面での熱流束等をモジュール間で受け渡す。

2-2. 解析条件及び結果

個別評価を除く熱・物質輸送の動作確認として、2次元円筒座標系 (r-z) において、Na 燃焼と Na-コンクリート相互作用による発熱及び浸食速度をそれぞれ一定値で与えた解析を実施した。解析の結果、図中(a)に示すように液体 Na 供給により Na プールが拡大するとともに、コンクリート浸食に伴って浸食領域が変化する。図中(b)には同時刻での温度分布を示す。380 秒における i=5 の位置のように、浸食開始前には、Na プールからコンクリートへ熱が逃げるため、外側のプール温度は低下する。このように Na 燃焼及びコンクリート浸食時の熱・物質輸送について、想定した結果が得られた。

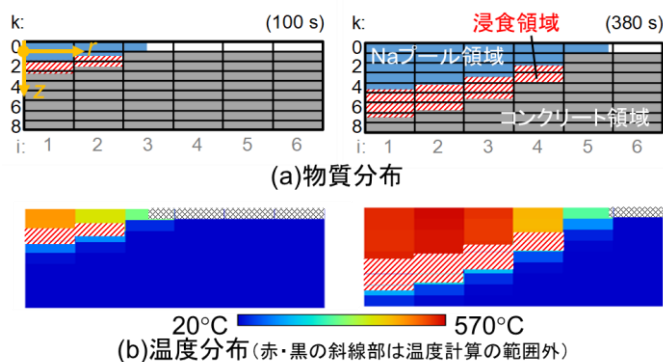


図 Na 燃焼・コンクリート浸食模擬の解析結果

Na 冷却高速炉における炉外事象評価の統合化モデル開発として、熱・物質輸送モジュールを構築し、コンクリート浸食等に伴う物質分布及び温度分布の変化を解析する基本的な機能を確認した。

参考文献

[1] 内堀, 他, 原子力学会 2022 年春の年会, 1C07.

*Mitsuhiro Aoyagi¹, Akihiro Uchibori¹, Toru Makino² and Hiroshi Ohki³

¹JAEA, ²NESI, ³NDD.

多様な革新的ナトリウム冷却高速炉における 統合安全性評価シミュレーション基盤システムの開発 (6) シミュレーション基盤システムの適用性拡張へ向けたモデル基本構築

Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation
in various innovative sodium-cooled fast reactor

(6) Model development for applicability expansion of simulation system

*内堀 昭寛¹, 岡野 靖¹, 高田 孝¹

¹JAEA

革新的ナトリウム冷却高速炉を対象に、統合安全性評価シミュレーション基盤システム（SPECTRA コード）の適用性拡張を進めている。本件では、研究の全体概要、並びに炉内側質点系冷却材挙動モデルの基本構築と妥当性確認結果を報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉, シビアアクシデント, 安全性評価, 数値シミュレーション

1. 緒言

ナトリウム（Na）冷却高速炉の多様な事故シナリオを評価し、安全性向上に資するため、プラント全体の挙動を予測可能な数値シミュレーション技術を開発している[1]。その基盤システムとして、シビアアクシデント（SA: Severe Accident）時の炉内／炉外事象を一貫評価する SPECTRA コード[2]を適用する。本開発は、シミュレーションの適用性拡張に資する解析モデルの構築、小型モジュール高速炉への適用、産業界への提供を前提としたユーザー利便性向上、燃料の融体熱物性データベース構築から構成されている。プラント全体への適用性向上に資する炉内側質点系冷却材挙動モデルの基本構築結果を以下に述べる。

2. モデル基本構築

炉内側質点系冷却材挙動モデルは、SA 時の液体 Na と多成分気相からなる圧縮性混相流を対象とする。多流体モデルを選定し、計算高速化のため完全陰解法を採用している。構築したモデル単体の検証として、圧力損失を有する 1 次元流路の両端に一定の圧力差がある問題（流速・圧力検証）、単一のコントロールボリュームに初期温度と異なる温度の流体が流入する問題（温度検証）をそれぞれ解析し、いずれの結果も理論解と一致することを確認した。図 1 は、前者の問題における比較を示している。次に、高温高压水が封入された管の片側端面を開放した際の挙動を調べた Edwards pipe blow down 実験[3]を解析した。図 2 に示す通り、開放端面に近い位置から順に（P1→P2→P3）圧力が減少し、その後、相変化の影響で圧力は停滞している。この挙動は文献[3]の実験結果とよく一致し、圧縮性を伴う混相流解析モデルとしての妥当性を確認した。本モデルを既構築の炉内多次元モデルと圧力方程式でカップリングする計画である。この手法は、接続部で境界条件を引き渡す場合に生じる問題を回避し、プラント全体を効率的かつ精緻に評価可能とする。

3. 結言

プラントシステム全体への適用性向上に資する炉内側質点系冷却材挙動モデルを構築し、単体での妥当性を確認した。

*本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0220354598 の助成を受けたものです。

参考文献

[1] 高田, 他, 原学会 2021 年秋, 1J05. [2] A. Uchibori, et al., International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles FR22, 2022. [3] A. R. Edwards and T. P. O'Brien, Journal of British Nuclear Energy Society, 1970.

*Akihiro Uchibori¹, Yasushi Okano¹ and Takashi Takata¹

¹Japan Atomic Energy Agency

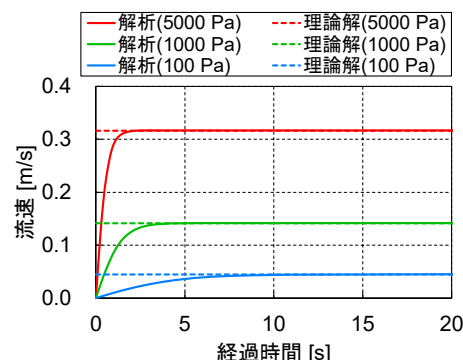


図 1 流速・圧力計算機能検証結果

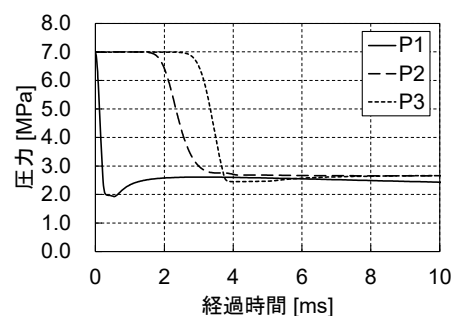


図 2 圧縮性気液二相流解析結果

多様な革新的ナトリウム冷却高速炉における
統合安全性評価シミュレーション基盤システムの開発
(7) RVACS モデルの基本構築

Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation
in various innovative sodium-cooled fast reactor

(7) Development of RVACS model for application to PRISM-type reactor

*阿部 崇¹, 中原 宏尊¹, 青柳 光裕²

¹日立 GE ニュークリア・エナジー, ²JAEA

統合安全性評価シミュレーション基盤システムについて、PRISM 型原子炉への適用性拡張を進めている。その一環として、空気の自然循環により除熱する受動的崩壊熱除去系 RVACS に対応する解析モデルの基本部分を構築し、CFD を用いて検証を行った。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉, RVACS, 自然循環, 数値シミュレーション

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の統合安全性評価シミュレーション基盤システムとして、シビアアクシデント (SA) 時の炉内／炉外事象を一貫して評価する SPECTRA コードが開発されており、小型モジュール高速炉である PRISM (Power Reactor Innovative Small Module) 型原子炉への適用性拡張を目標に更なる開発が推進されている^[1]。本報では、小型炉特有の自然循環型受動的崩壊熱除去系 RVACS (Reactor Vessel Auxiliary Cooling System) に対する解析モデルの基本部分を構築し、CFD を用いて検証した成果を報告する。

2. 実施内容及び成果

2-1. RVACS モデルの基本構築

モデル化の範囲及び概念を図に示す。原子炉容器から吸排気塔までの伝熱経路上の構成要素とし、SPECTRA コードに組み込んだ際の計算負荷抑制を図るため、質点系の計算モデルとして空気流量や伝熱計算 (熱伝導、熱伝達、熱輻射) に用いる計算式の選定を実施した。また、これらの計算式を基に SPECTRA コードへ組み込むための一部プログラミングを実施した。

2-2. RVACS モデルの検証

設計データが公開され、事前安全評価 (NUREG-1368, 1994) が実施されている PRISM Mod-A 原子炉を対象とした CFD 解析を実施し、質点系の RVACS モデルのベンチマークとすることで、単体機能確認を行った。解析結果の比較を表に示す。空気流量、空気出口温度、除熱量が両者のモデルで良く一致しており、質点系の RVACS モデルが適切に計算されることを確認した。

3. 結言

RVACS に対する解析モデルの基本部分を構築し、CFD を用いて単体機能の検証を行った。今後、CFD 解析をベンチマークに RVACS モデルを組み込んだ SPECTRA の検証を実施する。

*本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0220354598 の助成を受けたものです。

参考文献

[1] 内堀, 他, 日本原子力学会 2021 年秋, 1J06

*Takashi Abe¹, Hirotaka Nakahara¹ and Mitsuhiro Aoyagi²

¹Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., ²Japan Atomic Energy Agency

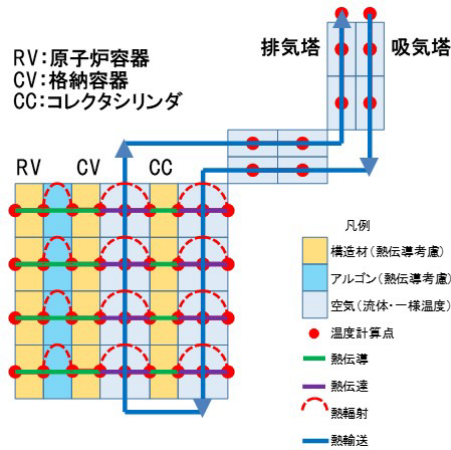


図 RVACS 質点系モデルの範囲

表 CFD ベンチマークとの比較

解析モデル	空気流量	空気出口温度	RVACS 除熱量
CFDモデル	25.3kg/s	150.7℃	2.88MW
質点系モデル	25.3kg/s	150.3℃	2.87MW

多様な革新的ナトリウム冷却高速炉における 統合安全性評価シミュレーション基盤システムの開発 (8) ユーザー利便性向上に向けた評価ツールの基本構築

Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation
in various innovative sodium-cooled fast reactor

(8) Development of evaluation tool for user convenience

*曾根原 正晃¹, 青柳 光裕¹, 小坂 亘¹, 内堀 昭寛¹, 岡野 靖¹

¹JAEA

統合安全性評価シミュレーション基盤システムの民間への供与を前提としたユーザー利便性向上のため、AIを用いた設計最適解探索ツール、入力GUI化及び品質保証自動化ツールの基本部分を構築し、基礎的な課題を用いて動作確認を行った。

キーワード：SPECTRA, 人工知能, グラフィカルユーザーインターフェース, 品質保証

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉におけるシビアアクシデント事象の一貫解析評価ツールとして、SPECTRA コードを開発し、その高度化を進めている[1]。同コードは産業界での幅広い利用を目指しており、解析を実施するユーザーの利便性が重要となる。本報ではAI (Artificial Intelligence) を用いたプラント設計の最適化手法や、入力作成のGUI (Graphical User Interface) 化、品質保証作業の自動化手法の開発成果を報告する。

2. 開発成果

2-1. AI を用いた最適解探索手法の開発

一般に、安全対策の効果とその他の各種コストはトレードオフの関係にあり、最適化による適切な安全対策の検討が必要となる。本開発では、産業界における設計最適化へのAI技術適用例等[2]を参考に、SPECTRA コードによる安全性の評価と、コスト評価を組み合わせた最適解探索のため教師あり学習を適用し、パラメータ探索の試行回数を合理化するツールの開発を行った。図に、安全性要素関数、経済性要素関数の和からなる目的関数が最小となる最適パラメータ値を探索した結果を示す。繰り返し計算の中で、これまでに得られた目的関数値の勾配計算を基に、より小さい目的関数値を求めた後、ニューラルネットワークによりその値に対応するパラメータを予測する。図に示す通り、本手法により最適解へ正しく到達することを確認した。本件では単一パラメータを対象としたが、今後は多変数系へ拡張する計画であり、そのための概念設計を実施した。

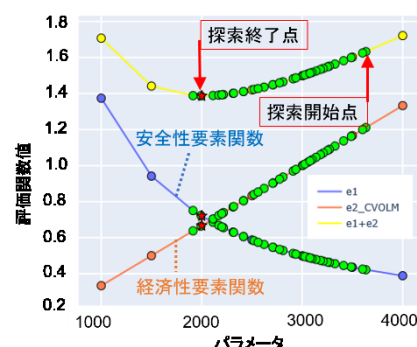


図 評価関数最適解探索結果

2-2. ユーザーインターフェースの整備

解析者の作業負担低減および入力ミスの発生防止のため、SPECTRA コードの炉外モジュールに対する入力データ作成用GUIツールの構築・実装を実施した。これにより不適切な入力を制限するほか、マウスドラッグにより自由に解析体系を構築することが可能となっている。また、入力データのプログラム中への格納チェックに関する品質保証自動化プログラムを構築した。

3. 結言

統合安全性評価シミュレーションシステム SPECTRA のユーザー利便性向上として、最適化手法の開発、GUI整備、品質保証作業の自動化手法の開発について、各ツールの基本構築を完了した。

*本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0220354598 の助成を受けたものです。

参考文献

[1] 青柳, 他, 原学会 2021 年秋, 1J07.

[2] Liu, B., et al. *Applied thermal engineering* 2013, 55.1-2: 26-32.

* Masateru Sonehara¹, Mitsuhiro Aoyagi¹, Wataru Kosaka¹, Akihiro Uchibori¹ and Yasushi Okano¹

¹ Japan Atomic Energy Agency

多様な革新的ナトリウム冷却高速炉における 統合安全性評価シミュレーション基盤システムの開発 (9) 炉心溶融評価に向けた定常照射解析モデルの構築

Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation
in various innovative sodium-cooled fast reactor

(9) Development of steady-state irradiation model for core melting evaluation

*鈴木 徹¹, 本多栄輝¹, 青野隼太郎¹, 川田賢一², 石田真也², 岡野 靖²

¹ 東京都市大, ² JAEA

統合安全性評価シミュレーション基盤システム SPECTRA の一部として、炉心損傷事故を解析するモジュールの開発を進めている。本報では、炉心溶融評価の初期条件を与える上で必要となる定常照射時における解析モデルの構築、及び既存試験との比較による同モデルの妥当性の確認について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、シビアアクシデント、炉心損傷事故、炉心溶融モデル、SPECTRA

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉（SFR）の炉心損傷事故（CDA）を初期状態から最終状態まで一貫して評価するため、SPECTRA の炉心溶融モジュールを4ヵ年計画で開発している。2年目の令和3年度には、前年度までに策定した基本設計に基づいてプログラミングを進め、MOX 燃料ピンを対象として定常照射時の解析に必要なモデルを開発／導入するとともに、その妥当性に関する検討を実施した。

2. 定常照射モデルの開発

定常照射時の解析で評価すべき主な現象として、燃料ピンの①熱的挙動、②変形挙動、③燃料ペレット内の空孔の移動、④FP ガスの生成と放出が挙げられる。燃料ピンの①熱的挙動に関しては、燃料ペレットから冷却材までの径方向1次元的な熱の移動を模擬し、径方向の温度分布を算出するモデルを構築した。②変形挙動に関しては、燃料ピンに係る応力によって生じるひずみと熱膨張を考慮して変形量を計算するモデルを構築した。③燃料ペレット内の空孔の移動に関しては、空孔内の温度勾配に伴う局所的な燃料の蒸発と凝縮に起因する空孔の移動（空孔内では高温となるペレット中心側で燃料が蒸発し、低温となるペレット外縁側で凝縮が生じるため、結果的に空孔がペレット中心に向かって移動する）と照射時における燃料ペレットの中心空孔の形成を再現するモデルを開発した。④FP ガスの生成と放出に関しては、原子炉出力に応じて FP ガスの生成量を評価するとともに、燃料ペレットから主に拡散現象によって FP ガスが放出される挙動を Booth モデル[1]に基づいて評価するモデルを開発した。以上の各モデルを燃料溶融モジュールに実装した。

3. モデルの妥当性の確認

燃料ペレット内の空孔の移動や FP ガスの放出など、定常照射時に燃料ペレットで生じる現象が前述の各モデルを導入した炉心溶融モジュールで適切に評価できることを確認するため、Rig1 ピンを用いた CABRI 試験[2]を対象として検証解析を実施した。過渡挙動において重要となる燃料ペレット内の FP ガス保持量の径方向分布について比較すると、図1に示すように、本モデルを導入した解析結果は試験結果を適切に再現しており、定常照射時の燃料挙動に関するモデルの妥当性を確認することができた。

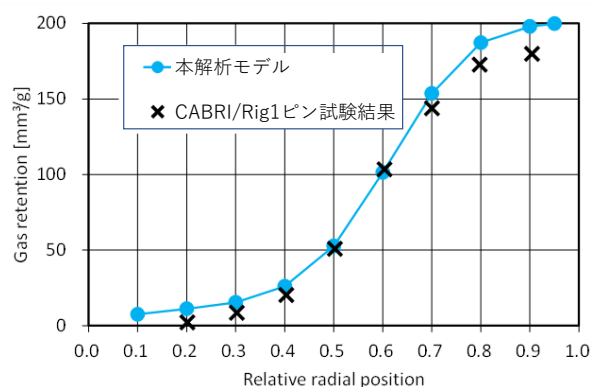


図1 FPガス保持量に関する本モデルと試験結果の比較

4. 結論

SPECTRA に実装する炉心溶融モジュールのプログラミングを進め、炉心溶融評価の初期条件を与える上で必要となる定常照射時の熱的挙動、変形挙動、燃料ペレット内の空孔の移動、及びFP ガスの生成・放出を扱うモデルを構築した。既存試験との比較を通して構築したモデルの妥当性を確認した。

*本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0220354598 の助成を受けたものである。

参考文献

- [1] A. H. Booth, A method of calculating fission gas diffusion from UO₂ fuel and its application to the X-2-f loop test, CRDC-721.
- [2] S. Perez-Martin, et al., Analysis of the CABRI 1 single fuel pin LOF experiment B11 with SAS SFR code including two phase sodium behaviour, Proc. ICAPP 2014, Charlotte, North Carolina, USA, April 6-9, 2014.

*Tohru Suzuki¹, Haruki Honda¹, Shuntaro Aono¹, Ken-ichi Kawada², Shinya Ishida² and Yasushi Okano²

¹Tokyo City Univ., ²Japan Atomic Energy Agency

多様な革新的ナトリウム冷却高速炉における 統合安全性評価シミュレーション基盤システムの開発 (10) 融体熱物性の測定装置の構築

Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor

(10) Development of measurement equipment for thermophysical properties of molten materials

*大石 佑治¹, 高谷 友哉¹, 牟田 浩明¹, 近藤 俊樹², 菊地 晋²

¹大阪大学, ²JAEA

核燃料を含む金属及び酸化物系溶融物の粘性等の熱物性を測定し、融体熱物性データベースを構築する。本件では、ウランを含む融体の熱物性について浮遊法を用いて測定するための装置を構築し、測定に供する試料の作製方法を検討した。

キーワード：炉心溶融物, 熱物性, 浮遊法

1. 緒言

本研究ではホット融体物性評価用の浮遊溶融装置を作製し、溶融 UO_2 ならびに溶融 U を含む融体の熱物性を評価し、熱物性データベースを構築することを目的としている。特に高融点である UO_2 の物性評価においては、共晶反応を利用することで液相温度を低下させ、外挿により UO_2 の物性を評価する。酸化物系試料についてはガス浮遊法を、金属系試料についてはガス浮遊法と静電浮遊法を用いる。前報[1]では主に計画を報告した。本報では、物性評価のための測定装置の構築と試料の準備状況について報告する。

2. 熱物性測定装置

2-1. UO_2 及び MCCI 生成物の溶融物性評価 (ガス浮遊法)

ガス浮遊チャンバーを作製し、図 1 のように Al_2O_3 を浮遊溶融させた。 Al_2O_3 の密度と粘性を測定した結果、測定値は文献値と良く一致しており、装置の機能に問題がないことを確認した。 $(\text{Al}_2\text{O}_3\text{-UO}_2)$ 共晶組成のバルク試料と (CaO-UO_2) 共晶組成のバルク試料を焼結により作製した。SEM-EDX 分析により、元素が均一に分布しており、浮遊溶融試験に用いることが可能であることを確認した。

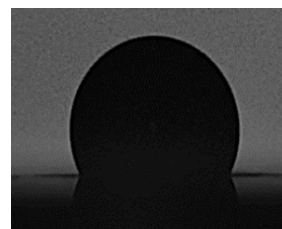


図 1 ガス浮遊法により浮遊溶融した Al_2O_3 。

2-2. 金属燃料及び共晶物や MCCI 生成物の溶融物性評価 (ガス浮遊法及び静電浮遊法)

ガス浮遊法を用いて金属燃料の物性測定が可能であることを確認するために、水を混合したガスを浮遊ガスとして用いて Gd と Ce を浮遊溶融させた。酸化重量法により、これらの試料について顕著な酸化はしないことを確認した。また、静電浮遊装置 (図 2) を作製し、試料の浮遊が可能であり装置の機能に問題がないことを確認した。試料については、 U-Fe と U-Zr 系試料をアーク溶解法により作製した。試料断面の SEM-EDX 分析により、元素が均一に分布しており浮遊溶融試験に用いることが可能であることを確認した。

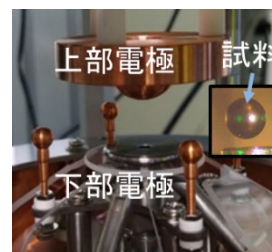


図 2 静電浮遊装置。

*本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0220354598 の助成を受けたものです。

参考文献 [1] 大石佑治 他、日本原子力学会 2021 年秋の大会、発表番号 1J09

*Yuji Ohishi¹, Tomoya Takatani¹, Hiroaki Muta¹, Toshiki Kondo², and Shin Kikuchi²

¹Osaka Univ., ²JAEA

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

[3N01-03] Nuclear Data Measurement 1

Chair: Atsushi Kimura (JAEA)

Fri. Sep 9, 2022 10:00 AM - 10:50 AM Room N (E2 Bldg. 1F No.102)

[3N01] Re-experiment for evaluation of energy resolution for pulsed neutron source in the KURNS-LINAC

*Yasunori Matsuo¹, Jun-ichi Hori², Yoshiyuki Takahashi², Hiroshi Yashima², Kazushi Terada², Takashi Kanda¹, Tadafumi Sano¹ (1. Kindai Univ., 2. Kyoto Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM

[3N02] Preliminary experiment for verification of thermal neutron scattering law data

*Jun-ichi Hori¹, Tadafumi Sano², Kazushi Terada¹, Yoshiyuki Takahashi¹, Hiroshi Yashima¹ (1. Kyoto Univ., 2. Kindai Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM

[3N03] Neutron-induced cross-section measurement of hydrogen containing materials: o-xylene, p-xylene and m-xylene

*Masahide Harada¹, Yutaka Abe², Makoto Teshigawara¹, Motoki Ooi¹, Yujiro Ikeda³, Kenichi Oikawa¹, Seiko Kawamura¹, Yasuhiro Inamura¹ (1. JAEA, 2. Kyoto Univ, 3. RIKEN)

10:30 AM - 10:45 AM

KURNS-LINAC パルス中性子源のエネルギー分解能評価のための再実験

Re-experiment for evaluation of energy resolution for pulsed neutron source

in the KURNS-LINAC

*松尾 泰典¹, 堀 順一², 高橋 佳之², 八島 浩², 寺田 和司², 神田 峻¹, 佐野 忠史¹

¹近畿大学, ²京都大学

2022年春の年会において共鳴パラメータが既知の Ta-181 からの捕獲 γ 線を TOF 法で測定することにより、KURNS-LINAC パルス中性子源について代表的な分離共鳴エネルギーにおけるエネルギー分解能の実験的な評価結果について報告した。同報告で見つかった課題を踏まえ再実験を実施した。

キーワード：KURNS-LINAC, エネルギー分解能, パルス幅, パルス中性子源, 飛行時間測定法

1. 緒言

2022年春の年会では、KURNS-LINAC パルス中性子源に直径 20cm の円筒形軽水モデレータを設置し、中性子源から中性子飛行距離が 12.65m において実験的に得られたエネルギー分解能を報告した。同報告では、Ta の第一共鳴 (4.3eV) のエネルギー分解能が 2.8% となり、他の共鳴と比べて特異的に大きい値であった。また、フィッティングから得られたモデレータ起因のエネルギー分解能は約 1.5% となり、想定していた分解能を上回る結果となった。その原因として、使用した Ta-181 サンプル中での中性子自己遮蔽効果並びに測定系の TOF データと波高値データの同時計測回路に問題があったと考えられた。そこで、本研究ではサンプルの厚さを前回より薄くし、測定系を最適化して再実験を実施した。

2. 実験と解析

本実験では前回の実験を忠実に再現するように体系を構成し^[1]、飛行距離 12.65m において Ta サンプルからの中性子捕獲ガンマ線を全吸収型 BGO 検出器を用いて測定し TOF スペクトルを得た。ただし、測定試料 (Ta) には前回用いた厚い試料 (0.2mm) に加えて薄い試料 (0.03mm) も使用し、更に測定回路系のデータ処理機器を変更した。本測定はビームパルス幅を 0.1, 1, 4 μ sec として測定を行い、正味の TOF スペクトル中に分離して観測された代表的な共鳴に対してガウスフィッティングすることで共鳴ピークの半値幅を求めた。また、粒子・重イオン輸送計算コード (PHITS3.23) 及び JENDL-4.0 を用いて試料固有の共鳴幅を計算し、共鳴幅と実験的に求めた半値幅を比較することでエネルギー分解能を評価した。

3. 結果

エネルギー分解能 ($\Delta E/E$) の評価結果を図 1 に示す。Ta の第一共鳴 (4.3eV) の $\Delta E/E$ は、パルス幅 4 μ sec では 0.6%、パルス幅 0.1 μ sec では 0.5% になった。今回得られた結果は前回の結果 2.8% に比べて小さい値であり、想定範囲内の値を得ることができた。また、いずれのパルス幅の測定においても、 $\Delta E/E$ が中性子エネルギーの増加に伴って線形に増加する傾向が 125eV 以下のエネルギー領域で観測された。更に、図 1 から明らかなように、モデレータ起因のエネルギー分解能は 0.5% 以下となる見通しを得た。

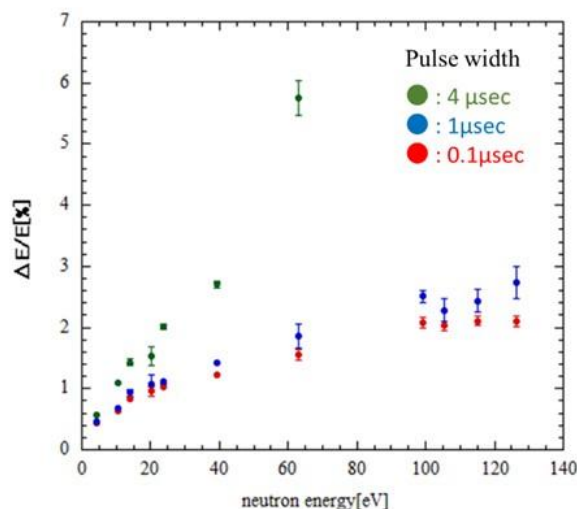


図1 エネルギー分解能評価結果

参考文献

[1] 松尾他、原子力学会 2022 年春の年会、2A07、(2022 年)

* Yasunori Matsuo¹, Jun-ichi Hori², Yoshiyuki Takahashi², Hiroshi Yashima², Kazushi Terada², Takashi Kanda¹, Tadafumi Sano¹

¹Kindai University, ²Kyoto University

熱中性子散乱則データ検証に向けた予備実験

Preliminary experiment for verification of thermal neutron scattering law data

*堀順一¹, 佐野忠史², 寺田和司¹, 高橋佳之¹, 八島浩¹

¹京都大学, ²近畿大学

評価済み核データライブラリに収納されている熱中性子散乱則データを実験的に検証する手法を検討するための予備実験を行った。予備実験では、京大複合研電子線ライナック (KURNS-LINAC) からパルス中性子ビームを軽水体系に照射し、体系中の水素による中性子吸収に伴う捕獲ガンマ線の発生時間分布を TOF 法によって取得した。更に実験で得られた時間分布を評価済み核データライブラリを用いた数値計算の結果と比較した。

キーワード：熱中性子散乱則、検証実験、軽水、飛行時間分析法、京大複合研ライナック

1. 緒言

革新型原子炉では炉型によって従来の炉では経験のない構造材や減速材が用いられる可能性もあるため、それらの材料の核データ測定・評価に対する高度化ニーズに迅速に対応する必要がある。そこで、革新型原子炉開発において高度化が必要と想定される代表的な材料、核種を選定し、基盤となる核データ整備を目的として、2021 年度から 3 カ年計画で原子力システム研究開発事業「革新型原子炉開発のための核データ整備基盤の構築」を開始した。本プロジェクトの一環として、減速材候補材の熱中性子散乱則データに対する検証実験を系統的に実施する計画であり、今回は実験手法を検討するための予備実験を行った。

2. 実験・結果

本実験では、KURNS-LINAC のパルス中性子源を用いた。電子の加速エネルギーは約 30MeV、パルス幅 100ns、繰り返し周波数は 200Hz とした。中性子源にはモデレータを周りに置かない裸の Ta ターゲットを用いた。直径 30mm にコリメートした中性子ビームを中性子源から約 12m の位置に設置した昇温装置まで導いた。ビーム導管出口付近には熱中性子を遮へいするため厚さ 0.5mm の Cd シートを置いた。昇温装置の中心には直径約 8cm、高さ約 10cm の円柱形のステンレス製容器を置いた。容器内部を軽水で満たし、水温は熱電対でモニタした。中性子ビームの入射方向に対して-90 度方向に BGO 検出器を 1 台設置し、軽水体系中の水素による中性子吸収に伴う 2.2MeV の即発ガンマ線の発生時間分布を測定した。実験から得られた捕獲ガンマ線の発生時間分布と JENDL-4.0 と PHITS コードによる数値計算結果の比較を図 1 に示す。熱中性子散乱則データを考慮すると計算値は実験値に近づく傾向が見られたが、その効果は実験値を完全に再現するには至らなかった。最新の JENDL-5 を用いた数値計算との比較については当日の発表で報告する。

謝辞

本研究は文部科学省の原子力システム研究開発事業の助成を受けたものである。

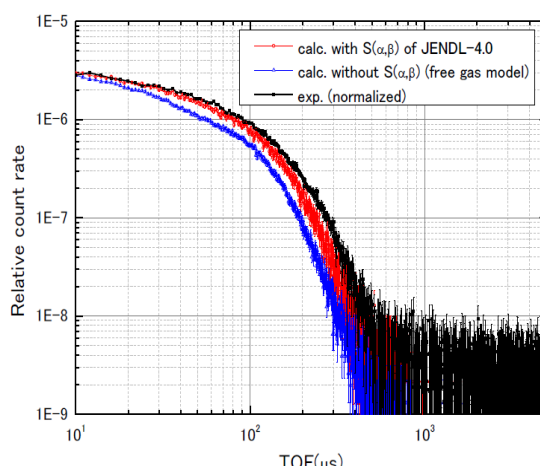


図 1 軽水体系からの 2.2MeV の中性子捕獲ガンマ線の発生時間分布の計算と実験の比較

* Jun-ichi Hori¹, Tadafumi Sano², Kazushi Terada¹, Yoshiyuki Takahashi¹ and Hiroshi Yashima¹

¹Kyoto University, ²Kindai University

20～300K における水素含有物質の中性子入射断面積測定 —o-キシレン、m-キシレン、p-キシレン—

Neutron-induced cross-section measurement of hydrogen containing materials at 20 ~ 300 K;

o-xylene, m-xylene and p-xylene

*原田 正英¹、安部 豊²、勅使河原 誠¹、大井 元貴¹、池田 裕二郎³、
及川 健一¹、河村 聖子¹、稲村 泰弘¹

¹原子力機構、²京都大学、³理研

J-PARC センターの物質生命科学実験施設に設置されている中性子実験装置 NOBORU 及び AMATERAS において、水素含有物質の冷熱中性子領域における温度依存の全断面積及び散乱断面積の測定を進めている。今回、異性体である o-キシレン、m-キシレン、p-キシレンを試料として測定し、断面積データを得た。

キーワード：水素含有物質、断面積測定、温度依存性、冷熱中性子領域、J-PARC、NOBORU、AMATERAS

要旨

大型中性子源や小型中性子源で使用されている減速材は、水素の高い減速特性から、水素含有物質を用いることが多い。冷熱中性子性能を決める全断面積や散乱断面積を含む散乱特性は、減速材選択の重要なデータである。しかしながら、これまで広く一般に使われてきたデータには、測定時期が古いものがあることや、測定方法もまちまちであることから、不確実性が存在する。そこで我々は、次世代中性子源開発に向け、2018年度より、系統的な水素含有物質の中性子入射断面積測定を開始した。これまでに、軽水、エタノール、メタノール、ベンゼン、トルエンについて報告した。今回の発表では、水素含有物質である o-キシレン、m-キシレン、p-キシレンについて報告する。

中性子入射による測定は、J-PARC センターの物質生命科学実験施設の中性子実験装置 NOBORU 及び AMATERAS を用いた。全断面積の測定は NOBORU で、散乱断面積の測定は AMATERAS でそれぞれ行った。試料はアルミニウム製セルに封入し、試料の温度は、20、100、200、300K 及び融点付近の温度点とした。全断面積の測定は、飛行時間法を用い、試料毎にエネルギー依存の中性子透過率を測定し、全断面積に変換した。散乱断面積は、チョッパーで複数のエネルギーにチョッピングし、散乱強度を測定することで、散乱断面積に変換した。

o-キシレン、m-キシレン、p-キシレンの全断面積の測定結果の一例を図 1 に示す。測定されたデータは、カーネルを用いないデータと異なる傾向を示している。また、約 20meV 以下では、温度による断面積の違いが顕著である。一方、全断面積の測定結果からは、異性体間の違いは明確には確認できなかった。

*Masahide Harada¹, Yutaka Abe², Makoto Teshigawara¹, Motoki Ooi¹, Yujiro Ikeda¹, Kenichi Oikawa¹, Seiko Kawamura¹ and Yasuhiro Inamura¹

¹JAEA, ²Kyoto Univ.

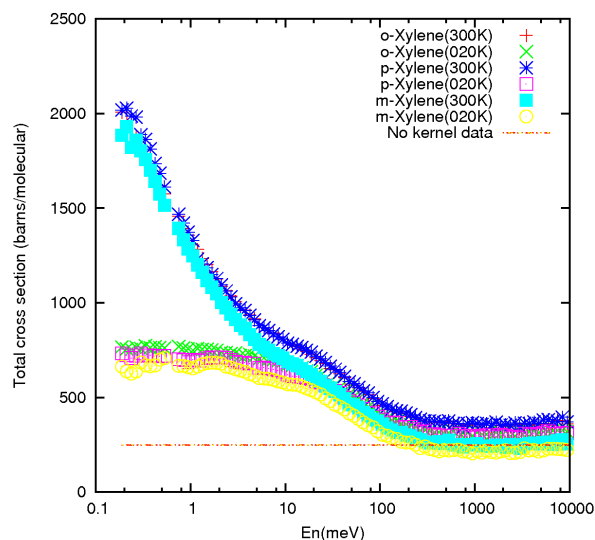


図 1、20K 及び 300K での o-キシレン、
p-キシレン、m-キシレンの全断面積の測定結果

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

[3N04-07] Nuclear Data Measurement 2

Chair: Jun-ichi Hori (Kyoto Univ.)

Fri. Sep 9, 2022 10:50 AM - 12:00 PM Room N (E2 Bldg. 1F No.102)

[3N04] Neutron capture cross-section measurement of lead-204 by mass spectrometry

*Shoji NAKAMURA¹, Atsushi KIMURA¹, Syunsuke ENDO¹, Yuji SHIBAHARA², Toshiyuki SHIZUMA³
(1. JAEA, 2. KURNS, 3. QST)

10:50 AM - 11:05 AM

[3N05] Neutron Capture Cross Section Measurement of ²⁴¹Am

*Gerard Rovira Leveroni¹, Atsushi Kimura¹, Shoji Nakamura¹, Shunsuke Endo¹, Osamu Iwamoto¹, Nobuyuki Iwamoto¹, Katabuchi Tatsuya², Yu Kodama², Hideto Nakano² (1. JAEA, 2. Tokyo Tech)

11:05 AM - 11:20 AM

[3N06] Measurement of photoneutron spectra for 17 MeV linearly polarized photon on Ta, W, and Bi targets

*Thuong Thi Hong Nguyen¹, Toshiya Sanami^{1,2}, Hirohito Yamazaki^{1,2}, Toshiro Itoga³, Yoichi Kiriwara⁴, Kenta Sugihara⁴, Mohd Faiz Mohd Zin¹, Shuji Miyamoto⁵, Yoshihiro Asano^{2,5} (1. SOKENDAI, 2. KEK, 3. JASRI, 4. JAEA, 5. Osaka University)

11:20 AM - 11:35 AM

[3N07] Dipole strength distribution in Pb-204

*Toshiyuki Shizuma¹, Shunsuke Endo², Atsushi Kimura², R Schwengner³, R Beyer³, T Hensel³, H Hoffmann³, A Junghans³, A Wagner³, N Tsoneva⁴ (1. QST, 2. JAEA, 3. HZDR, 4. ELI-NP)

11:35 AM - 11:50 AM

マスペクトロメトリーによる鉛 204 の中性子捕獲断面積測定

Neutron capture cross-section measurement of lead-204 by mass spectrometry

*中村詔司¹, 木村 敦¹, 遠藤駿典¹, 芝原雄司², 静間俊行³

¹原子力機構, ²京大複合研, ³量研

加速器駆動システムにおける未臨界炉には鉛冷却高速炉が考えられており、その設計には Pb 同位体の中性子捕獲断面積データが必要である。²⁰⁴Pb は、天然存在比は小さいが中性子捕獲反応により長寿命放射性核種 ²⁰⁵Pb を生成するため、その重要性は高いと考えられる。しかし、通常の中性子放射化法では、生成する ²⁰⁵Pb からの放射線を測定することが困難である。そこで、マスペクトロメトリーを適用した断面積測定を行ったので報告する。

キーワード: Pb-204, Pb-205, マスペクトロメトリー, 放射化法, JRR-3

1. 緒言 高レベル放射性廃棄物を低減するために、加速器と未臨界炉を組み合わせた加速器駆動システム(ADS)を用いた核変換研究が行われている[1]。ADS における未臨界炉には、液体 Pb 冷却材、あるいは Pb-Bi 冷却材を用いた高速炉が考えられている[2]。Pb 同位体の内 ²⁰⁴Pb は、天然存在比は 1.4%と小さいが、中性子捕獲反応により長寿命放射性核種 ²⁰⁵Pb(1730 万年)となるため、その断面積の重要性は高いと考えられる。しかし、通常の放射化法では、生成される ²⁰⁵Pb からの放射線を測定することが困難である。そこで、マスペクトロメトリーを適用した断面積測定を行った。

2. 実験 未照射試料の分析用に13.2 mgと照射用に15.1 mgの濃縮度99.4%の²⁰⁴Pb試料を用意した。Pb試料を、原子力機構のJRR-3研究炉の水力照射設備HR-2を用いて、20 MW出力運転で24日間の長期照射を行った。中性子束を評価するために、長期照射の前後にAu/Al合金線とMo箔のモニタセットを30分間照射した。照射期間中、熱出力データが一定であったことから、中性子束は一定であったと判断した。照射後、Pb試料とモニタを回収し、モニタの生成放射能をGe検出器によるガンマ線測定により求め、中性子成分を導出した。2回のモニタ測定から照射位置における熱外中性子成分は1%未満と良く熱化されていることを確認し、熱中性子束成分を $(7.56 \pm 0.19) \times 10^{13}$ n/cm²/secと求めた。照射済みと未照射のPb試料を、京大複合研に輸送して質量分析を行った。京大複合研に整備されている質量分析装置 TRITON-T1 (Thermo Fisher Scientific社製)を用いて分析を行った[3]。Pb試料の分析には、添加剤としてシリカゲルとリン酸(H₃PO₄)を用い、Reフィラメントによるシングルフィラメント法[4]で分析を行った。まず、未照射Pb試料を分析して、昇温条件などを調べ、試料の成績書の分析データと良く一致した結果を得た。次に、同じ条件で照射済みPb試料の質量分析を行った。未照射と照射済みPb試料について得られた質量スペクトルを、図1に示す。質量数205のピークに、²⁰⁴Pbの中性子捕獲による増加が生じていることが分かる。未照射Pb試料の分析から不純物²⁰⁵Tlが混在していることが分かったので、それによる同重体効果を補正して、²⁰⁵Pb/²⁰⁴Pb比を $(8.42 \pm 0.37) \times 10^{-5}$ と導出した。

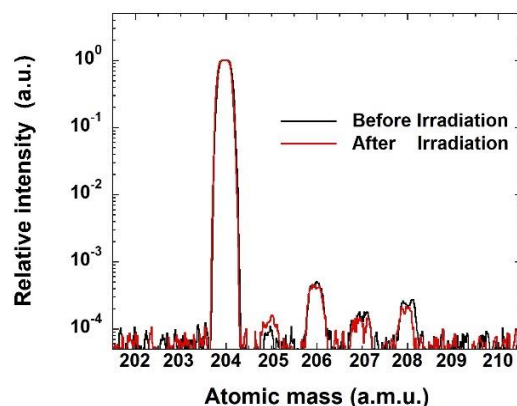


図1 未照射/照射済みPb試料の質量スペクトル

3. 結果及び決言 照射済み²⁰⁴Pb試料の同位体比²⁰⁵Pb/²⁰⁴Pbと照射時間24日(576時間)から反応率を $(4.06 \pm 0.18) \times 10^{-11}$ /secと求め、それを熱中性子束で割り込むことで、熱中性子捕獲断面積を、 0.537 ± 0.027 barnと導出することができた。今回得られた結果は、評価済み核データライブラリーJENDL-5やJEFF-3.3に採用されている0.703 barnより24%小さいことが分かった。本発表では、実験・解析について詳細に報告するとともに、得られた結果について議論する。

参考文献

- [1] Tsujimoto K, *et al.* Nuclear Technology. 2008; 161: 315-328. [2] Generation IV International Forum. GIF-002-00, 2002.
[3] Shibahara Y, *et al.* J. Nucl. Sci. Technol. 2017; 54(2): 158-166. [4] Platzner IT, Modern isotope ratio mass spectrometry. Wiley, Chichester, 1997.

* Shoji Nakamura¹, Atsushi Kimura¹, Shunsuke Endo¹, Yuji Shibahara² and Toshiyuki Shizuma³

¹Japan Atomic Energy Agency, ² Kyoto University Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, ³National Institutes for Quantum Science and Technology

Neutron Capture Cross Section Measurement of ^{241}Am

*Gerard Rovira¹, A. Kimura¹, S. Nakamura¹, S. Endo¹, O. Iwamoto¹, N. Iwamoto¹,
T. Katabuchi², Y. Kodama², H. Nakano²

¹ Nuclear Science and Engineering Center, Japan Atomic Energy Agency

² Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology

The neutron capture cross section of ^{241}Am was measured at the ANNRI beamline of J-PARC. The time-of-flight experimental technique together with the neutron filtering system were applied to determine the cross section for neutron energies from 10 eV to about 100 eV and at the averaged energies of 23.5, 51.5 and 127.7 keV. In the present work, alongside the cross section data, the results of a resonance shape analysis with the REFIT code are also included.

Keywords: J-PARC, ANNRI, ^{241}Am , Time-of-flight Measurement, Neutron Filter, Minor Actinide.

1. Introduction

Innovative nuclear facilities intend to use of high-level nuclear waste (HLW) as a major component in the fuel configurations. Thus, significant accuracy improvements in the nuclear data for such isotopes, which mainly include minor actinides (MAs), are required. In the recent sensitivity study of Iwamoto et al.[1], the improvement requirements for Accelerator-Driven System (ADS) were quantified, with the neutron capture cross section of ^{241}Am in the keV region as one of the major contributors to the ADS criticality uncertainty. Moreover, since ^{241}Am is one of most profuse MAs in spent nuclear fuel and, ^{241}Am presents one of the highest thermal neutron capture cross sections among all MAs, an accurate characterization of the neutron capture cross section of ^{241}Am from the thermal up to the keV region is of utmost importance for most reactor applications involving the use of ^{241}Am .

2. Experimental Setup

Experiments were performed using the NaI(Tl) spectrometer of the ANNRI beamline at J-PARC. Two different experimental techniques were applied in order to determine the neutron capture cross section from 10 meV up to the keV region. The time-of-flight (TOF) experiments were aimed at determining the neutron capture cross section in the resolved resonance region. However, due to the double bunch structure of the ANNRI beamline incident neutron beam, accurate results cannot be obtained in the keV region using the TOF technique. Hence, the present results were complemented with experiments using the novel neutron filtering system of ANNRI using $^{\text{nat}}\text{Si}$ and $^{\text{nat}}\text{Fe}$ as filter materials. Using this materials, accurate neutron capture cross section experiments can be performed at the averaged energies of 23.5 keV (Fe); and 51.5 and 127.7 keV (Si) bypassing the double bunch structure of the neutron beam [2].

3. Experimental Analysis

For the TOF experiments, the incident neutron flux was derived from the measurement of the 478 keV γ -rays emitted from the $^{10}\text{B}(n,\alpha\gamma)^7\text{Li}$ reaction from an enriched boron sample. The results were obtained after a normalization using a ^{197}Au sample measurement in which the first resonance was completely saturated. Moreover, in the neutron filter experiments, the neutron capture cross section of the ^{241}Am was determined relative to the ^{197}Au capture yield measured with a ^{197}Au sample.

4. Resolved Resonance Analysis.

A resonance shape analysis was performed using the REFIT in order to derive the resonance parameters for the ^{241}Am resonances. Moreover, through a statistical analysis of the fitting results, the mean level spacing, i.e., the average distribution of two consecutive levels, the average radiation width and the neutron strength function were determined in the present work.

5. Conclusions

The neutron capture cross section of ^{241}Am was measured in the ANNRI beamline of J-PARC in a combined experiment using the TOF and the neutron filtering techniques. The ^{241}Am cross section was determined from 10 meV up to 100 eV and at the averaged neutron energies of 23.5, 51.5 and 127.7 keV. In addition, a shape resonance analysis was performed with the REFIT code to derive the resonance parameters.

- [1] H. Iwamoto, K. Nishihara, T. Sugawara, and K. Tsujimoto, "Sensitivity and uncertainty analysis for a minor-actinide transmuter with JENDL-4.0," *Nucl. Data Sheets*, vol. 118, no. 1, pp. 519–522, 2014, doi: 10.1016/j.nds.2014.04.123.
- [2] G. Rovira *et al.*, "Neutron beam filter system for fast neutron cross-section measurement at the ANNRI beamline of MLF/J-PARC," *Nucl. Instruments Methods Phys. Res. Sect. A Accel. Spectrometers, Detect. Assoc. Equip.*, vol. 1003, no. April, p. 165318, 2021, doi: 10.1016/j.nima.2021.165318.

Measurement of photoneutron spectra for 17 MeV linearly polarized photon on Ta, W, and Bi targets.

*Thuong Thi Hong Nguyen¹, Toshiya Sanami^{1,2}, Hirohito Yamazaki^{1,2}, Toshiro Itoga³, Yoichi Kiriwara⁴, Kenta Sugihara⁴, Mohd Faiz Mohd Zin¹, Shuji Miyamoto⁵, Satoshi Hashimoto⁶, Yoshihiro Asano^{2,5}.

(1. SOKENDAI, 2. KEK, 3. JASRI, 4. JAEA, 5. Osaka Univ., 6. Hyogo Univ./LASTI)

The neutron spectra of the (γ, xn) reaction were measured for 17 MeV linearly polarized photons on Ta, W, and Bi targets at BL-01, NewSUBARU, Hyogo, Japan. The target mass and angular dependence will be discussed based on experimental data.

Keywords: photonuclear reaction, time-of-flight method, polarized photon, neutron spectrum.

1. Introduction: Cross-section and angular dependence of neutron production in the photonuclear reaction are necessary to estimate the activation and shielding thickness of electron accelerators. Up to now, the neutron spectra of 17 MeV polarized beam on medium-heavy targets were measured [1]. Two components were observed on the spectra, low-energy, and high-energy parts. The high-energy component showed a strong angular dependence. In the 1960s, angular dependence was parametrized as a coefficient for various targets [2]. Referring to this, a significant difference was reported for targets having Z numbers between 70 and 90. The coefficients of Ta and W were smaller about two times than those of Pb and Bi. It is interesting to see what difference will be observed on each spectrum for nuclei showing small and large coefficients. Thus, we measured the neutron spectra on Ta, W, and Bi nuclei at 17 MeV linearly polarized photon beam along with available data of Au and Pb in [1].

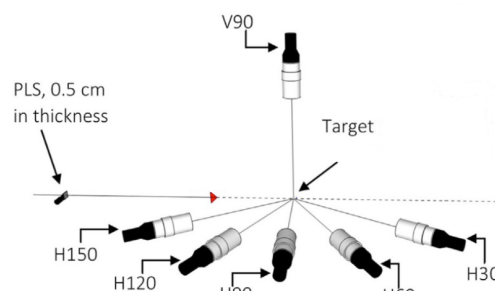


Fig. 1. Schematic diagram of experimental setup.

2. Experimental setup: The experiment was carried out at NewSUBARU BL01 facility, Hyogo, Japan. Figure 1 displays the schematic drawing of the experimental setup which was mentioned in [3]. The mono-energetic, horizontal polarized photon beam was produced by the collision of a polarized laser source and 1 GeV electron at the backscattering angle. The beam was adjusted to inject to the center of the target. Six liquid scintillation detectors (NE213, 5x5 inches) were at 30, 60, 90, 120, and 150 degrees horizontally and 90 degrees vertically to the photon beam direction. Targets were cylinders with 1 cm thicknesses for Ta and W and 2 cm for Bi. A 5-mm-thick plastic scintillator was placed upstream of the target to determine the number of incident photons. The time-of-flight method and pulse shape discrimination technique were used to obtain the spectra.

3. Data analysis: The bias energy for the whole analysis was 0.25 MeVee. The neutron energy histogram was the result of converting the TOF histogram. SCINFUL-QMD simulation was employed to define the efficiency of NE213 detectors. The final spectrum was normalized by the solid angle and the number of photons.

4. Results: Figure 2 shows the neutron spectra from Ta and Bi nuclei for the highest and lowest yield conditions that correspond to horizontal and vertical 90 degrees positions. The spectrum of W is similar to Ta, while Au and Pb are comparable to Bi. The difference in high-energy parts of Bi is larger than that of Ta. They led to the division into two groups, Ta and W group and Au, Pb, and Bi which is similar to the tendency reported in reference [2]. Besides, these results did not include neutron attenuation, so we will revise more in the future.

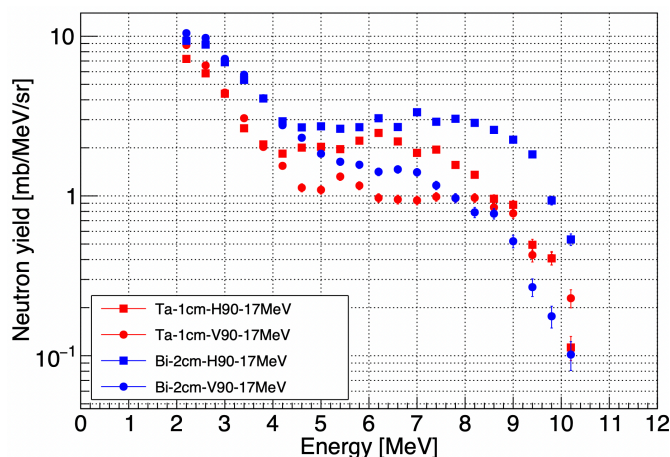


Fig 2. Neutron spectra on Ta and Bi nuclei.

This work was supported by JSPS KAKENHI Grant Number 20K12487.

References

- [1] T. K. Tuyet, et al., *Nucl. Instrum. Meth. A* **989** (2021): 164965.
- [2] R. G. Baker, K. G. McNell, *Can. J. Phy.* **39** (1961).
- [3] Y. Kiriwara, et al., *J. Nucl. Sci. Tech.* **57.4** (2020): 444-456.

Pb-204 の双極子励起の強度分布

Dipole strength distribution in Pb-204

*静間 俊行¹, 遠藤 駿典², 木村 敦², R. Schwengner³, R. Beyer³, T. Hensel³,
H. Hoffmann³, A. Junghans³, T. Römer³, S. Turkat³, A. Wagner³, and N. Tsoneva⁴

¹量研, ²原子力機構, ³HZDR, ⁴ELI-NP

ドレスデン・ヘルムホルツセンター (HZDR) の制動放射光施設において、Pb-204 の核共鳴蛍光散乱実験を行った。その結果、励起エネルギー3.6 から 8.3MeV 領域において 140 の共鳴準位を観測し、双極子強度分布を求めた。また、Quasiparticle-phonon model (QPM)を用いて双極子強度の分析を行った。

キーワード：Pb-204、核共鳴蛍光散乱、制動放射光、双極子遷移、Quasiparticle-phonon model

1. 緒言

中性子過剰な原子核では、励起エネルギー10MeV 以下に、電子双極子 (E1) 遷移に対する総和則の数%程度の E1 強度が観測されており、核表面に現れる中性子スキンとの関連が指摘されている。安定な鉛同位体のうち、Pb-206、Pb-207、Pb-208 については、核共鳴蛍光散乱などを用いた実験から双極子遷移強度が求められているが、Pb-204 の強度分布は良くわかっていない。

2. 核共鳴蛍光散乱実験及び QPM 計算

Pb-204 の双極子強度分布を明らかにするため、HZDR の制動放射光施設 (γELBE) で核共鳴蛍光散乱実験を行った。濃縮 Pb-204 ターゲット (濃縮度 99.9%) に、最大エネルギー10.5MeV の制動放射光を照射し、ターゲットから放出される共鳴散乱ガンマ線を散乱角 90 度と 127 度に設置した計 4 台の高純度ゲルマニウム検出器を用いて計測した。ガンマ線ピーク強度から積分散乱断面積を求め、散乱ガンマ線の角度分布の強度比を用いて、遷移の多重度 ($\Delta I=1$ または 2) を決定した。これらの結果より、双極子強度分布を求めた。また、多重フォノン配位を考慮した QPM 計算を行い、実験データとの比較分析を行った。

3. 結論

図 1 に、実験から得られた E1 遷移強度分布及び理論計算値を示している。得られた全 $B(E1)$ は、実験値が $0.613(6) e^2fm^2$ に対して、計算値が $0.971 e^2fm^2$ である。7MeV 以上で、計算値が実験値よりも大きくなっている。また、QPM による陽子、中性子の遷移密度分布の解析から、励起エネルギー6.5~7.5MeV において、核表面で中性子の振動モードが現れることがわかった。本講演では、実験結果及び理論分析の結果について報告する。

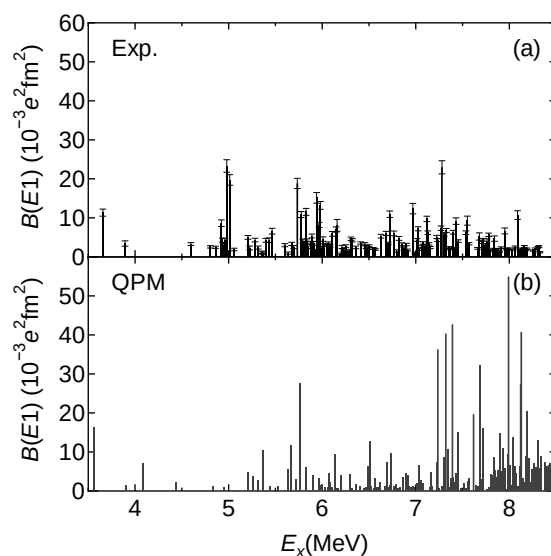


図 1. 実験(a)と理論計算(b)から求めた E1 遷移強度分布

*T. Shizuma¹, S. Endo², A. Kimura², R. Schwengner³, R. Beyer³, T. Hensel³, H. Hoffmann³, A. Junghans³, T. Römer³, S. Turkat³, A. Wagner³, and N. Tsoneva⁴

¹QST, ²JAEA, ³HZDR, ⁴ELI-NP

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

[3N08-13] Nuclear Data Measurement 3

Chair:tatsuhiko ogawa(JAEA)

Fri. Sep 9, 2022 2:45 PM - 4:25 PM Room N (E2 Bldg.1F No.102)

[3N08] Development of a proton spectrometer using Cherenkov radiation (1)

*Shin-ichiro Meigo¹, Keita Nakano¹, Yuji Yamaguchi¹, Kenichi Otsuji² (1. JAEA/J-PARC, 2. NICT)

2:45 PM - 3:00 PM

[3N09] Measurement of nuclide-production cross sections by a few GeV proton bombardment on Si

*Kenta SUGIHARA¹, Shin-itiro MEIGO¹, Hiroki IWAMOTO¹, Keita NAKANO¹, Fujio MAEKAWA¹ (1. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM

[3N10] Measurement and analysis of 107-MeV proton-induced neutron yields for iron, lead and bismuth

*Hiroki Iwamoto¹, Shinichiro Meigo¹, Daiki Satoh¹, Yosuke Iwamoto¹, Keita Nakano¹, Kenta Sugihara¹, Katsuhisa Nishio¹, Yoshihiro Ishi², Tomonori Uesugi², Yasutoshi Kuriyama² (1. JAEA, 2. Kyoto Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM

[3N11] Measurement of α of 230 MeV/u incident electric charged particles production double differential cross section

*furuta toshimasa¹, Uozumi Yusuke¹, Yamaguchi Yuji², Iwamoto Yosuke², Sanami Toshiya³, Koba Yusuke⁴ (1. Kyushu Univ., 2. JAEA, 3. KEK, 4. QST)

3:30 PM - 3:45 PM

[3N12] Development of secondary light charged particles measurement system for negative muon nuclear capture reactions

*Masaya Oishi¹, Shoichiro Kawase¹, Yukinobu Watanabe¹, Teppei Kawata¹, Kitafuji Kentaro¹, Hiroki Nishibata¹, Megumi Niikura², Daisuke Suzuki², Shintaro Go², Teiichiro Matsuzaki² (1. Kyushu Univ., 2. RIKEN)

3:45 PM - 4:00 PM

[3N13] Preliminary experiment for measurement of radioisotope production from negative muon capture

*Yuji Yamaguchi¹, Masahide Harada¹, Naritoshi Kawamura², Katsuhiro Haga¹ (1. JAEA, 2. KEK)

4:00 PM - 4:15 PM

チェレンコフ光を用いた陽子スペクトロメータの開発 (1)

Development of proton spectrometer using Cherenkov photons (1)

*明午 伸一郎¹, 中野 敬太¹, 山口 雄司¹, 大辻 賢一²

¹J-PARC 原子力機構、²情報通信研究機構

核内カスケードモデルの(p,xn)反応断面積の比較検討や宇宙開発事業の推進のため、チェレンコフ光に基づくカロリメータの試験を数 GeV 陽子に対して行った。

キーワード： GeV 領域、核内カスケードモデル、(p,xp)反応、チェレンコフ放射、宇宙利用

1. 緒言

加速器駆動システム(ADS)や大強度陽子加速器において、中性子工学の精度向上のためには、核内カスケードモデル(INCL)の高度化が重要となる。INCL の改良のためには、最前方方向の(p,xp)反応などの放出粒子の二重微分断面積(DDX)測定が重要となるが、数 GeV 領域の実験値が殆どないため新たなデータの取得が望まれる。また、宇宙開発事業において、太陽フレア予測などのため衛星搭載可能な小型で GeV 領域の陽子測定が必要となる。衛星搭載用の荷電粒子検出器の応答測定のため数百 MeV から GeV 領域の陽子の利用が必要となるが、400 MeV 以上のエネルギー領域で供給が可能な加速器施設は世界的に少なく、国内には J-PARC が唯一となる。

当グループでは、J-PARC の 3NBT ビームダンプにおいて、数 GeV 陽子のプラスチックシンチレータ(PS)を用いたカロリメトリック測定によるスペクトル測定を実施した。この結果、400 MeV までの(p,xp)反応の陽子スペクトルは、PS を用いた測定は可能なことが判明した。しかしながら、数 GeV 領域の測定は、入射陽子を停止させるために厚いシンチレータが必要となり、シンチレーション光の検出器内部での減衰が著しくなるため、必ずしも最適な手法とならない。そこで、新たな手法としてチェレンコフ光に基づくカロリメトリックな測定手法の開発を行った。チェレンコフで発生する光子数は、陽子の光速比(β)に比例する応答を持つため、J-PARC の加速器施設のダンプにおける散乱陽子を用いて応答特性を測定した。

2. 実験

測定は、J-PARC 3GeV シンクロトロン(RCS)で加速された陽子ビームを 3NBT ダンプに入射して行った。RCS で加速された 0.4, 1.0, および 3 GeV 陽子ビームをダンプに入射し、ダンプ入口の厚さ 0.3 mm の Al 製の窓で散乱した陽子を用いた。本測定では、光電子増倍管に接続した合成石英($\Phi 50$ mm x 50 mm)をチェレンコフ検出器として用いた。ビーム入射方向に対し、約 13 度方向の角度に 3 台の PS 検出器 (EJ200、形状：□50 mm、厚さ：0.05, 0.1, 0.2 m)検出器とチェレンコフ検出器をカウンターテレスコープ状に配置した。検出器は、窓から 14 m 離れた大気中に検出器を設置した。入射ビームは、1 ショットあたり $\sim 10^{14}$ 個となる通常の利用運転より 7 桁強度 (10^7 個/ショット) を減少させ、測定信号のパイルアップを防止した。検出器の信号はデジタイザ(SIS3316)に入力し、各検出器の同時計測 (コインシデンス) を行った。

3. 結果

チェレンコフ検出器の応答関数を、デジタイザで測定された波高分布として図 1 に示す。1 GeV および 3 GeV 陽子では、Al ビーム窓の弾性散乱等による鋭いピークを有するエネルギー分布による、著しいピークを観測し、そのエネルギー分解能は 17% となった。0.4 GeV 陽子では、チェレンコフ光の閾値以下となったため、波高分布は観測されなかった。また、宇宙線ミュオンおよび Co の γ 線の測定を行い、高い β を有する粒子のみ観測されることがわかり、高いエネルギー閾値を有するビームロスモニタとして適用できることが判明した。今後は、薄い PS を検出器遠方となる位置に設置し、PS とチェレンコフ検出器との飛行時間法によるエネルギー分解能の向上を行う予定である。

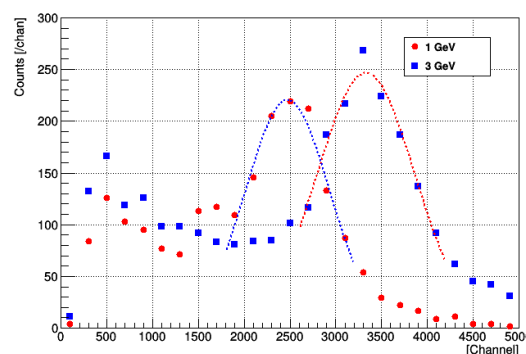


図 1 チェレンコフ検出器の応答関数の比較

*Shin-ichiro Meigo¹, Keita Nakano¹, Yuji Yamaguchi¹, Kenichi Otsuji²

¹J-PARC/JAEA, ²National Institute of Information and Communications Technology (NICT)

GeV 領域の陽子入射による Si の核種生成断面積測定

Measurement of nuclide-production cross sections by a few GeV proton bombardment on Si

*杉原 健太¹、明午 伸一郎¹、岩元 大樹¹、中野 敬太¹、前川 藤夫¹

¹原子力機構

大強度陽子加速器施設(J-PARC)において、シリコンに対する GeV 領域陽子入射核種生成断面積を測定した。この実験値を、過去の実験値、放射線挙動解析コード PHITS による計算値及び評価済み核データライブラリ JENDL/HE-2007 の評価値と比較した。加えて原子番号が近いアルミニウムに対する結果とも比較した。

キーワード: 核変換システム、核種生成断面積、シリコン、陽子、放射化法

1. 緒言

加速器駆動核変換システム(ADS)の設計における誘導放射能の評価では、高エネルギー陽子による核反応で生成される放射性核種の生成断面積が必要である。本研究では、ADS 施設におけるビーム窓候補材の SUS316 及び陽子ビームモニタに含まれるシリコン(Si)に対する核種生成断面積データを高精度で取得することを目的として、大強度陽子加速器施設(J-PARC)において、GeV 領域の陽子入射核種生成断面積を放射化法で測定した。さらにベンチマーク取得のために、得られた実験結果を、過去の実験値、放射線挙動解析コード PHITS の核反応モデルによる計算値及び評価済み核データライブラリ JENDL-HE/2007 の評価値と比較した。加えて、原子番号が近いアルミニウム(Al)に対しても J-PARC における実験結果が報告されており、その結果とも比較した。

2. 実験

実験は J-PARC の陽子ビームラインに備え付けられた真空チェンバ内に厚さ 0.5 mm の Si 標的を計 4 枚設置し、各標的に 0.4、1.3、2.2 及び 3.0 GeV の陽子を 100 秒間で約 10^{14} 個照射した。陽子数の誤差は 1σ で 2% 程度であった。冷却後、高純度ゲルマニウム半導体検出器で生成された放射性核種からの崩壊ガンマ線を測定し、Si に対する核種生成断面積を導出した。

3. 結果

本測定により、 ^7Be ($T_{1/2}=53$ d)、 ^{22}Na ($T_{1/2}=2.6$ y)、 ^{24}Na ($T_{1/2}=15$ h)、 ^{28}Mg ($T_{1/2}=21$ h) の 4 つの核種生成断面積を得た。図 1 に測定により現時点で得られた 0.4、1.3 及び 3.0 GeV 陽子入射に対する ^{22}Na 生成断面積を、過去の実験値、PHITS 内の核反応モデル(INCL/GEM、JQMD/GEM)の計算結果及び JENDL/HE-2007 の評価値とともに示す。我々の実験値は誤差が 1σ で 3.6%未満と、過去の実験値よりも高い精度で測定できた。実験値と核反応モデルによる計算値との比較で、INCL/GEM は我々の実験値を 0.4、1.3 及び 3.0 GeV でそれぞれ 13%、40%及び 25%程度過小評価し、JQMD/GEM は 1.3 と 3.0 GeV では 20%程度過小評価しているが、0.4 GeV において 10%程度で実験値と一致することが分かった。また実験値と JENDL/HE-2007 の比較では、0.4 GeV では誤差の範囲で一致したが、1.3 と 3.0 GeV に対しては 40%程度過小評価することが分かった。加えて松田らの Al に対する結果と比較すると、0.4 GeV からエネルギーが増えるにつれて断面積が減少していく同様の傾向がみられた。

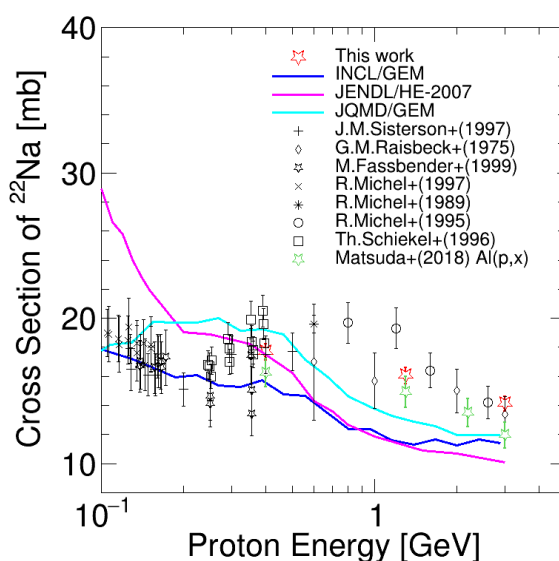


図 1. ^{22}Na の生成断面積

*Kenta Sugihara¹, Shin-ichiro Meigo¹, Hiroki Iwamoto¹, Keita Nakano¹ and Fujio Maekawa¹

¹JAEA

鉄、鉛及びビスマスに対する 107 MeV 陽子入射中性子収量の測定と解析

Measurement and analysis of 107-MeV proton-induced neutron yields for iron, lead and bismuth

*岩元 大樹¹, 明午 伸一郎¹, 佐藤 大樹¹, 岩元 洋介¹, 中野 敬太¹, 杉原 健太¹,
西尾 勝久¹, 石 禎浩², 上杉 智教², 栗山 靖敏², 八島 浩², 岡部 晃大¹, 牧井 宏之¹,
廣瀬 健太郎¹, Orlandi Riccardo¹, 洲崎 ふみ¹, 大泉 昭人¹, 塚田 和明¹, 前川 藤夫¹, 森 義治²

¹原子力機構, ²京大複合研

京都大学の FFAG 加速器を用いて、鉄、鉛及びビスマス標的に対する 107 MeV 陽子入射中性子収量を測定し、得られた結果を放射線挙動解析コード PHITS のモデル計算の結果と比較した。

キーワード：加速器駆動システム, 核破碎中性子, 中性子収量, 飛行時間法, PHITS, 核反応モデル

1. 緒言

加速器駆動システム (ADS) の研究開発及び京都大学臨界実験装置 (KUCA) における ADS 未臨界炉物理の基礎研究に資する核データを取得することを目的として、京都大学の固定磁場強収束 (FFAG) 加速器を用いて鉄、鉛及びビスマス標的に対する二重微分中性子収量 (TTNY) 及び中性子生成二重微分断面積 (DDX) を飛行時間法により測定した。測定で得られた TTNY 及び DDX を、放射線挙動解析コード (PHITS) に組み込まれた核反応モデル (INCL4.6/GEM、Bertini/GEM、JQMD/GEM 及び JQMD/SMM/GEM) と評価済み核データライブラリ JENDL-4.0/HE による計算結果と比較した。

2. 測定

実験では、FFAG 加速器から加速されたエネルギー107 MeV、繰り返し 30 Hz のパルス陽子ビームを、陽子に対する飛程以上の厚さ 30 mm の標的及び厚さ 2 mm または 5 mm の標的に照射した。陽子照射によって標的から放出される中性子の収量のエネルギー分布を 5–120°の角度で測定し、それぞれの標的に対して TTNY 及び DDX を求めた。測定では、小型の液体有機シンチレータ (直径 8 mm×長さ 20 mm) と光電子増倍管で構成される複数の中性子検出器と FPGA を搭載した多チャンネルデジタイザを組み合わせた中性子検出・データ収集システムを用いた。

3. 結果

図 1 に、鉛標的に対する 107 MeV 陽子入射 TTNY の測定結果とモデル計算との比較を示す。20 MeV 以下では、PHITS の標準仕様モデルの INCL4.6/GEM が中性子収量の測定値に最も良く一致した。一方、Bertini INC モデルは後方を過小評価し、JQMD は 10–30 MeV で収量を過大評価するなど、使用するモデルによって特徴的な不一致が見られた。さらに、本研究の比較対象とするモデル及び JENDL-4.0/HE は、前方の高エネルギーピークを再現しないことがわかった。

4. 結言

本測定により、鉄、鉛及びビスマスに対する 107 MeV 陽子入射 TTNY 及び DDX を取得した。100 MeV 領域では、米国ロスアラモス国立研究所の Meier ら[1]による TTNY 及び DDX の測定データがあるが、ADS の研究開発で重要な鉛およびビスマスに対する TTNY の取得は本測定が初となる。

参考文献

[1] Meier et al. Nucl. Sci. Eng. **102**, 310–321 (1989).

謝辞 本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業の助成 JPMXD0219214562 を受けたものです。

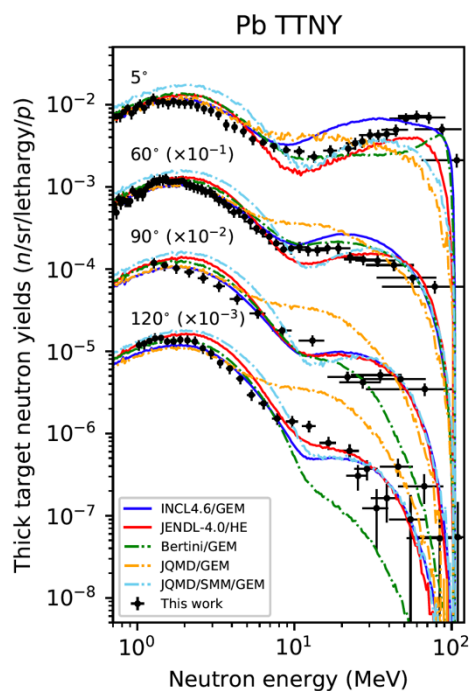


図 1 鉛標的に対する 107 MeV 陽子入射 TTNY の測定結果とモデル計算との比較

*Hiroki Iwamoto¹, Shin-ichiro Meigo¹, Daiki Satoh¹, Yosuke Iwamoto¹, Keita Nakano¹, Kenta Sugihara¹, Katsuhisa Nishio¹, Yoshihiro Ishi², Tomonori Uesugi², Yasutoshi Kuriyama², Hiroshi Yashima², Kota Okabe¹, Hiroyuki Makii¹, Kentaro Hirose¹, Riccardo Orlandi¹, Fumi Suzuki¹, Akito Oizumi¹, Kazuaki Tsukada¹, Fujio Maekawa¹, Yoshiharu Mori²

¹JAEA, ²Kyoto Univ.

230 MeV/u α 粒子入射荷電粒子生成二重微分断面積の測定Measurement of α of 230MeV/u incident charged particles production double differential cross section*古田 稔将¹, 魚住 裕介¹, 山口 雄司², 岩元 洋介², 佐波 俊哉³, 古場 裕介⁴¹九大, ²JAEA, ³KEK, ⁴QST

本研究では、230 MeV/u の α 粒子入射荷電粒子生成反応の二重微分断面積 (DDX) の取得を目的とする。230MeV/u の α 粒子ビームを標的核 C,Al,Co に入射し、その結果生じた放出角度 15°,20°,40°,60°における荷電粒子 p,d,t,³He, α の生成量を測定し、各標的核・放出角度の DDX を取得した。検出器として Si 半導体検出器、GSO シンチレータ、PWO シンチレータで構成されたカウンターテレスコープを使用し、放出粒子の種類およびエネルギーの同定には E- Δ E 測定法を用いた。

キーワード：二重微分断面積, PHITS, α 粒子入射

1. 緒言

原子力発電建屋における放射線の遮蔽の設計や宇宙開発における被ばく線量の評価のためには粒子輸送計算が必要である。粒子輸送計算コードの一つとして PHITS があるが、その高精度化および計算精度の検証には実験データが必要不可欠である。しかし、入射エネルギー200 MeV/u 付近の α 粒子入射反応の DDX の実験データは報告例が無い。そこで、本研究では 230 MeV/u の α 粒子入射反応の DDX の取得を目的とする。

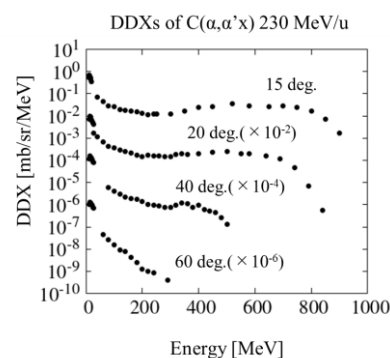
2. 実験

実験は放射線医学総合研究所の HIMAC 棟、物理・汎用照射室にて行った。230 MeV/u の α 粒子を標的核 C(0.1 mm),Al(0.1 mm),Co(0.05 mm)に入射し、放出角度 15°,20°,40°,60°における荷電粒子 p,d,t,³He, α の生成量を測定し、各標的核・放出角度・放出粒子の DDX を取得した。検出器として2枚の Si 半導体検出器(0.1 mm・0.3mm)、GSO シンチレータ、PWO シンチレータで構成されたカウンターテレスコープを使用した。1枚目と2枚目の Si 半導体検出器、2枚目の Si 半導体検出器と GSO シンチレータ、GSO シンチレータと PWO シンチレータの組み合わせをそれぞれ Δ E 検出器と E 検出器として E- Δ E 測定法を用いることによって放出粒子の種類およびエネルギーの同定を行った。

3. 結果・考察

実験結果の一つとして C(α,α' x)反応の暫定的な DDX を右図に示す。放出角度 15°では最大~900 MeV の α 粒子が観測されている。これは 230 MeV/u の α 粒子の弾性散乱後のエネルギーと一致している。このことから、本実験では全放出エネルギー範囲における測定に成功したことが分かる。

右図の DDX の特徴として 300 MeV 以上の領域における幅広いピークが見られる。これに関連して 300 MeV の ¹²C(p,p' α)反応の放出角 15°の DDX や本実験結果の(α ,³He α)の DDX でも同様のピークが見られる。

*Furuta Toshimasa¹, Uozumi Yusuke¹, Yamaguchi Yuji², Iwamoto Yosuke², Sanami Toshiya³, Koba Yusuke⁴¹Kyushu Univ., ²JAEA, ³KEK, ⁴QST

負ミューオン原子核捕獲反応によって生じる二次軽荷電粒子の測定系の開発

Development of secondary light charged particles measurement system for negative muon nuclear capture reactions

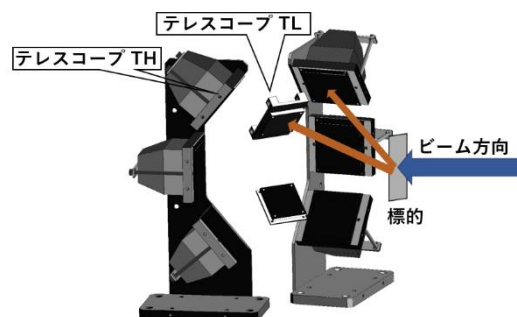
*大石 将也¹、川瀬 頌一郎¹、渡辺 幸信¹、川田 哲平¹、北藤 健太郎¹、西畑 洸希¹、
新倉 潤²、鈴木 大介²、郷 慎太郎²、松崎 禎市郎²

¹九州大学、²理研

宇宙線ミューオン起因ソフトエラー発生率の評価には負ミューオン原子核捕獲反応で生成する二次軽荷電粒子のエネルギースペクトルが必要であるため、荷電粒子測定系の開発を行っている。本測定系では、nTD-Si 検出器を用いた波形解析法と Si 検出器と CsI 検出器を用いた ΔE -E 法によって粒子識別を行う。

キーワード：ミューオン原子核捕獲反応、ソフトエラー

近年、半導体デバイスの微細化により宇宙線に含まれるミューオン（宇宙線ミューオン）起因のソフトエラーが注目されている^[1]。宇宙線負ミューオンが半導体デバイスに入射することで半導体デバイスの構成原子核と原子核捕獲反応を引き起こし、二次軽荷電粒子と反跳核を生成する。これらの荷電粒子が半導体デバイスに電荷を付与することでソフトエラーが発生する^[2]。そこで、我々は英国ラザフォード・アップルトン研究所において Si 原子核における μNC 後に放出される二次軽荷電粒子（陽子、重陽子、三重陽子、アルファ粒子）のエネルギースペクトルの測定（RAL 実験）を 2022 年 11 月以降に行う予定である。これに伴い、ミューオン起因ソフトエラー発生率の評価に必要な μNC で生成する二次軽荷電粒子のエネルギースペクトルを実測するため、荷電粒子測定系の開発を行っている。本測定系では、荷電粒子のエネルギーごとに粒子識別方法の異なる図に示すような 2 種類のテレスコープを用いる。低エネルギー粒子は nTD-Si 検出器（TL）によって検出し、波形解析法^[3]により粒子識別を行う。また、高エネルギー粒子は Si 検出器と CsI シンチレータ（TH）により検出し、 ΔE -E 法により粒子識別を行う。



図：検出器体系

九州大学タンデム加速器施設・ビーム応用科学センターにて、RAL 実験でのセットアップの動作テストを目的とする実験を行った。タンデム加速器で加速された 24MeV の ^7Li ビームを 11 μm 厚の Al 箔に照射し、核反応によって生成した陽子、重陽子、三重陽子、アルファ粒子のエネルギースペクトルの測定をした。取得したデータから特に CsI シンチレータを用いた ΔE -E 法による粒子識別に着目し、RAL 実験で用いるセットアップの動作確認を行う。

参考文献

- [1] B. D. Sierawski *et al.*, *IEEE Transactions on Nuclear Science*, 57, 3273-3278 (2010).
- [2] S. Manabe *et al.*, *IEEE Transactions on Nuclear Science*, 65, 1742-1749 (2018).
- [3] M. Assié *et al.*, *The European Physical Journal A*, 51, 1-11 (2015).

*Masaya Oishi¹, Shoichiro Kawase¹, Yukinobu Watanabe¹, Teppei Kawata¹, Kitafuji Kentaro¹, Hiroki Nishibata¹, Megumi Niikura²,
Daisuke Suzuki², Shintaro Go² and Teiichiro Matsuzaki²

¹Kyushu Univ., ²RIKEN.

負ミュオン捕獲における放射性核種生成量測定の予備実験

Preliminary experiment for measurement of radioisotope production from negative muon capture

*山口 雄司¹, 原田 正英¹, 河村 成肇², 羽賀 勝洋¹

¹日本原子力研究開発機構, ²高エネルギー加速器研究機構

負ミュオン(μ^-)の原子核捕獲における放射性核種生成量の包括的なデータ取得のための測定, 解析方法の確立を目的として, J-PARC センター物質・生命科学実験施設で予備実験を実施した。標的に μ^- を照射し, 高純度ゲルマニウム検出器で核種を同定, その生成量を得た。測定方法や計算との比較等について報告する。

キーワード: 負ミュオン, 放射化, 放射性核種

1. 緒言

J-PARC センターの物質・生命科学実験施設(MLF)では, 大強度パルス負ミュオン(μ^-)を用いて, 試料の非破壊元素分析や試料中の軽イオンの運動の検出といった研究が進められている。照射試料は, μ^- の原子核捕獲によって放射化するので安全かつ適切な取扱いのため, PHITS を用いて試料の放射化量を見積もっている。PHITS による計算結果の信頼性は放射線安全に直結するため, 計算結果の実験データ再現性を確認しておくことが重要であるが, 既存の実験データ[1, 2]は特定の原子番号 Z の範囲の標的に限定されており, 包括的に計算結果を検証できない。また, PHITS の結果と既存の実験データとの間に差異があることも確認されている。本発表では, 包括的な実験データの新規取得を目的とした予備実験について報告する。

2. 実験

MLF のミュオンビームライン D2 で大気中の標的に μ^- を照射し, 標的からの γ 線とミュオン特性 X 線($K\alpha$)のエネルギースペクトルを 2 台の高純度ゲルマニウム検出器で測定して, それぞれから放射性核種の生成量と標的内で停止した μ^- 数を得た。標的には広範な Z から, 天然に安定同位体が一つとされる ^{27}Al , ^{59}Co , ^{141}Pr , ^{209}Bi を選んだ。 ^{141}Pr , ^{209}Bi での停止 μ^- 数の計数は, $K\alpha$ 線のエネルギーが 4 MeV 以上と高く効率が悪いので, 別途 C 標的からのミュオン X 線測定をおこない, これとミュオン生成標的に入射した一次陽子数から停止 μ^- 数を得た。X 線の信号のパイルアップを防ぐため, 検出器を標的から約 50 cm 離し, μ^- ビーム強度を $3\times 10^3\text{ s}^{-1}$ 程度とした。実験後, 粒子輸送計算により検出効率を求めた。

3. 結果

標的に停止した μ^- あたりの放射性核種の生成量の一例を表 1 に示す。今回の実験では表 1 の核種の他 8 核種のデータを得られた。

PHITS 3.20 による放射性核種生成量 C/E (計算/実験)

表 1 放射性核種の生成量		
標的	核種	Present [$\times 10^{-2}/\mu^-$]
^{27}Al	^{24}Na	2.157 ± 0.182
^{59}Co	^{59}Fe	24.34 ± 2.02
^{141}Pr	^{140}La	0.141 ± 0.013
	$^{137\text{m}}\text{Ce}$	7.274 ± 0.679
^{209}Bi	^{208}Tl	2.517 ± 0.499

値を図 1 に示す。PHITS の結果は, 全体的に過小評価の傾向にあるが, ^{140}La に対する過大評価も見られた。

参考文献

[1] G. Heusser, T. Kirsten, Nucl. Phys. A 195, 369-378 (1972).
[2] B. Heisinger et al., Earth and Planetary Science Lett. 200, 357-369 (2002).

*Yuji Yamaguchi¹, Masahide Harada¹, Naritoshi Kawamura² and Katsuhiro Haga¹
¹JAEA, ²KEK

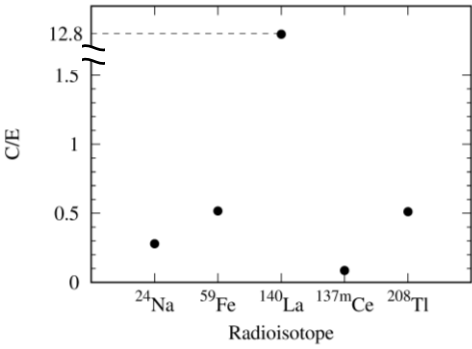


図 1 PHITS 3.20 による放射性核種生成量 C/E 値