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 Bildg.1F No.10)

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

*Norihisa Osawa[1], Yoshihisa Kaneda[1], Kazuki Matsuzawa[2], Michio Kikuchi[2], Takeshi Yamamoto[2], Ayaka Kakuda[3], Tomoyuki Sone[3], Takeshi Osugi[3], Ryoichiro Kuroki[3] (1. Taiheiyo 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 Matsuzawa[1], Michio Kikuchi[1], Takeshi Yamamoto[1], Norihisa Osawa[2], Ryo Sakamoto[2], Yoshihisa Kaneda[2], Ayaka Kakuda[3,4], Tomoyuki Sone[3,4], Takeshi Osugi[3,4], Ryoichiro Kuroki[3,4] (1. CRIEPI, 2. Taiheiyo 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 Kakuda[1], Masahiro Namiki[1,4], Kouiti Tabata[1], Norihisa Osawa[2], Yoshihisa Kaneda[2], Michio Kikuchi[3], Takeshi Yamamoto[3], Tomoyuki Sone[1], Takeshi Osugi[1], Ryoichiro Kuroki[1] (1. IRID/JAEA, 2. Taiheiyo 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 Taniguchi[1], Masahiro Namiki[1,2], Koichi Tabata[1], Ayaka Kakuda[1], Tomoyuki Sone[1], Takeshi Osugi[1], Ryoichiro Kuroki[1] (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 Tabata[1], Masahiro Namiki[3], Osawa Norihisa[2], Ryo Sakamoto[2], Yoshihisa Kaneda[2], Ayaka Kakuda[1], Tomoyuki Sone[1], Takeshi Osugi[1], Ryoichiro Kuroki[1] (1. IRID/JAEA, 2. Taiheiyo 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 Bildg.1F No.10)

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

*Junya Sato[1], Takumi Taniguchi[1], Kazuki Matsuzawa[2], Michio Kikuchi[2], Takeshi Yamamoto[2], Ayaka Kakuda[1], Tomoyuki Sone[1], Takeshi Osugi[1], Ryoichiro Kuroki[1] (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 Takahashi[1], Mayu Enomoto[1], Ayaka Kakuda[1], Tomoyuki Sone[1], Takeshi Osugi[1], Ryoichiro Kuroki[1] (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 Sakamoto[1], Yutaro Kobayashi[1], Kazuko Haga[1], 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

©Atomic Energy Society of Japan

Power Station

Kazuyoshi URUGA[1], *Shizue FURUKAWA[1], Tadafumi KOYAMA[1], Ayaka KAKUDA[2], Tomoyuki SONE[2], Takeshi OSUGI[2], Ryoichiro KUROKI[2] (1. CRIEPI, 2. IRID/JAEA)

11:40 AM - 11:55 AM

Planning Lecture | Board and Committee | Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

[3A_PL] Present status and the technological strategy of Fukushima Daiichi NPS decommissioning

Chair: Naoto Sekimura (UTokyo)
1:00 PM - 2:30 PM Room A (E1 Bildg.1F No.10)

[3A_PL01] Present status of Fukushima Daiichi NPS decommissioning

*Masumi Ishikawa[1] (1. TEPCO HD)

[3A_PL02] Technical Strategic Plan for Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

*Noriyoshi Nakamura[1] (1. NDF)

[3A_PL03] Measurement technology for radioactivity distribution in the Fukushima Daiichi NPS

*Yuki Sato[1] (1. JAEA)

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 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 Nakase[1], Miki Harigai[1], Shinta Watanabe[1], Ryosuke Maki[2], Hidetoshi Kikunaga[3], Tohru Kobayashi[4], Tomofumi Sakuragi[5], Ryo Hamada[5], Hidekazu Asano[5] (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 Maki[1], Masahiko Nakase[2], Miki Harigai[2], Shinta Watanabe[2], Hidetoshi Kikunaga[3], Tohru Kobayashi[4], Tomofumi Sakuragi[5], Ryo Hamada[5], Hidekazu Asano[5] (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 Sakuragi[1], Ryo Hamada[1], Hidekazu Asano[1], Masahiko Nakase[2], Miki Harigai[2], Shinta Watanabe[2], Ryosuke Maki[3], Hidetoshi Kikunaga[4], Tohru Kobayashi[5] (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 Watanabe[1], Miki Harigai[1], Masahiko Nakase[1], Ryosuke Maki[2], Hidetoshi Kikunaga[3], Tohru Kobayashi[4], Tomofumi Sakuragi[5], Ryo Hamada[5], Hidekazu Asano[5] (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 Asano[1], Tomofumi Sakuragi[1], Ryo Hamada[1], Masahiko Nakase[2], Miki Harigai[2], Shinta Watanabe[2], Ryosuke Maki[3], Hidetoshi Kikunaga[4], Tohru Kobayashi[5] (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

©Atomic Energy Society of Japan

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

Chair:Shinichiro Uematsu(Hokkaido Univ.)
9:30 AM - 10:35 AM Room B (E1 Bildg.2F No.21)

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

*Akihiko Nishimura[1,3], Koji Takasaki[1], Nobuyuki Ishihara[2] (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 Dozaki[1], Takayuki Aoki[1], Masaki Maeda[1] (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 Bildg.2F No.21)

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

*Norikazu Kinoshita[1], Takuma Noto[1], Hitoshi Nakashima[1], Kazuaki Kosako[1], Takahiro Kato[1], Misako Kurabe[1], Yoichi Kuroiwa[1], Yuki Sasaki[1], Kazuyuki Torii[1], Mariko Segawa[2] (1. Shimizu, 2. JAEA)

10:35 AM - 10:50 AM

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

*Hiromichi Koike[1], Shinichiro Uematsu[1], Naoko Watanabe[1], Tamotsu Kozaki[1], Yuka Morinaga[2], Daisuke Minato[2], Toru Nagaoka[2] (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 Uematsu[1], Kyoya Watanabe[1], Naoko Watanabe[1], Tamotsu Kozaki[1], Yuka Morinaga[2], Daisuke Minato[2], Toru Nagaoka[2] (1. Hokkaido Univ., 2. CRIEPI)

11:05 AM - 11:20 AM

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

*Daiki Fujino[1], Haruaki Matsuura[1], Isamu Sato[1], Eriko Suzuki[2], Kunihisa Nakajima[2] (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 Terabayashi[1], Kaoru Inoue[1], Masahiro Sakurai[1], Masabumi Miyabe[2], Shuichi Hasegawa[1] (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 Bildg.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 Yamanaka[1] (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 Fairat[1], Takumi Saito[1], Kanako Toda[1] (1. UTokyo)

©Atomic Energy Society of Japan

10:00 AM - 10:15 AM

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

*Daiko Okajima[1], Haruo Sato[1] (1. Okayama University)

10:15 AM - 10:30 AM

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

*HIRONORI ONOE[1], HIROMITSU SAEGUSA[1], TATSUYA TANAKA[2], KEISUKE ISHIDA[1], KIYOSHI FUJISAKI[1], ATSUSHI SAWADA[3] (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 Hane[1], Hironori Onoe[2], Masayuki Ishibashi[1], Kazuto Tabei[1], Tadashi Namikawa[1], Youichi Tagawa[1], Hiromitsu Saegusa[2], Keisuke Ishida[2], Kiyoshi Fujisaki[2], Atsushi Sawada[3] (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 Bildg.2F No.22)

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

*Masaaki Yamaguchi[1], Tomoko Kato[1], Suzuki Yuji[2], Satsuki Kabasawa[1], Mihara Morihiro[1], Hitoshi Makino[1] (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 Kawamura[1], Nariaki Nishiyama[1], Masakazu Niwa[1], Koji Umeda[2] (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 Sawaguchi[1], Hiroaki Murakami[1], Ryuji Takeuchi[1], Shizuka Takai[1], Tsuyoshi Sasagawa[1], Seiji Takeda[1] (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 Bildg.2F No.22)

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

*Takeyasu Abe[1], Yoshihisa Iida[1] (1. JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM

[3C10] Radiolysis hydrogen yields of cement constituent crystals

*Jun Kumagai[1], Keisuke Hosomi[2], Shinya Hasegawa[3], Kumi Negishi[3], Masaya Ida[3] (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 Kimura[1], Masaki Takeda[1], Takayuki Motoshima[2], Hanae Dan[2] (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 Sato[1] (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 Mochizuki[1], Matsui Hiroya[1], Yusuke Ozaki[1], Takayuki Motoshima[2], Mayumi Jo[2], Masahito Shibata[3], Kumi Negishi[3], Ryo Sakamoto[3] (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 shibata[1], Kumi Negishi[1], Ryo Sakamoto[1], Hiroya Matsui[2], Akihito Mochizuki[2], Yusuke Ozaki[2] (1. Taiheiyo 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

©Atomic Energy Society of Japan

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 Bildg.2F No.23)

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

*Yuji Sasaki[1], Masashi Kaneko[1], Yasutoshi Ban[1], Hideya Suzuki[1] (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 Ono[1], Tomoyuki Takeyama[1], Juliane März[2], Tamara Duckworth[2], Satoru Tsushima[1,2], Koichiro Takao[1] (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 Takei[1], Akira Kirishima[1], Akihiro Uehara[2], Daisuke Akiyama[1] (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 Bildg.2F No.23)

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

*Yasuyuki Tanaka[1], Van-Khoai Do[1], Yoshiaki Motoki[1], Yuki Ohta[1], Hiroyuki Iwahashi[1], Kiyoko Kurosawa[1], Takahiro Furuse[1] (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 Banjarnahor[1], Van-Khoai Do[1], Yoshiaki Motoki[1], Yuki Ohta[1], Hiroyuki Iwahashi[1], Kiyoko Kurosawa[1], Takahiro Furuse[1] (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 Ito[1], Yasuyuki Tanaka[1], Kiyoko Kurosawa[1], Yoshiaki Motoki[1], Van-Khoai Do[1], Takahiro Furuse[1] (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 Karino[1], Katsuaki Akaoka[1], Ikuo Wakaida[1] (1. JAEA)

11:35 AM - 11:50 AM

[3D_GM] The 67th General Meeting of International Nuclear Information Network

12:05 PM - 12:55 PM Room D (E1 Bildg.2F No.23)

[3D_GM] General Meeting

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

[3D_PL] New dynamics of the nuclear energy in France: a pillar to reach carbon neutrality

Chair: Kenichi Ishikawa (UTokyo)
1:00 PM - 2:30 PM Room D (E1 Bildg.2F No.23)

[3D_PL01] New dynamics of the nuclear energy in France: a pillar to reach carbon neutrality

*Vincent Bessiron[1] (1. Framatome Japan)

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 Bildg.2F No.23)

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

*Naoki Shitara[1], Aileen Brandt[1], Takehiko Tsukahara[1] (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 Nakamura[1], Yasutoshi Ban[1], Mie Sugimoto[1], Masaki Tambo[1], Hiroyuki Fukaya[1], Kenta Hiruta[1], Takuya Yoshida[1], Hiroyuki Uehara[1], Yasuhiko Kimura[1], Masahide Takano[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:00 PM - 3:15 PM

[3D10] Development of chemical separation method for

©Atomic Energy Society of Japan

the measurement of the $^{135}Cs/^{137}Cs$ isotopic ratio in enviromnental samples

*Asako Shimada[1], Masao Nomura[2], Takehiko Tsukahara[2], Seiji Takeda[1] (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 Kakiuchi[1], Asako Shimada[1], Saki Ohira[1], Yoshihisa Iida[1] (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 Bildg.2F No.24)

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

*Hiroaki ABE[1], Kazuhiro TAKANABE[1], Akira NAKAYAMA[1], Masatake Yamaguchi[2], Huilong YANG[1], Sho KANO[1] (1. The University of Tokyo, 2. JAEA)

9:45 AM - 10:00 AM

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

*Ying Chen[1], Davey Theresa[1], Jovellana John[2], Yang Huilong[2], Kano Sho[2], Abe Hiroaki[2] (1. Tohoku Univ., 2. UTokyo)

10:00 AM - 10:15 AM

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

*Bo LI[1], Huilong YANG[1], Reuben Holmes[1], Lijuan CUI[1], Sho KANO[1], Hiroaki ABE[1] (1. UTokyo)

10:15 AM - 10:30 AM

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

*Sho Kano[1], Huilong Yang[1], Lijuan Cui[1], Hiroaki Abe[1] (1. UTokyo)

10:30 AM - 10:45 AM

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

*Lijuan Cui[1], Yang Huilong[1], Kano Sho[1], Abe Hiroaki[1] (1. UTokyo)

10:45 AM - 11:00 AM

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

*Neli Sashkova Nikolova[1], Huilong Yang[1], Sho Kano[1], Hiroaki Abe[1] (1. University of Tokyo)

11:00 AM - 11:15 AM

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

*Koichi Ogata[1], Yasunari Shinohara[1], Huilong Yang[2], Sho Kano[2], Hiroaki Abe[2] (1. NDC, 2. UTokyo)

11:15 AM - 11:30 AM

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

*Chikashi Suzuki[1] (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 Bildg.2F No.24)

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

*Kuniki Hata[1], Shunsuke Uchida[1], Satoshi Hanawa[1], Yasuhiro Chimi[1] (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 Uchida[1], Kuniki Hata[1], Satoshi Hanawa[1], Yasuhiro Chimi[1] (1. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM

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

*Hikari Murotani[1], Yoichi Wada[1], Ryosuke Shimizu[2] (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 Yamazaki[1], Kazutoshi Fujiwara[1] (1. CRIEPI)

3:30 PM - 3:45 PM

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

©Atomic Energy Society of Japan

[3E13-14] Radiolysis

Chair:Shunsuke Uchida(JAEA)
3:55 PM - 4:30 PM Room E (E1 Bildg.2F No.24)

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

*Tatsuya Ito[1], Ryo Kuwano[1], Ryuji Nagaishi[1] (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 Ito[1], Ryo Kuwano[1], Masao Gohdo[2], Yoichi Yoshida[2] (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 Bildg.3F No.31)

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

*Hiroyuki Sato[1], Kazuhiko Iigaki[1], Atsushi Shimizu[1], Hiroki Noguchi[1], Nariaki Sakaba[1], Koji Asano[2], Sunao Oyama[2], Hiroyuki Onishi[2], Kazumasa Suyama[2], Yukinori Usui[2] (1. JAEA, 2. MHI)

9:30 AM - 9:45 AM

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

*Koji Asano[1], Motohiro Nakagiri[1], Takao Ito[1], Takeshi Matsuo[1], Hiroyuki Iwabuchi[1], Hiroyuki Onishi[1], Yukinori Usui[1] (1. MHI)

9:45 AM - 10:00 AM

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

*Yasunobu Nomoto[1], Naoki Mizuta[1], Keisuke Morita[1], Takeshi Aoki[1], Shoichiro Okita[1], Kaoru Kurahayashi[1], Takanori Yasuda[1], Masato Tanaka[1], Hiroyuki Sato[1], Nariaki Sakaba[1] (1. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM

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

*Kentaro Nagatsuka[1], Hiroyuki Sato[2], Yoshiyuki Imai[2], Xing L. Yan[2] (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 Yamaji[1], Yusuke Sato[1], Koutaro Nariki[2], Atsuko Kubo[1], Koji Asano[1], Ichiyo Matoba[1], Takayuki Nakano[1], Kazumasa Suyama[1] (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 Bildg.3F No.31)

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

*Daisuke Watanabe[1], Keita Endo[1], Hirotaka Nakahara[1], Kazuhiko Matsumura[1], Kensuke Kinoshita[2] (1. Hitachi-GE, 2. CRIEPI)

10:45 AM - 11:00 AM

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

*Sho Fuchita[1], Koji Fujimura[1], Keita Endo[1], Daisuke Watanabe[1], Hirotaka Nakahara[1], kazuhiko matsumura[1], Ohta Hirokazu[2] (1. Hitachi GE, 2. CRIEPI)

11:00 AM - 11:15 AM

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

*Guillaume Laurent Grandjean[1], Hirotaka Nakahara[1], Takashi Abe[1], Kazuhiro Fujimata[1], Kazuhiko Matsumura[1] (1. HGNE)

11:15 AM - 11:30 AM

[3F09] Development of Mitsubishi multi-purpose modular ultra-safety micro reactor

*Shohei Otsuki[1], Tadakatsu Yodo[1], Takeshi Koike[1], Shota Kobayashi[1], Hironori Noguchi[1], Satoru Kamohara[1] (1. MHI)

11:30 AM - 11:45 AM

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

*Shin-etsu Sugawara Sugawara[1], Shohei Otsuki[2], Tadakatsu Yodo[2], Satoru Kamohara[2] (1. Kansai Univ., 2. MHI)

11:45 AM - 12:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

[3F_GM] The 47th General Meeting of Social and Environmental Division

12:05 PM - 12:55 PM Room F (E1 Bildg.3F No.31)

[3F_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network | Social and Environment Division

[3F_PL] Reflection of Fukushima nuclear accident

Chair: Shiji Tsuchida (Kansai Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room F (E1 Bildg.3F No.31)

[3F_PL01] What became clear from the 10-year Investigation Commission on the Fukushima Nuclear Accident

*Kazuto Suzuki[1] (1. UTokyo)

[3F_PL02] Covering Fukushima Daiichi Accidents

*Yasuhiro Kondo[1] (1. NHK)

[3F_PL03] Reflection of Fukushima Daiichi Accidents from Academia Perspectives

*Tsutomu Sata[1] (1. ATOMOS Editer-in-Chief)

[3F_PL04] Panel discussion

[3F_PL05] Q&A session

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 Bildg.3F No.31)

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

*Satoshi FUTAGAMI[1], Masanori ANDO[1], Hidemasa YAMANO[1], Naoto KASAHARA[2] (1. JAEA, 2. UTokyo)

2:45 PM - 3:00 PM

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

*Yuichi Onoda[1], Kenichi Kurisaka[1], Hidemasa Yamano[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:00 PM - 3:15 PM

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

*YIJI YE[1], Sho Hasegawa[1], Masakazu Ichimiya[1], Naoto Kasahara[1] (1. UTokyo)

3:15 PM - 3:30 PM

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

*Izumi Nakamura[1], Naoto Kasahara[2] (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 Mano[1], Takuya Sato[1], Masakazu Ichimiya[1], Naoto Kasahara[1] (1. The University of Tokyo)

3:45 PM - 4:00 PM

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

*Kenichi Kurisaka[1], Hiroyuki Nishino[1], Hidemasa Yamano[1] (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 Bildg.3F No.32)

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

*Willem F.G. van Rooijen[1] (1. Univ. of Fukui)

9:30 AM - 9:45 AM

[3G02] Correlation evaluation of critical and burnup properties

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

9:45 AM - 10:00 AM

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

*Yuhei Fukui[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1], Shuhei Maruyama[2] (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 Bildg.3F No.32)

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

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

10:20 AM - 10:35 AM

[3G05] Discrepancy of Calculation Results Due to

©Atomic Energy Society of Japan

Treatment of Manufacturing Uncertainties in Fuel Assembly Geometry

*Tatsuya Fujita[1] (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 Bildg.3F No.32)

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

*Tsuyoshi Misawa[1], Hironobu Unesaki[1], Yasunori Kitamura[1], Yoshiyuki Takahashi[1] (1. Kyoto University)

10:55 AM - 11:10 AM

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

*Naoto Aizawa[1], Kosuke Kawabata[1] (1. Tohoku Univ.)

11:10 AM - 11:25 AM

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

*Tetsuo Matsumura[1], Takanori Kameyama[1] (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 Shinohara[1], Yuki Sakurai[1], Hiroki Ishida[1,2], Naoyuki Takaki[1] (1. Tokyo City University, 2. Toshiba Plant Systems &Services Corporation)

11:40 AM - 11:55 AM

Planning Lecture | Board and Committee | Standard Committee

[3G_PL] Utilization of research results to the development of standards for the risk-informed activities

Chair: Akio Yamamoto (Nagoya Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room G (E1 Bildg.3F No.32)

[3G_PL01] Activation of reflection of knowledge in standards for the risk-informed activities

*Yoshiyuki Narumiya[1] (1. SC)

[3G_PL02] Research on the level1 PRA for the regulatory activities

*Yoshikane Hamaguchi[1] (1. NRA)

[3G_PL03] PRA research results at NRRC and reflection of the results in standards

*Tai Furuta[1] (1. CRIEPI)

[3G_PL04] Discussion

*Akio Yamamoto[1], Yoshiyuki Narumiya[2], Yoshikane Hamaguchi[3], Tai Furuta[4], Tsuyoshi Takada[5], Takahiro Kuramoto[6] (1. Nagoya Univ., 2. SC, 3. NRA, 4. CRIEPI, 5. JAEA, 6. NEL)

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 Bildg.3F No.32)

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

*Seiji Yamasaki[1], Soichiro Moriya[1], Irwan Liapto Simanullang[1], Nozomu Fujimoto[1], Atsushi Sakon[2], Tadafumi Sano[2], Yoshiyuki Takahashi[3] (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 Soichiro[1], Nozomu Fujimoto[1], Irwan liapto Simanullang[1], Seiji Yamasaki[1], Yoshiyuki Takahashi[3], Atsushi Sakon[2], Tadashi Sano[2] (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 Bildg.3F No.32)

[3G12] Medical RI production in existing reactors

*Daiki Iwahashi[1], Yuto Sasaki[1], Shigetaka Maeda[2], Naoyuki Takaki[1] (1. TCU, 2. JAEA)

3:20 PM - 3:35 PM

[3G13] Medical RI production in existing reactors

*Yuto Sasaki[1], Daiki Iwahashi[1], Shigetaka Maeda[2], Naoyuki Takaki[1] (1. TCU, 2. JAEA)

3:35 PM - 3:50 PM

[3G14] Medical RI Production in existing reactors

*Naoyuki Takaki[1], Daiki Iwahashi[1], Yuto Sasaki[1], Shigetaka Maeda[2] (1. Tokyo City University, 2. Japan Atomic Energy Agency)

3:50 PM - 4:05 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Room H

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

[3H01] Ion irradiation response of cold rolled and recrystallized 12Cr ODS steel

*Jingjie Shen[1], Takuya Nagasaka[1], Takeo Muroga[1], Huilong Yang[2], Sho Kano[2], Hiroaki Abe[2] (1. NIFS, 2. UTokyo)

9:30 AM - 9:45 AM

[3H02] Evaluation of irradiation effects on high entropy cuprate superconductors

*Kota Sakurai[1], Naoko Oono[1], Aichi Yamashita[2], Yoshikazu Mizuguchi[2], Kiyohiro Yabuuchi[3], Okinobu Hashitomi[3] (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 microstrctural development of HFIR irradiated Tungsten

*Akira Hasegawa[1], Kenta Yoshida[1], Takeshi Miyazawa[2] (1. Tohoku Univ., 2. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM

[3H04] TEMPERATURE DEPENDENCE ON D RETENTION FOR DAMAGED W-10%RE ALLOY

*Yasuhisa Oya[1], Shiori Hirata[1], nao Inozume[1], Naoaki Yoshida[2], Tatsuya Hinoki[3], Kiyohiro Yabuuchi[3] (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 Hatano[1], Jing Wang[1,4], Takeshi Toyama[2], Tatsuya Hinoki[3], Kiyohiro Yabuuchi[3] (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 Oya[3] (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 Bildg.3F No.33)

[3H07] Investigation of thermal property of W-SiC/SiC joints under high heat load using ACT2

*Hiroya Ise[1], Naofumi Nakazato[1], Yukinori Hamaji[2], Jingjie Shen[2], Hirotatsu Kishimoto[1] (1. Muroran IT, 2. NIFS)

11:00 AM - 11:15 AM

[3H08] Multiple irradiation experiment of tungsten materials by negative hydrogen ion beam

*Koichiro Hirano[1], Makoto Fukuda[3], Koichiro Ezato[3], Kazutoshi Tokunaga[2] (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 Fukuda[1], Koichiro Hirano[2], Kazutoshi Tokunaga[3], Koichiro Ezato[1] (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 Tokunaga[1], Yukino Nomiyama[1], Makoto Fukuda[2], Koichiro Ezato[2], Koichiro Hirano[3] (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 Tranport

Chair:Keisuke Mukai(Kyoto Univ.)
2:45 PM - 3:20 PM Room H (E1 Bildg.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 Hirata[1], Naoaki Yoshida[2], Kazuaki Hanada[2], Yasuhisa Oya[1] (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 Matsuura[1], Som Xuan Nhat Bui[2] (1. Osaka Metropolitan University, 2. Osaka Prefecture University)

3:00 PM - 3:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

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 Bildg.3F No.33)

[3H13] UNITY: Unique Integrated Facility for Fusion Power Generation

*Shutaro Takeda[1,3], Satoshi Ogawa[1], Yoshifumi Kume[1], Colin Baus[1], Taishi Sugiyama[1], Masato Tabuchi[1], Takashi Ino[1], Kiyoshi Seko[1], Taka Nagao[1], 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 Ogawa[1], Colin Baus[1], Yoshifumi Kume[1], Taishi SugiyamSugiyama[1], Masato Tabuchi[1], Takashi Ino[1], Shutaro Takeda[1], Kiyoshi Seko[1], Taka Nagao[1], Satoshi Konishi[1] (1. Kyotofusioneering)

3:35 PM - 3:50 PM

[3H15] Study on organizing safety regulations and licensing requirements for fusion DEMO reactors

*Takashi Ino[1], Satoshi Konishi[1], Yoji Someya[2] (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 Bildg.3F No.34)

[3I01] Proliferation Resistance and Physical Protection of MSR

*Ritsuo Yoshioka[1], Yoichiro Shimazu[2], Takeshi Morita[1], Koji Ogasawara[1], Motoyasu Kinoshita[1] (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 Yoshizako[1], Shin Muraoka[1], Mitsutoshi mitsutoshi Suzuki[1], Shuichi Hasegawa[1] (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 Bildg.3F No.34)

[3I03] Development and Demonstration of a Neutron Resonance Transmission Analysis System using a Laser Driven Neutron Source

*Jaehong Lee[1], Fumiaki Ito[1], Kota Hironaka[1], Mitsuo Koizumi[1], Jun-ichi Hori[2], Kazushi Terada[2], Akifumi Yogo[3] (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 Bildg.3F No.34)

[3I04] Risk Communication in Energy Issues

*MIKIHIRO TADA[1] (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 Kitada[1] (1. INSS)

10:50 AM - 11:05 AM

[3I06] Measurement of Public Opinion on Nuclear Power Generation (14)

*Tomohiro Fujita[1] (1. INSS)

11:05 AM - 11:20 AM

[3I07] Analysis on the relationship between opinion and knowledge possessed for nuclear power generation

*Makoto Takahashi Takahashi[1], Saki Watanabe[1], Ryuma Shineha[2] (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 Shiino[1], Makoto Takahashi[1], Ekou Yagi[2] (1. Tohoku Univ., 2. Osaka Univ.)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

Oral presentation | I. General Issues | General Issues

[3I09-13] 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)

[3I09] Residents' Attitudes towards Shelter-in-place: The Case of Mito City, Ibaraki Prefecture
*Fumie Yamaguchi[1], Shogo Takahara[1], Kazuya Yamamoto[1], Naoya Sekiya[2] (1. JAEA, 2. UTokyo)
2:45 PM - 3:00 PM

[3I10] About ethical issues in the practice of dialogue
*Yoshihito Takeda[1] (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 Oiso[1] (1. INSS)
3:15 PM - 3:30 PM

[3I12] Differences in Knowledge and Experience regarding Radiation Risk between the Public and Experts
*REIKO KUWAGAKI[1], MOTOKO KOSUGI[2], TOMOKO TSUCHIYA[3] (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 Oba[1], Noboru Yanase[2], Ryota Matsui[3] (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 Matsumaru[1], Yasuki Ohtori[1], Hitoshi Muta[1], Toshiaki Sakai[2], Yoshifumi Katayama[3] (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 Ogawa[1], Shota Terayama[1], Yasuki Ohtori[1], Hitoshi Muta[1] (1. TOKYO CITY UNIVERSITY)
9:45 AM - 10:00 AM

[3J03] Evaluation of Seismic Diversity of SSC system in PRA
*Katayama Yoshifumi[1], Yasuki Ohtori[2], Toshiaki Sakai[3], Hitoshi Muta[2] (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 Ohara[1], Yasuki Ohtori[1], Hitoshi Muta[1], Yoshifumi Katayama[2], Toshiaki Sakai[3] (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 Watanabe[1], Shudai Fujimoto[2], Shuhei Matsunaka[3], Bumpei Fujioka[4], Ryusuke Haraguchi[5], Takashi KATO[6], Kensuke Toyoshima[7] (1. TEPCO HD, 2. KEPCO, 3. TEPSYS, 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 Nagai[1], Koji Tasaka[1], Koji Shirai[1] (1. CRIEPI)
10:55 AM - 11:10 AM

[3J07] Applicability of computer codes of tornado-borne missile strike probability toward tornado-PRA
*YUZURU EGUCHI[1], TAKAHIRO MURAKAMI[1], KOSUKE NAMBA[1], YASUO HATTORI[1] (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 Hanai[1], Satoshi Shinzaki[1], Takamasa

©Atomic Energy Society of Japan

Kurokawa[1], Kensuke Toyoshima[1], Masayuki Hijiya[1], Sunghyon Jang[2], Akira Yamaguchi[2] (1. NEL, 2. UTokyo)
11:25 AM - 11:40 AM

[3J09] Approach Comparison of Uncertainty Treatment in PRA and Dynamic PRA
*Xiaoyu Zheng[1], Hitoshi Tamaki[1], Tomoyuki Sugiyama[1] (1. JAEA)
11:40 AM - 11:55 AM

[3J_GM] The 11st General Meeting of Risk Division
12:05 PM - 12:55 PM Room J (E1 Bildg.4F No.42)

[3J_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network | Risk Science and Technology Division

[3J_PL] Improvement activities for domestic NPPs' PRA
Chair: Yu Maruyama (JAEA)
1:00 PM - 2:30 PM Room J (E1 Bildg.4F No.42)

[3J_PL01] NRRC Activities for Good PRA
*Kazuo Sakuramoto[1] (1. CRIEPI)

[3J_PL02] Improvement of PRA at Ikata Unit 3
*Nozomu Hashimoto[1] (1. YONDEN)

[3J_PL03] Challenges emerging from PRA model refinement
*Go Hasada[1] (1. TEPCO HD)

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 Bildg.4F No.42)

[3J10] A Study on Human Error Probability Considering Environmental Change caused by Multi-unit Effect
*Sunghyon Jang[1], Akira Yamaguchi[2], Tomomi Hanai[3], Satoshi Shinzaki[3], Takamasa Kurokawa[3], Kensuke Toyoshima[3], Masayuki Hijiya[3] (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 Mori[1], Yuki Morishita[1], Akio Yamamoto[1], Tomohiro Endo[1] (1. Nagoya Univ.)
3:00 PM - 3:15 PM

[3J12] Importance Measure Considering Common Cause Failure
*Yasuki Ohtori[1], Hitoshi Muta[1], Toshiaki Sakai[2] (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 Takeda[1], Masaki ONODERA[1], Shintaro YAGI[1], Tomoaki SUENAGA[1], Harunaga YANAGAWA[1], Kiyoshi NAKAJIMA[1], Junji ETO[1], Hiroshi SUZUKI[1] (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 Onodera[1], TOshiyuki Takeda[1], Shintaro Yagi[1], Tomoaki Suenaga[1], Harunaga Yanagawa[1], Kiyoshi Nakajima[1], Junji Eto[1], Hiroshi Suzuki[1] (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 Bildg.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 Kumagai[1], Kazuma Hirosaka[1], Naotomo Maruyama[2], Yusuke Minakawa[2] (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 Hidaka[1], Gaku Shoji[1] (1. University of Tsukuba)
10:30 AM - 10:45 AM

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

©Atomic Energy Society of Japan

*Ryuki Tahara[1], Yasutomi Morimoto[1], Daisuke Koike[2], Yasuharu Kimura[2], Masanori Ijichi[2], Paul Boyadjan[3] (1. JGC, 2. IHI, 3. NuScale Power)

10:45 AM - 11:00 AM

[3K04] Technical Demonstration for NuScale " VOYGR™"

*Daisuke Koike[1], Satoru Kai[1], Yasutomi Morimoto[2], Paul Boyadjan[3] (1. IHI, 2. JGC, 3. NuScale Power)

11:00 AM - 11:15 AM

[3K05] Technical Demonstration for NuScale " VOYGR™"

*Eiji Kawada[1], Yuuki Sato[1], Shunji Kataoka[1], Tomoyuki Umezawa[1], Tsuyoshi Fujita[1], Shinichi Aya[1], Yasutomi Morimoto[1], Daisuke Koike[2], Paul Boyadjan[3] (1. JGC, 2. IHI, 3. NuScale Power)

11:15 AM - 11:30 AM

[3K06] Technical Demonstration for NuScale " VOYGR™"

*Yuki Sato[1], Shunji Kataoka[1], Eiji Kawada[1], Yasutomi Morimoto[1], Tomoyuki Umezawa[1], Takahisa Kawase[2], Daisuke Koike[3], Paul Boyadjan[4] (1. JGC, 2. Kajima, 3. IHI, 4. NuScale Power)

11:30 AM - 11:45 AM

[3K_GM] The 42nd General Meeting of Operation and Power Division

12:05 PM - 12:55 PM Room K (E1 Bildg.4F No.43)

[3K_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network | Operation and Power Subcommittee

[3K_PL] Activites for restart of nuclear power plants over 40 years old and Aging-management for safe long-term operation of nuclear power plants

Chair: Takashi Takata (UTokyo)

1:00 PM - 2:30 PM Room K (E1 Bildg.4F No.43)

[3K_PL01] KEPCO's Mihama Unit 3 Activites for Restart and Long Term Operation

*Akira Tanahashi[1] (1. KEPCO)

[3K_PL02] ATENA's Initiatives on Aging Management for Safe Long Term Operation of Nuclear Power Plants

*Hirohisa Tanaka[1] (1. ATENA)

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)

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

[3K07] Study on the improving the operation of nuclear regulatory inspections

*Shintaro Yagi[1], Junji Eto[1], Hiroki Sugino[1], Masaki Onodera[1], Kiyoshi Nakajima[1], Nobuaki yoshizawa[1], Kiyoteru Suzuki[1] (1. Mitsubishi Research Institute)

2:45 PM - 3:00 PM

[3K08] Research on the improving the operation of nuclear regulatory inspections

*Junji Eto[1], Hiroki Sugino[1], Masaki Onodera[1], Shintaro Yagi[1], Kiyoshi Nakajima[1], Nobuaki Yoshizawa[1], Kiyoteru Suzuki[1] (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 Takahashi[1], Keita Okuyama[1], Junta Yamada[2], Tomoyasu Inoue[2], Eisuke Wakabayashi[2], Michiaki Kurosaki[2], syonosuke Yukita[3] (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 Yamada[1], Tomoyasu Inoue[1], Michiaki Kurosaki[1], Eisuke Wakabayashi[1], Shiro Takahashi[2], Keita Okuyama[2], Shonosuke Yukita[3] (1. HGNE, 2. Hitachi, 3. Hitachi Industry &Control Solutions)

3:30 PM - 3:45 PM

Room L

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)

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

[3L01] In-Vessel Phase MAAP Analysis Based on the Latest Findings on Fukushima Daiichi Nuclear Power Station in JFY2021

*Ikken Sato Sato[1], Takuya Yamashita[1], Shinji Yoshikawa[1], Michal Cibula[2], Shinya Mizokami[2] (1.

©Atomic Energy Society of Japan

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 Yamashita[1], Ikken Sato[1], Shinji Yoshikawa[1], Michal Cibula[2], Shinya Mizokami[2] (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 TANABE[1] (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 Yoneyama[1], Kazuo Watanabe[2], Kouji Kihara[3], 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 Endo[1], Hiroyuki Hagiwara[1], Akira Imamura[1], Tomo Imamura[1], Ezure Toshiki[2], Hamase Erina[2], Masaaki Tanaka[2] (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 Aoyagi[1], Akihiro Uchibori[1], Toru Makino[2], Hiroshi Ohki[3] (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 Uchibori[1], Yasushi Okano[1], Takashi Takata[1] (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 Abe[1], Hirotaka Nakahara[1], Mitsuhiro Aoyagi[2] (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 Sonehara[1], Mitsuhiro Aoyagi[1], Wataru Kosaka[1], Akihiro Uchibori[1], Yasushi Okano[1] (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 Suzuki[1], Haruki Honda[1], Shuntaro Aono[1], Ken-ichi Kawada[2], Shinya Ishida[2], Yasushi Okano[2] (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 Ohishi[1], Tomoya Takatani[1], hiroaki Muta[1], Toshiki Kondo[2], Shin Kikuchi[2] (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 matsuo[1], Jun-ichi Hori[2], Yoshiyuki Takahashi[2], Hiroshi Yashima[2], Kazushi Terada[2],

©Atomic Energy Society of Japan

Takashi Kanda[1], Tadafumi Sano[1] (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 Hori[1], Tadafumi Sano[2], Kazushi Terada[1], Yoshiyuki Takahashi[1], Hiroshi Yashima[1] (1. Kyoto Univ., 2. Kindai Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM

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

*Masahide Harada[1], Yutaka Abe[2], Makoto Teshigawara[1], Motoki Ooi[1], Yujiro Ikeda[3], Kenichi Oikawa[1], Seiko Kawamura[1], Yasuhiro Inamura[1] (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 NAKAMURA[1], Atsushi KIMURA[1], Syunsuke ENDO[1], Yuji SHIBAHARA[2], Toshiyuki SHIZUMA[3] (1. JAEA, 2. KURNS, 3. QST)

10:50 AM - 11:05 AM

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

*Gerard Rovira Leveroni[1], Atsushi Kimura[1], Shoji Nakamura[1], Shunsuke Endo[1], Osamu Iwamoto[1], Nobuyuki Iwamoto[1], Katabuchi Tatsuya[2], Yu Kodama[2], Hideto Nakano[2] (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 Nguyen[1], Toshiya Sanami[1,2], Hirohito Yamazaki[1,2], Toshiro Itoga[3], Yoichi Kirihara[4], Kenta Sugihara[4], Mohd Faiz Mohd Zin[1], Shuji Miyamoto[5], Yoshihiro Asano[2,5] (1. SOKENDAI, 2. KEK, 3. JASRI, 4. JAEA, 5. Osaka University)

11:20 AM - 11:35 AM

[3N07] Dipole strengh distribution in Pb-204

*Toshiyuki Shizuma[1], Shunsuke Endo[2], Atsushi Kimura[2], R Schwengner[3], R Beyer[3], T Hensel[3], H Hoffmann[3], A Junghans[3], A Wagner[3], N Tsoneva[4] (1. QST, 2. JAEA, 3. HZDR, 4. ELI-NP)

11:35 AM - 11:50 AM

[3N_GM] The 46th General Meeting of Nuclear Data Division

12:05 PM - 12:55 PM Room N (E2 Bildg.1F No.102)

[3N_GM] General Meeting

Planning Lecture | Joint Session | Nuclear Data Subcommittee, Investigation Committee on Nuclear Data

[3N_PL] Present Status and Applications of Activation Cross Section Data for Nuclear Reactor Decommissioning

Chair: Tokio Fukahori (JAEA)

1:00 PM - 2:30 PM Room N (E2 Bildg.1F No.102)

[3N_PL01] Summary of JENDL-5 activation cross section data

*Nobuyuki Iwamoto[1] (1. JAEA)

[3N_PL02] Points to note in activation calculations using recent evaluated nuclear data libraries

*Keisuke Okumura[1] (1. JAEA)

[3N_PL03] Significance and necessity of nuclear data in the backend field (in decommissioning and waste management)

*Ken-ichi Tanaka[1] (1. IAE)

[3N_PL04] Examination status of activation calculation of radioactive waste generated from research reactors for near surface disposal

*Mami Kochiyama[1] (1. JAEA)

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 Meigo[1], Keita Nakano[1], Yuji Yamaguchi[1], Kenichi Otsuji[2] (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

©Atomic Energy Society of Japan

*Kenta SUGIHARA[1], Shin-itiro MEIGO[1], Hiroki IWAMOTO[1], Keita NAKANO[1], Fujio MAEKAWA[1] (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 Iwamoto[1], Shinichiro Meigo[1], Daiki Satoh[1], Yosuke Iwamoto[1], Keita Nakano[1], Kenta Sugihara[1], Katsuhisa Nishio[1], Yoshihiro Ishi[2], Tomonori Uesugi[2], Yasutoshi Kuriyama[2] (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 toshimasa[1], Uozumi Yusuke[1], Yamaguchi Yuji[2], Iwamoto Yosuke[2], Sanami Toshiya[3], Koba Yusuke[4] (1. Kyushu Univ., 2. JAEA, 3. KEK, 4. QST)

3:30 PM - 3:45 PM

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

*Masaya Oishi[1], Shoichiro Kawase[1], Yukinobu Watanabe[1], Teppei Kawata[1], Kitafuji Kentaro[1], Hiroki Nishibata[1], Megumi Niikura[2], Daisuke Suzuki[2], Shintaro Go[2], Teiichiro Matsuzaki[2] (1. Kyushu Univ., 2. RIKEN)

3:45 PM - 4:00 PM

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

*Yuji Yamaguchi[1], Masahide Harada[1], Naritoshi Kawamura[2], Katsuhiro Haga[1] (1. JAEA, 2. KEK)

4:00 PM - 4:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

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)

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

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

*Norihisa Osawa[1], Yoshihisa Kaneda[1], Kazuki Matsuzawa[2], Michio Kikuchi[2], Takeshi Yamamoto[2], Ayaka Kakuda[3], Tomoyuki Sone[3], Takeshi Osugi[3], Ryoichiro Kuroki[3] (1. Taiheiyo 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 Matsuzawa[1], Michio Kikuchi[1], Takeshi Yamamoto[1], Norihisa Osawa[2], Ryo Sakamoto[2], Yoshihisa Kaneda[2], Ayaka Kakuda[3,4], Tomoyuki Sone[3,4], Takeshi Osugi[3,4], Ryoichiro Kuroki[3,4] (1. CRIEPI, 2. Taiheiyo 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 Kakuda[1], Masahiro Namiki[1,4], Kouiti Tabata[1], Norihisa Osawa[2], Yoshihisa Kaneda[2], Michio Kikuchi[3], Takeshi Yamamoto[3], Tomoyuki Sone[1], Takeshi Osugi[1], Ryoichiro Kuroki[1] (1. IRID/JAEA, 2. Taiheiyo 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 Taniguchi[1], Masahiro Namiki[1,2], Koichi Tabata[1], Ayaka Kakuda[1], Tomoyuki Sone[1], Takeshi Osugi[1], Ryoichiro Kuroki[1] (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 Tabata[1], Masahiro Namiki[3], Osawa Norihisa[2], Ryo Sakamoto[2], Yoshihisa Kaneda[2], Ayaka Kakuda[1], Tomoyuki Sone[1], Takeshi Osugi[1], Ryoichiro Kuroki[1] (1. IRID/JAEA, 2. Taiheiyo Consultant, 3. Inspection Development)

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発
（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]，
曽根 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拡がり、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。

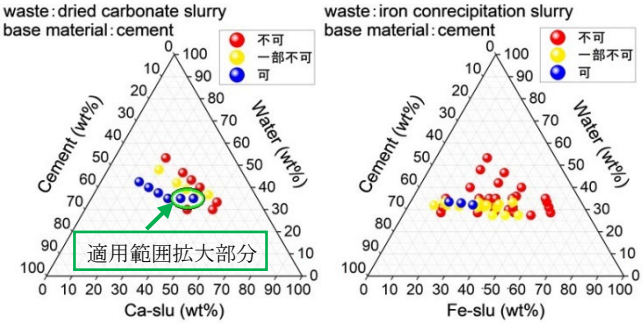


図 1 基礎特性の総合評価結果（左：CS 系、右：IS 系）

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

*Norihisa Osawa[1], Yoshihisa Kaneda[1], Kazuki Matsuzawa[2], Michio Kikuchi[2], Takeshi Yamamoto[2], Ayaka Kakuda[3], Tomoyuki Sone[3], Takeshi Osugi[3] and Ryoichiro Kuroki[3]

[1]Taiheiyo Consultant, [2]CRIEPI, [3]IRID/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
（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]，曽根 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。

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)

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。

*Kazuki Matsuzawa[1], Michio Kikuchi[1], Takeshi Yamamoto[1], Norihisa Osawa[2], Ryo Sakamoto[2], Yoshihisa Kaneda[2], Ayaka Kakuda[3], Tomoyuki Sone[3], Takeshi Osugi[3] and Ryoichiro Kuroki[3]

[1]CRIEPI, [2]Taiheiyo Consultant, [3]IRID/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]，曽根 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φ10×20 mm の円柱状とし、20 ℃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。

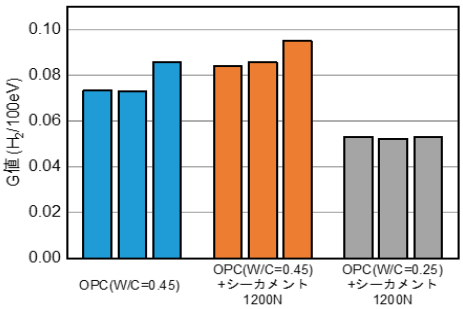


図 1　化学混和剤の添加の有無によるセメント固化体の G 値

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 Kakuda[1], Masahiro Namiki[1], Koichi Tabata[1], Norihisa Osawa[2], Yoshihisa Kaneda[2], Michio Kikuchi[3], Takeshi Yamamoto[3], Tomoyuki Sone[1], Takeshi Osugi[1] and Ryoichiro Kuroki[1]
[1] IRID/JAEA, [2]Taiheiyo Consultant, [3]CRIEPI., [4]present: Inspection Development

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]，
曽根 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。

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）

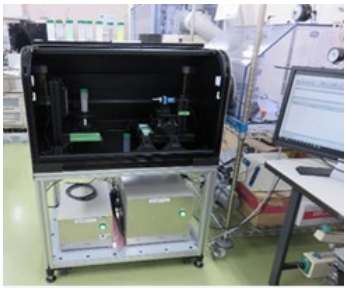


図1　画像判定試験装置

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。

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	ー
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

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] 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 Taniguchi[1], Masahiro Namiki[1,2], Koichi Tabata[1], Ayaka Kakuda[1] Tomoyuki Sone[1], Takeshi Osugi[1] and Ryoichiro Kuroki[1]

[1] IRID/JAEA, [2]present: Inspection Development.

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]，曽根 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。

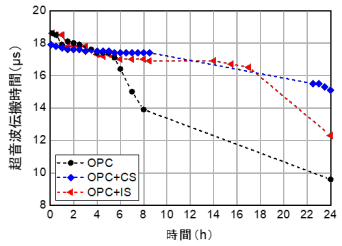


図1　超音波伝搬時間調査結果

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。

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/cm²]
ANS標準浸出試験法	150～180	1200	10（規定）
Simple ANS法	23～25	30	5.2

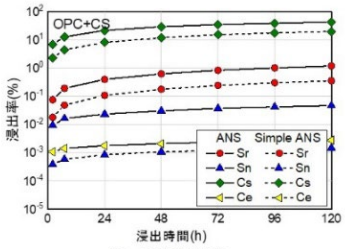


図2　浸出試験結果

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 Tabata[1], Masahiro Namiki[1] Norihisa Osawa[2], Ryou Sakamoto[2], Yoshihisa Kaneda[2], Ayaka Kakuda[1], Tomoyuki Sone[1] Takeshi Osugi[1] and Ryoichiro Kuroki[1]

[1] IRID/JAEA, [2]Taiheiyo 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 Bildg.1F No.10)

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

*Junya Sato[1], Takumi Taniguchi[1], Kazuki Matsuzawa[2], Michio Kikuchi[2], Takeshi Yamamoto[2], Ayaka Kakuda[1], Tomoyuki Sone[1], Takeshi Osugi[1], Ryoichiro Kuroki[1] （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 Takahashi[1], Mayu Enomoto[1], Ayaka Kakuda[1], Tomoyuki Sone[1], Takeshi Osugi[1], Ryoichiro Kuroki[1] （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 Sakamoto[1], Yutaro Kobayashi[1], Kazuko Haga[1], 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 URUGA[1], *Shizue FURUKAWA[1], Tadafumi KOYAMA[1], Ayaka KAKUDA[2], Tomoyuki SONE[2], Takeshi OSUGI[2], Ryoichiro KUROKI[2] （1. CRIEPI, 2. IRID/JAEA）

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発
（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]，曽根 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°C にて 160 分間、45°C 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。

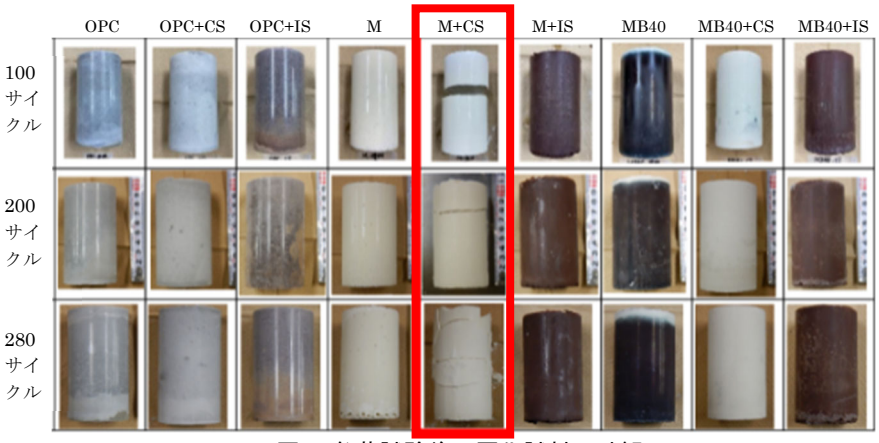


図 1 負荷試験後の固化試料の外観

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 Sato[1], Takumi Taniguchi[1], Kazuki Matsuzawa[2], Michio Kikuchi[2], Takeshi Yamamoto[2], Ayaka Kakuda[1], Tomoyuki Sone[1] Takeshi Osugi[1] and Ryoichiro Kuroki[1]
[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

*髙橋　裕太[1]，榎本 真由[1]，角田　あやか[1]，曽根　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能量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，1.3×1.3×0.8[m^3]，板厚 0.2[cm]）に 80%充填し，xyz 方向にそれぞれ 3×3×3 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℃，汚染水処理二次廃棄物の主要核種として ^{60}Co，^{90}Sr，^{137}Cs，放射能濃度を 1×10^5 から 1×10^{10}[Bq/cm^3]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 8.08cm，縦方向に 11cm（1cm の隙間と 4 か所に 10cm の角柱）の隙間を想定した。試験的な空間として，8×8×4.5[m^3]（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℃）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。

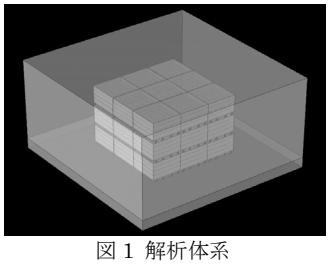


図 1 解析体系

3.解析結果

単体配置の場合と比べ，^{60}Co，^{137}Cs では，発熱量が 2%から 11%増大した（中心に近付くほど増大）。^{90}Sr 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 ^{137}Cs の場合を示すと，放射能濃度が 1×10^8[Bq/cm^3]で 22.45℃，1×10^9[Bq/cm^3]で 38.70℃，1×10^{10}[Bq/cm^3]で 150.38℃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，^{137}Cs を対象としたインベントリ制限値は 2.22×10^9[Bq/cm^3]とする結果が得られた（図 2）。

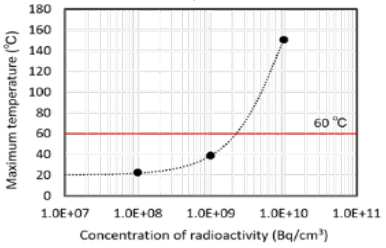


図 2 放射能濃度による固化体最大温度の変化(^{137}Cs)

※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。

*Yuta Takahashi[1], Mayu Enomoto[1], Ayaka Kakuda[1], Tomoyuki Sone[1], Takeshi Osugi[1] and Ryoichiro Kuroki[1]

[1]IRID/ 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], 曽根 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。

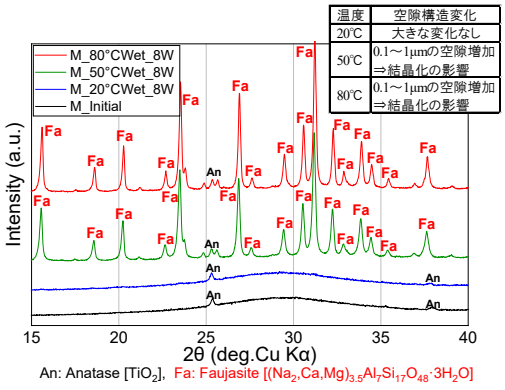


図 1　XRD 同定結果の一例(M)

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 Sakamoto[1], Yutaro Kobayashi[1], Kazuko Haga[1], Ayaka Kakuda[2], Tomoyuki Sone[2], Takeshi Osugi[2] and Ryoichiro Kuroki[2]

[1]Taiheiyo Consultant, [2]IRID/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]、曽根 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。

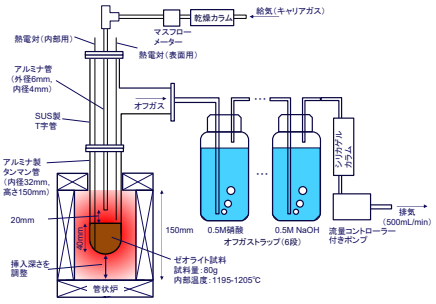


図 1 試験体系

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。

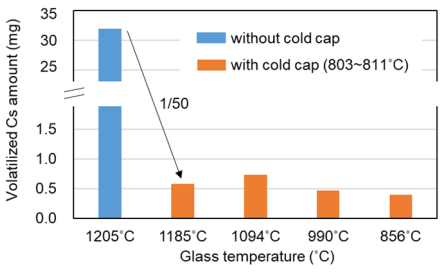


図 2 コールドキャップ試験結果

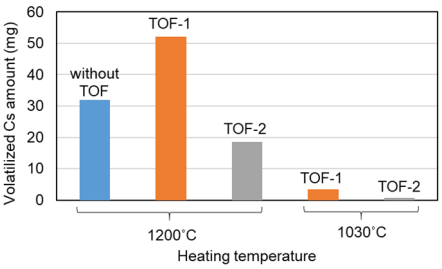


図 3 TOF 試験結果

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。

Kazuyoshi Uruga[1], *Shizue Furukawa[1], Tadafumi Koyama[1], Ayaka Kakuda[2], Takeshi Osugi[2], Tomoyuki Sone[2] and Ryoichiro Kuroki[2]
[1]CRIEPI, [2]IRID/JAEA

Planning Lecture | Board and Committee | Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

[3A_PL] Present status and the technological strategy of Fukushima Daiichi NPS decommissioning

Chair: Naoto Sekimura (UTokyo)

Fri. Sep 9, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room A (E1 Bildg.1F No.10)

[3A_PL01] Present status of Fukushima Daiichi NPS decommissioning

*Masumi Ishikawa[1] (1. TEPCO HD)

[3A_PL02] Technical Strategic Plan for Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

*Noriyoshi Nakamura[1] (1. NDF)

[3A_PL03] Measurement technology for radioactivity distribution in the Fukushima Daiichi NPS

*Yuki Sato[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

2022年秋の大会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

福島第一原子力発電所廃炉の現状と技術戦略

Present status and the technological strategy of Fukushima Daiichi NPS decommissioning

（1）福島第一原子力発電所廃炉作業の現状

(1) Present status of Fukushima Daiichi NPS decommissioning

*石川 真澄[1]

[1]東京電力 HD

1. はじめに

本講演では、事故後 10 年が経過した福島第一原子力発電所における廃炉・汚染水・処理水対策の現状と今後の課題について説明する。

まず廃炉をどのような全体計画の下、進めているか述べたい。東京電力は、国により 2011 年 12 月に取り纏められた「東京電力（株）福島第一原子力発電所 1～4 号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」（以下「中長期ロードマップ」）に基づき廃炉作業を進めている。このロードマップにおける第 1 期とは、使用済燃料の取り出しを開始するまでの期間、第 2 期とは、溶け落ちた燃料デブリの取り出しを開始するまでの期間と定義されている。最後の第 3 期は、廃炉が完了するまでの長い期間になるが、2019 年 12 月に改訂された中長期ロードマップで、第 3 期の最初の 10 年間を新たに 3-1 期と位置づけた。この期間は、より本格的な廃炉作業、つまりデブリ取り出し作業を着実に実施するために、燃料の取り出し、汚染水対策など複数の工程を計画的に進める時期と定義している。また、それぞれの分野における主なマイルストーンも定めている。

これを踏まえ、当社は 2020 年 3 月に、これらのマイルストーン及び原子力規制委員会のリスクマップに掲げられた目標を達成するための主要なプロセスを作り「廃炉中長期実行プラン 2020」として公表した。その後、毎年改訂を行っている。

「廃炉中長期実行プラン」により当社は今後の廃炉作業を、将来を見据えながらより計画的に進めることが可能となる。一方、地域の方々から見ると、今後の廃炉作業を具体的に把握し、廃炉事業に参入する際の検討を行うことができる。福島第一の廃炉を通じて福島の復興にいかに貢献できるかが鍵であり、「復興と廃炉の両立」の大原則の下、東京電力は、引き続き廃炉・汚染水・処理水対策に責任を持って取り組んでいく。

2. 汚染水・処理水対策

汚染水は、原子炉内に注入された冷却水が燃料デブリに触れることで発生する。そして、この汚染水と建屋内に流入する地下水と雨水が混ざり合うことで、新たな汚染水が発生し続けている。これら汚染水は、多核種除去設備等により、建屋内滞留水中に多く含まれていると評価された 62 種類の核種（トリチウムを除く）を除去してタンクに貯蔵している。今後、燃料デブリ等の保管場所等を考えると、発電所の敷地を有効に活用していく必要があることから、下記に示す汚染水対策と ALPS 処理水対策が主な課題となっている。

2.1 汚染水対策

当社は、①汚染源を取り除く、②汚染源に水を近づけない、③汚染水を漏らさない、の 3 つの基本方針に基づき重層的に対策を進めてきた。

これらの対策は既に成果を上げつつあり、現在は、②の主要対策である地下水や雨水の原子炉建屋等への流入抑制を更に徹底すること、原子炉建屋等に残っている汚染水の除去（建屋滞留水の処理）および外部流出リスクの更なる低減などに取り組んでいる。

2.1.1 汚染水発生量の低減

フェーシング、サブドレン、陸側遮水壁(凍土壁)など、地下水の流入を抑制するための従来からの対策に加えて、2020 年以降は、建屋屋根の損傷部（3 号機タービン建屋等）への雨水カバーの設置、1～4 号機建屋周辺のフェーシング（陸側遮水壁内側進捗約 30%：2021 年度末）を行っている。これらの重層的な対策により、

1 日当たり汚染水発生量は対策前の約 540m3/日（2014 年 5 月）に対し、2021 年度においては約 130m3/日まで低減している。

今後は 1 号機原子炉建屋の大型カバー設置、1～4 号機建屋周辺のフェーシングを進め、サブドレンによる地下水位の低下や陸側遮水壁の確実な運用等を継続して、2025 年内に平均 100m3/日の達成を目指す。

2.1.2 津波リスクへの対応

(1) 建屋内滞留水の除去

放射性物質の濃度が高い汚染水は原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋等に滞留しているが、津波発生時等の漏えいリスクを念頭にその除去を進めてきた。2017 年 3 月には 1 号機のタービン建屋の滞留水を除去することに成功した。その後も作業を継続し、1～4 号機のタービン建屋、廃棄物処理建屋、4 号機原子炉建屋について建屋内滞留水の水位を低下させ、中長期ロードマップに掲げられた滞留水処理の目標を達成したことを 2020 年 12 月に確認した。

一方、プロセス主建屋、高温焼却炉建屋では、事故直後に地下階に設置されたゼオライト土嚢等が高い放射能を有していることが確認されており、滞留水による遮蔽がなくなると屋内が高線量化する等のリスクがあるため、何らかの対応が必要である。極めて高い表面線量を持つ物体を扱う必要があることを考慮して、国内外の知見・実績をベースに検討した結果、滞留水がある状態においてゼオライト土嚢等を水中回収し、脱水、保管容器に充填する工法をメイン・シナリオにして検討を進めることにした。

なお、原子炉建屋内の滞留水は、2022～2024 年度の間に 2020 年末比の半分程度に低減する予定であり、現在、2 号機については低減目標水位に到達し、1，3 号機の処理を順次進めているところである。また、滞留水中にはα核種の存在が確認されており、これが今後の滞留水処理の支障とならないよう、慎重な処理を進めるとともに、今後の燃料デブリに係る作業によるα核種濃度の変化を踏まえて処理設備の改造を進める予定である。

(2) 建屋開口部の閉止

東北地方太平洋地震による津波（3.11 級津波）と同規模の津波に対し、建屋滞留水が流出することや津波の水が建屋へ流入し、汚染水が増えることを防止するために開口部の閉止をする等の対策を進めてきた。2018 年度に 1～3 号機タービン建屋、プロセス主建屋、高温焼却炉建屋の階段や吹き抜けなどの床面や壁面の開口部の閉止工事を、2019 年度に 2、3 号機原子炉建屋の外部ハッチ等の閉止工事を、2020 年度に 2021 年以降も滞留水が残る 1～3 号機原子炉建屋の扉の閉止工事を完了した。滞留水処理が 2020 年に完了したその他の建屋についても 2022 年 1 月に作業が完了し、全 127 箇所の対策を終了した。

(3) 防潮堤の延長

2017 年 12 月の国の地震調査研究推進本部の評価によれば、千島海溝沿いの地震による津波は、3.11 級津波に比べ継続時間・最高水位（福島第一では海水面からの高さが 10m 程度）とも小さくなると予想されているものの、切迫性が高いとされている。そのため、津波による重要設備の被害軽減も視野に、既に設置されているアウターライズ津波対策で設置した防潮堤を北側に延長し、海水面からの高さ 11m、長さ 600m の防潮堤が 2020 年 9 月に完成した。

また、2020 年 4 月には、内閣府から新たに「日本海溝・千島海溝沿いの巨大地震モデル」が公表された。その影響の評価を 2020 年度に実施し、その結果を踏まえ千島海溝津波防潮堤を補強するとともに、日本海溝津波防潮堤を新設する方針とした。日本海溝津波防潮堤は 2021 年 6 月に着手し、2023 年度末の完成を目標に、海水面からの高さ約 13～16m、長さ約 1,000m の防潮堤の建設を進めている。

2.2 ALPS 処理水対策

ALPS 処理水の処分については、2021 年 4 月に開催された廃炉・汚染水・処理水対策関係閣僚等会議において、安全性を確保した上で海洋放出するとの政府の基本方針が決定された。当社は、この基本方針を着実に履行するための対応を取りまとめた。

(1) 海洋放出設備の設置に向けた取組

2021 年 8 月に当社が公表した検討状況を反映した ALPS 処理水海洋放出設備の実施計画変更認可申請を同年 12 月に行い、以降、公開の審査会合においては、原子炉等規制法に基づく審査に加え、2021 年 11 月に当

社が公表した「ALPS 処理水の海洋放出に係る放射線影響評価報告書（設計段階）」の確認も含む国の基本方針を踏まえた対応についても確認が行われた。原子力規制委員会は実施計画の審査書案についてパブリック・コメントを実施し、2022 年 7 月に実施計画の変更が認可された。

また、実施計画変更認可に向けた手続きと並行して、設備設置に向けた海底の地質調査（2021 年 11 月～12 月）や環境整備（陸上側：2021 年 12 月開始、海上側：2022 年 4 月開始）を進めている。

(2) 海域モニタリング強化

ALPS 処理水の拡散の状況を海洋拡散シミュレーションにより評価した結果、現状よりもトリチウム濃度が高くなると評価された発電所近傍を中心に福島県沖の海域について、拡散状況を確認するためトリチウム測定を強化する海域モニタリングを検討し、その検討結果について 2021 年 8 月に公表している。政府の総合モニタリング計画の改定状況を踏まえつつ、その検討結果（測定点・測定対象・測定頻度を増加）に検出下限値を設定した海域モニタリング計画を策定した。同計画に基づき、2022 年 4 月から新たな測定点の試料採取を開始し、トリチウムを中心とした海水の放射性物質濃度や海洋生物の状況を放出開始前から継続して確認している。なお、当社の海域モニタリングの検討状況、海域モニタリング計画については、ALPS 処理水の海洋放出に伴い強化された政府の総合モニタリング計画にも取り込まれている。

(3) トリチウム分離技術に関する調査

環境中に放出するトリチウムの量を減らすため、2021 年 5 月から、第三者機関を交えた新たなスキームを通じ、国内外を対象としたトリチウム分離技術に関する調査や提案に関する受付を開始した。提案のあった技術については、第三者機関において技術内容の確認・評価を行ったものを当社が確認し、現実的に実用可能な技術が確認出来た場合には、具体的な設計の検討や技術の実証試験などを行い、技術の確立を目指していく。

(4) 海洋生物の飼育試験

ALPS 処理水の海洋放出に係る理解の醸成、風評影響の抑制につなげていくことを目的に、海洋生物類の飼育試験を実施する予定である。飼育試験の実施に先立ち、2022 年 3 月から、発電所敷地内で飼育ノウハウの習得や設備設計の確認等を目的とした、発電所周辺の通常の海水での飼育練習を開始し、同年 7 月から、飼育試験の本番環境を模擬した水槽によるヒラメ、アワビの飼育練習を開始している。今後は海藻類の飼育も実施予定である。

3. 使用済燃料プールからの燃料取り出し

福島第一 1～3 号機における使用済燃料プールからの燃料の取り出しは、オペレーティングフロア（以下、「オペフロ」）における①瓦礫撤去（水素爆発のなかった 2 号機を除く）、②除染・遮へい、③燃料取扱設備の設置、④燃料取り出し、⑤構内の共用プール等での保管の順に実施している。燃料の溶融を起こした 1～3 号機のオペフロはいずれも線量が高く、作業員の被ばくには特に留意する必要があることから、これらの作業は殆どを遠隔操作で実施する。

震災直後、福島第一で最もリスクが高いと言われた 4 号機の燃料取り出しは、2013 年 11 月に開始し、2014 年 12 月に完了した。3 号機の燃料取り出しは 2019 年 4 月に開始し、2021 年 2 月に完了した。

今後、1 号機の燃料取り出しは 2027 年度～2028 年度に開始、2 号機の燃料取り出しは 2024 年度～2026 年度に開始、5, 6 号機の燃料取り出しは 1, 2 号機の燃料取り出し作業に影響を与えない範囲で実施することで、2031 年内の全号機完了を目指す。

3.1 1 号機の取り出し準備状況

1 号機は、オペフロ北側の瓦礫撤去に 2018 年 1 月に着手し既に完了している。一方、使用済燃料プールのある南側では、燃料交換機、天井クレーン、更に崩落屋根の鉄骨やスラブというように、瓦礫が山のようにうず高く積み重なって使用済燃料プールを覆っている。ダスト飛散対策の信頼性向上等の観点から、南側の瓦礫撤去の前に原子炉建屋を覆う大型カバーを先行設置し、カバー内で瓦礫撤去や準備作業、燃料取り出しまでを実施する工法で進めることとしている。

これらの撤去に際して、鉄骨やスラブ等が使用済燃料プールへ落下するリスクを可能な限り低減するため、

2020 年 3 月以降、瓦礫落下防止・緩和対策として使用済燃料プールのゲートへのカバー設置、使用済燃料プール上への養生設置、燃料交換機・天井クレーンを下部から支える支保材の設置を順次実施し、2020 年 11 月に完了した。また、大型カバーの設置に向けて、干渉物となる原子炉建屋カバーの残置部の撤去を今年の 6 月に完了している。

3.2 2 号機の取り出し準備状況

2 号機は、他号機と異なり原子炉建屋が爆発を免れたが、建屋内部の線量が非常に高い状況となっていたため、建屋上部を解体して新たな設備を設置することが必要と判断していた。

2018 年 7 月から遠隔ロボットを用いた作業・調査を開始し、その後、線量が大きく低減している傾向が確認され、遮へい等を適切に実施することによりオペフロ内でも限定的な作業であれば実施できる見通しが得られたことから、建屋上部を全面解体せず原子炉建屋南面に開口部を設けてアクセスする工法に変更した。本工法は、建屋解体時のダスト飛散対策の信頼性や被ばくの低減、雨水の建屋流入抑制、工事ヤード調整の観点などで優位性がある。

2020 年 6 月に使用済燃料プール内の燃料等の状態を確認し、直近では、構台設置に向けた準備工事を実施している。

3.3 3 号機の状況

3 号機では、使用済制御棒等の高線量機器の取り出しに向け、機器の状態確認等のプール内調査を実施し、2021 年 10 月に完了し、2022 年下期からの高線量機器取り出しの準備を進めている。

4. 燃料デブリ取り出しに向けて

福島第一 1～3 号機における燃料デブリの取り出しは、これまでに経験したことのない取り組みとなる。取り出し作業は、①原子炉格納容器内部調査、②燃料デブリ取り出し、③保管というステップで進めていくが、極めて高線量の環境下での作業となるため、ほとんどの作業を遠隔で実施することになる。

4.1 格納容器内部調査と燃料デブリ分布状況の推定

取出し方法を決定し具体的な取出し機器の開発を進めるためには、まずその位置や性状を把握する必要があり、これまでに格納容器内部の状況をロボット等の遠隔操作機器、ミュオン透過法などにより調査している。燃料デブリの分布の状況は、以上のような調査の結果や事故進展解析結果等から、現時点で下記のとおり推定している。

1 号機：燃料デブリの大部分が格納容器底部に存在

2 号機：圧力容器底部に多くが残存し格納容器底部にも一定の量が存在

3 号機： 1 号機と 2 号機の中間

4.2 1 号機内部調査の状況

次期調査として 1 号機については、2022 年 2 月から 6 月にかけ、用途が異なる 6 種類の潜水機能付ボート型の調査装置（水中 ROV）にて、ガイドリングの取り付け、ペデスタル外周の目視調査、堆積物の厚さ測定等を実施している。目視調査では、既設構造物の状態や、堆積物の広がり状況等を確認することができた。また、ペデスタル（台座）基礎部外側の調査を行ったところ、ペデスタル開口部壁面の一部において、コンクリートの内側にあった鉄筋、インナースカートが露出していることを確認した。

今後の内部調査を継続し、知見の拡充・評価を実施していくが、現時点の情報等を基にペデスタルの損傷に伴うプラントへの影響を考察した結果、支持している原子炉圧力容器について、水平方向は支持する構造物（スタビライザ等）があり、鉛直方向は燃料等の流出で重量が減少していること等から、大規模な損壊等に至る可能性は低いと想定している。

また、仮に損壊等に至った場合においても、燃料デブリの冷却、ダストの飛散、臨界の影響について考察した結果、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないと考えているが、更なる対応についても検討していく。

4.3 燃料デブリの取り出し計画

最新の中長期ロードマップでは、取り出しの初号機を「燃料デブリ取り出し作業における安全性、確実性、

迅速性、使用済燃料取り出し作業との干渉回避を含めた廃炉作業全体の最適化の観点から」2 号機と決定した。取り出しは、英国で製造したロボットアームを用いてまず試験的な取り出しから開始し、その後取り出し方法の検証や確認を行った上で、同様な機構の装置を用い、段階的に取り出し規模を拡大する計画である。

試験的取り出しに用いる装置は、英国での動作確認後、2021 年 7 月に日本に到着し、8 月より国内工場（神戸）で性能確認試験及び操作訓練を行ってきた。同試験及び訓練が 2022 年 1 月に終了したことから輸送を行い、2 月から JAEA 楢葉遠隔技術開発センターにおいて、実機を模擬した設備を用いた性能確認試験を開始した。現在、これまでの性能確認試験の中で抽出した改善点への対応について、まさに取り組んでいる。

また、現場の準備作業としては、本調査に必要な格納容器内へのアクセスルートの構築作業として、X-6 ペネトレーション（格納容器内への貫通孔）の開放作業を計画しており、開放に向けた隔離部屋設置作業に取り組んでいる。今後、X-6 ペネトレーションの開放、同ペネトレーション内の堆積物除去等を行っていく。

4.4 取り出し規模の更なる拡大

2 号機における段階的な取り出し規模の拡大後、中長期的には 1、3 号機においても取り出しを開始し、取り出し規模を拡大していく予定である。

1 号機、3 号機における取り出しに当たっては、1・2 号機排気筒残置部や 3・4 号機排気筒等の撤去を行い、デブリ取り出しに必要な設備の設置を行っていく。加えて、1、3 号機は 2 号機と比較して作業現場の線量が高いことから、遠隔操作で汚染した配管の撤去や除染を行い、線量を低減することを検討している。また、これらと並行して取出設備・保管施設の設計、製作も順次進めていく。

5. 放射性固体廃棄物の管理

固体廃棄物については、「保管管理計画」において、向こう 10 年間に発生する物量の予測を行った上で、必要な減容処理施設や保管施設を導入する計画を立案している。ただし、発生する物量の予測は今後の廃炉作業等の進展状況等により変動するため、毎年、見直しを行い、計画を更新している。

事故以降に発生した固体廃棄物は、「瓦礫等」と、水処理に伴い発生する吸着塔等の「水処理二次廃棄物」に分類している。

「瓦礫等」は、線量率、部位、種類ごとに可能な限り分別し、エリアと保管形態を分けて一時保管しており、表面線量率が 30mSv/h 超の瓦礫類は固体廃棄物貯蔵庫、30mSv/h 以下の瓦礫類は覆土式一時保管施設、屋外容器収納、屋外シート養生などの方法で保管している。今後はこれらを可能な限り減容した上で固体廃棄物貯蔵庫内への保管へ集約し、屋外の一時保管エリアを 2028 年度内に解消していくこととしている。

「水処理二次廃棄物」は、高線量かつ水分を含むため保管に注意を要するため、大きさや線量に応じて適切に遮へい・保管するとともに、巡視や遠隔監視等により漏洩や異常の有無を確認している。

廃棄物を減容する設備としては、使用済保護衣類の焼却・減容を行う既設の雑固体廃棄物焼却設備に加え、今後、敷地造成等で伐採した森林の焼却を行う増設雑固体廃棄物焼却設備、金属を切断、コンクリートを破砕して減容する減容処理設備を設置する。保管のための施設としては、既存の施設（1～9 棟）に加え、増設固体廃棄物貯蔵庫第 10～11 棟、吸着塔類を保管する大型廃棄物保管庫の設置を行う計画である。

増設雑固体廃棄物焼却設備については 2022 年 5 月に竣工したものの、同年 3 月 16 日に発生した福島県沖地震の影響と推定される設備不具合により同年 6 月に焼却運転を停止して、現在修理方法の検討中である。吸着塔類等を保管する予定の大型廃棄物保管庫は 2023 年度運用開始を目指し工事を実施している。また、減容処理設備の基礎工事を 2021 年 4 月から開始している。

※当原稿は 2022 年 7 月時点のものである

以　上

*Masumi Ishikawa[1]
[1]TEPCO HD

2022年秋の大会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

福島第一原子力発電所廃炉の現状と技術戦略
Present status and the technological strategy of Fukushima Daiichi NPS decommissioning

（2）福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン

(2) Technical Strategic Plan for Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

*中村 紀吉[1]
[1]原子力損害賠償・廃炉等支援機構（NDF）

1. 緒言

原子力損害賠償・廃炉等支援機構（NDF）は、政府が策定する「東京電力ホールディングス㈱福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」（中長期ロードマップ）に確固とした技術的根拠を与え、その円滑・着実な実行や改訂の検討に資すること及び原子力規制委員会が策定する「東京電力福島第一原子力発電所の中期的リスクの低減目標マップ」の目標達成に資すること、並びに廃炉等積立金の取戻しに関する計画作成方針に根拠を与えることを目的として、「東京電力ホールディングス㈱福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン」（技術戦略プラン）を毎年取りまとめている。現在作成中の技術戦略プラン 2022 では、2 号機の試験的取り出し及び原子炉格納容器（PCV）内部調査に向けた取組状況、取り出し規模の更なる拡大に向けた工法の検討状況、ALPS 処理水の海洋放出に向けた取組状況、燃料デブリに係る分析戦略等を特徴的に記載している。本稿では、これらを中心に廃炉の技術戦略、廃炉の推進に向けた分析戦略等について紹介する。

2. 福島第一原子力発電所の廃炉のリスク低減及び安全確保の考え方

2.1 福島第一原子力発電所廃炉の基本方針

福島第一原子力発電所の廃炉においては「事故により発生した通常の原子力発電所にはない放射性物質に起因するリスクを、継続的、かつ速やかに下げること」を基本方針とする。また、廃炉を進める上で、廃炉作業の安全確保は、安全上の特徴に基づき、リスクのバランスを長期的視点で俯瞰した対応が必要であり、柔軟なリスク低減戦略を検討することが重要である。

2.2 放射性物質に起因するリスク低減の考え方

リスク低減対策としては、「潜在的影響度」を低減させる方法と、「管理重要度」を低減させる方法がある。様々なリスク低減対策のうち、一般に工学的に実現しやすいものは、「管理重要度」の低減である。したがって、福島第一原子力発電所の廃炉は、まずはリスク源をより健全な施設においてより安定的に管理することで管理重要度を下げる取組であり、図 1 の「十分に安定管理されている領域」（水色の領域）に持ち込むことを当面の目標としている。本目標に対する技術戦略プラン 2021 からの作業進捗としては、フランジ型タンク底部の残水（濃縮塩水）の処理の進捗、ALPS スラリーが保管されている HIC の一部について β 線照射の影響を踏まえ移替えが必要となったことなどを反映している。

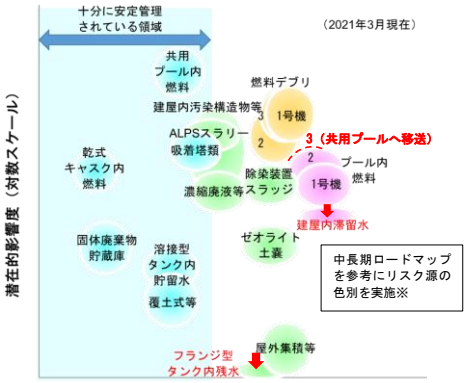


図 1　リスクレベルの例（2021 年の例）

2.3 廃炉作業を進める上での安全確保の考え方

事故炉である福島第一原子力発電所の現場状況には大きな不確かさが存在することから、燃料デブリ取り出し等の大掛かりな作業について、既存の知見のみに基づいて作業全体を設計しようとすると、極めて大きな安全余裕や幅広い技術選択肢の想定が必要となる。このため、対応期間の長大化や手戻りのリスクが避けられず、その結果、廃炉全体の遅れ、廃炉費用の高騰、作業員被ばくの増加等を招き、全体プロジェクトの成立性や予見性を低下させる可能性が大きくなる。一方で、現状既に放射線レベルが高い環境下にあること、閉じ込め障壁等の更なる劣化、今後の大きな自然事象（地震や津波等）の発生の可能性等を考慮すると、リスク状態の改善と不確かさ縮小は早急に行うことが求められる。このため、作業をいくつかの段階に分けた上で、実際的な安全の確保を保証できる「最初の段階の作業」に取り組み、そこで得られた情報を次の段階に展開するという「逐次型の取組」が重要となる。

3. 福島第一原子力発電所の廃炉に向けた技術戦略

3.1 燃料デブリ取り出し

燃料デブリ取り出しについては以下の目標を達成すべく取組を進めている。

(1) 周到な準備をした上で燃料デブリを安全に回収し、これを十分に管理された安定保管の状態に持ち込む。

(2) 2 号機の試験的取り出しについては、2021 年内の取り出し開始としていたものの、新型コロナウイルス感染拡大の影響により工程が遅れているが、工程遅延を 1 年程度に留めることを目標に作業を進める。段階的な取り出し規模の拡大等の一連の作業を進め、その後の取り出し規模の更なる拡大に向けて必要な情報・経験を得る。

(3) 取り出し規模の更なる拡大については、初号機の燃料デブリ取り出し、内部調査、研究開発、現場環境整備等を見極めつつ、収納・移送・保管方法を含め、その方法の検討を進める。

2 号機における試験的取り出し及び PCV 内部調査では、X-6 ペネトレーション（X-6 ペネ）のフランジを開放することにより、従来よりも大きな開口を利用してロボットアームを出し入れし、PCV 内の燃料デブリを外へ取り出すことを行う。この作業では、従来の閉じ込め障壁の位置が X-6 ペネの閉止フランジ部であったものから、X-6 ペネ開放作業時に設置する隔離部屋（図 2）や新たに設置するエンクロージャに拡張することになる（図 3）。これは、規模は小さいながらも、PCV に新たな開口を設けて、PCV 外側に閉じ込め障壁を拡張するという今後の取り出し作業の基本的な現場構成の形であり、新たな段階に入る取組である。

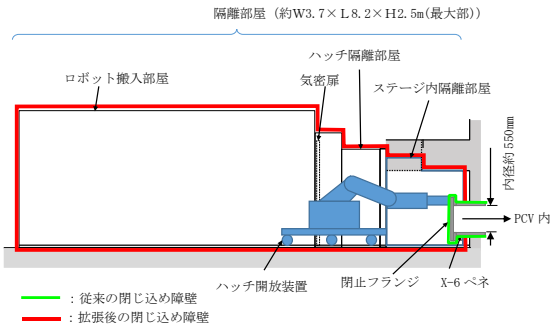


図 2　X-6 ペネ解放作業時の閉じ込め障壁概略図

不確かな現場への適用に向けて、様々な状態での機能を検証すること、及び万一の際に装置を確実に救出できることが重要である。そのため、必要な準備を整えること、現場を模擬したモックアップ試験等を行うことにより、時間をかけてでも要求機能を満足していることを確実に確認すること、新たに抽出されたリスクを確実に潰していくことが必要である。また、必要な場合には、それを繰り返し行っていくことも求められる。

取り出し規模の更なる拡大においては、取り出し工法に係る概念検討を、3 号機を先行して実施中であり、燃料デブリ取り出しシナリオを検討するとともに工法の検討を進めている。この中で、2021 年度末に有望な工法の候補を絞り込んできたが、各工法ともに、難度の高い課題・リスクが数多く抽出されたことから、

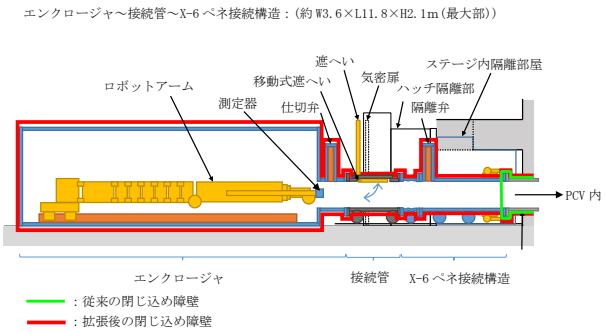


図 3　試験的取り出し及び PCV 内部調査時の閉じ込め障壁概略図

2022 年度以降は、これらの課題・リスクの対応策に対する現場適用性、技術成立性の確認を行っていく。これらを確認した結果、予め定めた判断基準を満足できない場合等も考えられるため、その他の工法の検討も考慮しておく必要がある。

3.2 廃棄物対策

廃棄物対策については以下の目標を達成すべく取組を進めている。

(1) 当面 10 年間程度に発生する固体廃棄物の物量予測を定期的に見直しながら、発生抑制と減容、モニタリングをはじめ、適正な保管管理計画の策定・更新とその遂行を進める。

(2) 2021 年度に示した処理・処分方策とその安全性に関する技術的見通しを踏まえ、固体廃棄物の特徴に応じた廃棄物ストリームの構築のため、性状把握を進めつつ、処理・処分方策の選択肢の創出とその比較・評価を行い、固体廃棄物の具体的管理について全体として適切な対処方策の提示に向けた検討を進める。

中長期ロードマップにおいて、第３期には、固体廃棄物の性状分析等を進め、廃棄体の仕様や製造方法を確定するとされているため、第３－①期では、固体廃棄物の具体的管理に関する全体としての適切な対処方策の提示に向けた検討を進める。具体的には、分析データの蓄積と統計論的方法の適用により評価された性状データを反映した現実的インベントリ設定を基に、安全確保を前提とした廃棄物ストリーム毎の処理・処分方策の最適化・合理化の試行例を積み重ね、廃棄物ストリーム毎の最適化の知見を幅広く得るとともに、全ての廃棄物ストリームを束ねた全体像の最適化・合理化に向けた方策の具体化に向けた検討を進め、その考え方を明らかにする。

これらの検討の際には、最新知見を反映すること及び利用可能な最良の技術 (Best Available Techniques) の概念を適用することにより、利用実績や経済的実現性をも考慮して、最適な方策を柔軟に検討することが重要である。検討が進み、廃棄物の全体像に対する処理・処分方策を固めていくに当たっては、地元・社会と問題意識を共通理解にするなど、最適化に向けた検討の過程を共有することが重要である。

3.3 汚染水・処理水対策

汚染水・処理水対策については以下の目標を達成すべく取組を進めている。

(1) 汚染水問題に関する３つの基本方針（汚染源を「取り除く」、汚染源に水を「近づけない」、汚染水を「漏らさない」）の下、構築された水位管理システム運用を継続しつつ、2025 年内に汚染水発生量を 100m^3/日以下に抑制するとともに、2022 年度～2024 年度には原子炉建屋滞留水を 2020 年末の半分程度に低減する。また、汚染水対策の安定的な運用に向け、津波や豪雨等の大規模自然災害リスクに備えた対策を計画的に実施する。

(2) 今後本格化する燃料デブリ取り出し等の廃炉工程との関係を整理するとともに、中長期を見据えた汚染水対策の在り方についての検討を進める。

(3) 現在タンク保管中の ALPS 処理水について、2023 年春頃の放出に向けた対応を進める。

燃料デブリ取り出し等の廃炉工程を見据えた汚染水対策の課題としては、燃料デブリ取り出しに向けた水処理設備の検討においては、既存の建屋滞留水の処理設備（SARRY、ALPS 等）とどのように機能分担して適正な構成にしていくかの全体像の検討が重要である。同時に、既存の水処理設備のリプレイスを計画的に進めることも求められる。こうした検討を行うためには、燃料デブリ取り出し時の水処理設備への要求仕様や基本設計をできるだけ早い段階で実施していく必要がある。

ALPS 処理水の海洋放出に向けた今後の取組としては、設備の運用に向けた教育・訓練等の準備を確実にしていく必要がある。さらに、東京電力は、処理水放出後の敷地活用の迅速かつ確実な実施に向け、敷地利用計画に応じたタンク内処理水の放出計画を適宜策定するとともに、状況に応じて計画を適切に見直していくことが必要である。NDF は、東京電力が進める設備の構築や運用開始の準備などに対し技術的・専門的な支援を行うとともに、諸外国の関係機関との会合、国際会議等を通じて、正確かつ受け手の関心に応じた情報発信や理解促進を進めていく。

3.4 使用済燃料プールからの燃料取り出し

使用済燃料プールからの燃料取り出しについては以下の目標を達成すべく取組を進めている。

(1) 第 3－①期において、1～6 号機の全てで使用済燃料プールからの燃料取り出しの完了を目指す。
(2) 周辺地域で住民の帰還と復興が徐々に進む中、放射性物質の飛散防止をはじめとしたリスク評価・安全確保を確実に行い、1 号機は 2027～2028 年度、2 号機は 2024～2026 年度にプール内燃料取り出しを開始する。
(3) 事故の影響を受けた 1～4 号機の燃料については、使用済燃料プールから取り出した後に共用プール等に移送して適切に保管することにより、安定管理状態とする。なお、共用プールの容量確保に向け、共用プールに保管されている燃料を乾式キャスク仮保管設備へ移送・保管する。
(4) 取り出した燃料の長期的な健全性の評価及び処理に向けた検討を行い、将来の処理・保管方法を決定する。

１号機については、オペレーティングフロア上に落下している天井クレーン（落下防止の支保を設置済み）の撤去、不安定な状態で残置しているウェルプラグへの対応、また事故前からプール内に保管されている被覆管の破損した燃料 67 体の取り出しが大きな課題である。また 2 号機では、これまで国内原子力施設では経験のないブーム型クレーン式の燃料取扱設備を用いて、遠隔操作によりプール内燃料取り出しを行う計画であり、新たな設備を安全かつ確実に設置すること、事前のモックアップ試験等により事前に設備の操作・機能性を十分に習熟することが重要である。これらに向けては、各作業に伴う安全性を評価し、必要十分な安全の確保を確認した上で、技術的な確実性、合理性、作業工程に関わる迅速性、現場適用性、プロジェクト上のリスク等を総合的に考慮して対応を行うことが基本であり、それらを着実に進める必要がある。

4. 廃炉の推進に向けた分析戦略

燃料デブリの分析結果は、取り出し工法、保管・管理、処理の必要性、事故原因の究明等の多くの反映先があり、その関係は廃炉の進捗とともに変化していくことになる。分析結果は廃炉を円滑に進めるための検討における不確かさの幅を小さくするための重要な判断材料の１つとなる。

燃料デブリに係るサンプル分析については、燃料デブリは不均質性を持つために採取された部位に応じて分析値に幅がある上、十分な量を分析できる状況ではなく、評価における不確かさに幅が生じることになる。このため、分析品質の向上やサンプル量の改善に制限がある中で、良好な分析結果を増やすためには、従来のホットラボでのサンプル分析での数量の増加に注力するだけでなく、他の分析・計測の手法の多様化・拡充を行い、分析結果の用途に応じて相互に補完することを検討し、総合的な評価をすることが有効である。この燃料デブリに係るサンプル分析の結果を補完する分析・計測の手法の１つとして、サンプルを破壊せずに核燃料の量等を評価する手法（非破壊計測）がある。非破壊計測では計測項目が少ないものの、サンプル分析よりも計測時間は短く、1 回の計測につき多くの量が計測でき、分析施設内でのサンプル分析に加え、特定の項目に対して実施できれば、分析数の少なさを補うとともに、燃料デブリ中の核燃料の量を迅速に把握することができ、未臨界状態を維持したまま、次の工程へと移行することが可能となる。

5. 研究開発への取組

福島第一原子力発電所の廃炉を安全、確実、合理的、迅速及び現場指向の視点で推進していくためには、研究開発が必要となる困難な技術課題が多数存在する。燃料デブリの試験的取り出しが開始されようとしている現在、段階的な取り出し規模の拡大、取り出し規模の更なる拡大に向け、現場での適用を見据えた研究開発を加速する必要がある。政府は、廃炉に向けた応用研究、実用化研究のうち技術的難易度の高い課題の課題解決を目指すため「廃炉・汚染水・処理水対策事業」により、国内外の大学、研究機関等の基礎的・基盤的研究及び人材育成の取組を推進するため「英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業」により各機関が行う研究開発を支援している。

廃炉・汚染水・処理水対策事業において幅広い視点から研究開発課題を検討すること及び現場適用性の観

点から事業の評価を行い研究開発内容に反映していくことは引き続き重要であるため、NDF は東京電力等と協力して研究開発の企画提案や事業品質確保の取組に係る機能をより一層強化して再構築する計画である。また、東京電力は、基礎基盤研究から実用化研究に至る全ての研究開発に対してそれぞれの意義、役割を十分認識した上で各研究開発に適切に関与しつつ、廃炉技術開発センターによる技術開発マネジメントの下、自主技術開発も含めた廃炉研究により一層積極的に取り組んでいく必要がある。その際、2022 年 10 月に設立予定の燃料デブリ取出しエンジニアリング会社（仮称）の活用を図っていく必要がある。

6. 技術戦略を支える取組

6.1 プロジェクト管理の一層の強化

発電所の建設のように技術が成熟し要求性能が明確なプロジェクトでは、初期の段階で発注者の要求事項を受注者に明確に伝えることが、プロジェクト遂行を円滑に進める上で有効である。一方、燃料デブリ取り出しのような未経験のプロジェクトでは、廃炉の事業執行者である東京電力からの目標設定・要求仕様がエンジニアリング着手時点では必ずしも明確にならず、性能要求設定等も試行錯誤的なものにならざるを得ない。したがって、「最初の段階の作業」に取り組み、そこで得られた情報を次の段階に展開するという「逐次型の取組」に加えて、ある結果を基に次の結果を求め、これを繰り返すことによって次第にエンジニアリングの完成度を高めていく取組が必要となる。このため、東京電力は事業執行者として「エンジニアリング上の判断を行い、その結果に対して責任を持つこと」が強く求められることとなり、東京電力がオーナーとして主体的に行うオーナーズ・エンジニアリング能力を向上させていく必要がある。

6.2 国際連携の強化

難度の高い工学的課題を扱う福島第一原子力発電所の廃炉を着実に進めるためには、リスク低減戦略として、先行する廃止措置活動等の事例から教訓を学び、廃炉に活かしていくことや世界最高水準の技術や人材を活用すること、すなわち世界の英知の結集と活用が重要である。また、世界の英知を結集するためには、廃炉に対する国際社会の継続的な理解・関心や協力関係を維持・発展させていくことが重要である。そのため、廃炉の進捗等の正確な情報を発信し、国際社会からの信頼を得ることや、福島第一原子力発電所の事故及び廃炉で得られた知見等を積極的かつ戦略的に還元し、国際社会に開かれた互恵的な廃炉を進めることが必要となる。特に、信頼関係の構築については、専門家だけでなく非専門家にも分かりやすい情報発信、国ごとの情報量の開きに配慮した情報発信等が必要である。

6.3 地域共生

東京電力は、2020 年 3 月末に策定した「復興と廃炉の両立に向けた福島の皆さまへのお約束」に基づき、廃炉産業集積に向けた取組を大きく「①地元企業の参画拡大」「②地元企業のステップアップサポート」「③地元での新規産業創出」の３つに整理し、段階的に着手している。既に着手した①、②の取組に加え、「③地元での新規産業創出」の取組として 2022 年 4 月に新たに公表した 2020 年代に複数の新たな施設を設置・運用、及びパートナー企業と共同企業の設立については、比較的大規模な投資であり浜通り地域への大きな経済効果が見込まれることから、着実に取組の推進・強化を行っていく必要がある。一方、特に高機能製品の製造については高度な技術を要することから、地元企業の技術力の向上を図るなど、地元企業の積極的な参画に繋げられるかが課題となるため、新たな廃炉関連施設の立地場所や規模、建設・運用までのスケジュールなど諸々の検討状況について、地元の自治体、商工団体及び関係機関に丁寧に説明し、理解・協力を得ながら取組を進めていくことが重要である。

*Noriyoshi Nakamura[1]

[1]Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation

2022年秋の大会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

福島第一原子力発電所廃炉の現状と技術戦略

Present status and the technological strategy of Fukushima Daiichi NPS decommissioning

(3)福島第一原子力発電所における放射能汚染分布の測定技術

(3) Measurement technology for radioactivity distribution in the Fukushima Daiichi NPS

*佐藤 優樹[1]

[1]原子力機構

1. 緒言

2011年3月11日に発生した東日本大震災に端を発する東京電力ホールディングス株式会社(東京電力HD)福島第一原子力発電所（1F）の事故から、１１年の月日が流れた。1Fではこれまでに、除染や地面の舗装等の実施により、一般服と防塵マスクで作業可能なエリアが敷地面積の大半を占めるようになった。しかし一方で、原子炉建屋内部のように高線量率環境かつ詳細な放射性物質の分布が明らかとなっていないエリアが存在しており、除染や作業の計画立案を実施するためには、迅速かつ簡便に放射性物質の分布を把握するための技術開発が求められている。本講演では、主として作業環境の線量率を上昇させている放射性セシウムの分布を把握するための装置・手法について、原子力機構が進める技術開発を中心に紹介する。

2. ガンマ線イメージャを用いた放射性物質の可視化

2-1. 背景

1F事故後、放射性物質の分布を測定するための装置であるガンマ線イメージャの開発が、複数の機関で実施された。これを受けて、サーベイメータを用いた空間線量率の“点”での測定に加えて、1Fにおける放射性物質の“面”的な測定が実施されるようになった。ガンマ線イメージャにはいくつかの種類が存在し、①ピンホールを設けた遮蔽体で位置敏感型ガンマ線センサを覆い、センサ内のガンマ線検出位置とピンホールの位置関係から放射線源の存在する方向を推定するピンホールカメラ方式、②ガンマ線が物質と衝突することにより引き起こすコンプトン散乱の式を解くことにより、ガンマ線の飛来方向を推定して放射線源の位置を推定するコンプトンカメラ方式、③位置敏感型ガンマ線センサ前方に特殊なパターンに沿って開口部が設けられた遮蔽体（符号化開口マスク）を設置し、ガンマ線入射に対してセンサ面に投影される影の形状から、放射線源の位置を解析的に推定する符号化開口方式、が挙げられる。

例えば、㈱日立製作所製のピンホールカメラは、１号機原子炉建屋内のペネトレーションホール付近においてホットスポット（局所的に放射性物質が集積している箇所）の可視化に成功している[1]。加えて、類似のピンホールカメラは1/2号機間の排気筒下部付近ならびに2号機オペレーションフロアの測定にも利用されている[2,3]。一方で、全方位に感度を有するコンプトンカメラを用いた試験も1F構内の屋外環境で実施されており、ホットスポットを可視化した報告例がある[4]。併せて原子力機構においても、後述するようにコンプトンカメラを基盤とした放射性物質可視化技術を開発している。また、符号化開口方式を用いた測定結果についても、東京電力によって報告がなされている[5]。

なお、上述の測定で得られた結果は、２次元的に放射性物質の分布を可視化したものであった。この理由として、ガンマ線イメージャはガンマ線の飛来方向を推定する装置であるが、同じ角度方向においてそのガンマ線が近くから飛来したのか、もしくは遠くから飛来したのかを判別することができず、線源位置の奥行き情報を得られないためである。しかしながら1Fサイト内は放射性物質が多数の機器や配管、施設、瓦礫といった様々な物体に付着しており、放射線源が３次元的に広がっていることは明らかである。このような環境では、２次元的なイメージしか測定できない従来の定点観測による測定では、放射線源の位置を３次元的に特定し、その形状を正確に把握することは難しい。さらに定点観測では、ガンマ線イメージャと測定対象

の間に遮蔽物が存在する場合、ホットスポットを可視化できずに見落としてしまう可能性がある。このため、複数の視点から作業エリア全域を測定し、ホットスポットを含む放射性物質の分布を３次元的に把握することが望ましい。

このような背景を踏まえて著者らは、ガンマ線イメージャの一種であるコンプトンカメラで取得した放射性物質イメージに、作業環境の３次元モデルデータを統合することにより、放射性物質分布を表示した３次元マップを生成する統合型放射線イメージングシステム iRIS（integrated Radiation Imaging System）を開発した。

図１．統合型放射線イメージングシステム iRIS の概略図。コンプトンカメラと３次元測域センサ（SLAM 機器）およびサーベイメータを組み合わせた。オペレータが携帯もしくはロボットに搭載したシステムを用いて作業現場をスキャンし、ホットスポットや移動ルート上の線量率を可視化した３次元マップ生成のためのデータを取得する（令和３年度 福島研究開発部門 成果報告会資料より転載[6]）。

2-2. 統合型放射線イメージングシステム iRIS の開発と実証試験結果

原子炉建屋内を含む 1F 構内に沈着する放射性物質の分布を３次元的に可視化するために、iRIS では放射性物質の分布を２次元的に可視化するコンプトンカメライメージングに、レーザスキャナ（3D-LiDAR）や写真立体復元を基盤とした３次元環境モデリングを統合した。

図１は、1F における実証試験で用いたセットアップおよび測定原理を示した概略図である[6]。コンプトンカメラに、レーザ測域センサを基盤とした SLAM（Simultaneous Localization and Mapping、自己位置推定と環境地図作成を同時実行）デバイス（米国 KAARTA 社、Stencil2）およびその場の空間線量率を測定するサーベイメータ（㈱千代田テクノル、PRD-ERJ）を組み合わせた。このセットアップを携帯した作業者もしくは搭載したロボットが現場を移動しながら全域をスキャンすることにより、放射性物質分布を３次元的に可視化したマップを生成するものである。

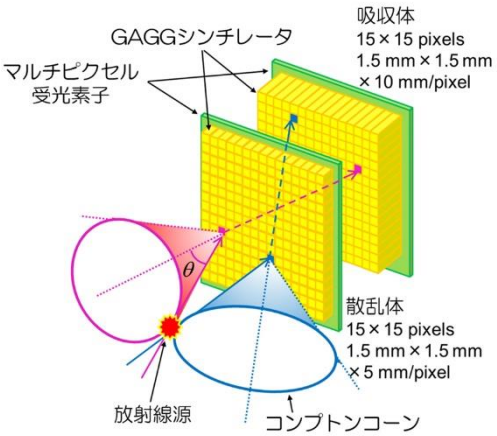


図２．コンプトンカメラの模式図。ガンマ線が散乱体と吸収体の各々で相互作用した位置と、付与したエネルギーからガンマ線の散乱角（θ）を計算する。次に、この角度を元とした仮想的なコーン（コンプトンコーン）をカメラ前方に描画することにより、コーンの交点に放射性物質を見出す。（日本原子力研究開発機構プレス発表資料（令和３年５月 14 日）より転載[9]）。

ここで、作業者が携帯する、もしくはロボットに搭載するという観点から、各種のセンサは小型かつ軽量であることが望ましい。コンプトンカメラについては、浜松ホトニクス㈱と早稲田大学が共同開発した小型軽量コンプトンカメラをベースとして、ガンマ線センサの体積を減らすとともに小型の遮蔽体をセンサ周囲に設けた装置を用いた[7,8]。ガンマ線センサは図２に示すように、1.5 mm 角の 15×15 ピクセルの Ce:GAGG シンチレータとマルチピクセル光子計測デバイス（浜松ホトニクス㈱、MPPC）を組み合わせたものが２層構造（散乱体と吸収体）となっており、放射性セシウムからのガンマ線が散乱体と吸収体の各々で相互作用した位置と、付与したエネルギーからガンマ線の飛来方向を推定するものである［9]。

本システムでは、コンプトンカメラのガンマ線イメージング技術に SLAM 技術を組み合わせることにより、従来の定点観測とは異なり、移動しながら作業エリア全体をスキャンする測定が可能となった。具体的には、図１に示すように、SLAM により移動中の各時刻におけるコンプトンカメラの自己位置および姿勢の情報を逐一記録するとともに、これをコンプトンカメラのガンマ線検出時刻と同期することにより、移動中の各位置において、ガンマ線の飛来方向を推定することが可能となる。さらに、同じく SLAM で取得した作業環境の３次元モデルデータにホットスポットのイメージを投影することにより、その位置や形状を表示した３次元マップを生成するものである。なお、従来の定点観測において作業エリア全体を測定するためには、設置、測定、次の測定点への移動、を繰り返す必要があり、作業効率の低下が懸念された。また、ホットスポットの見落としを防止するためには、複数視点からの測定数を増やす必要があったが、本システムの開発によりこれらの課題を改善することができる。

図３は、1F1/2 号機間の排気筒付近で実施した実証試験の結果である[10]。上段の図は現場の写真であり、中段と下段は排気筒下部のホットスポット（汚染した配管）を赤色で可視化した３次元マップである。この測定において測定者は排気筒下部の高線量率箇所には進入しておらず、排気筒下部と比較して線量率の低い離れた通路を歩きながら、5 分未満の短い測定で取得したデータを用いて、ホットスポット位置を可視化した３次元マップを生成することに成功した[9]。併せて、測定者の移動軌跡上の空間線量率もマップにプロットした。

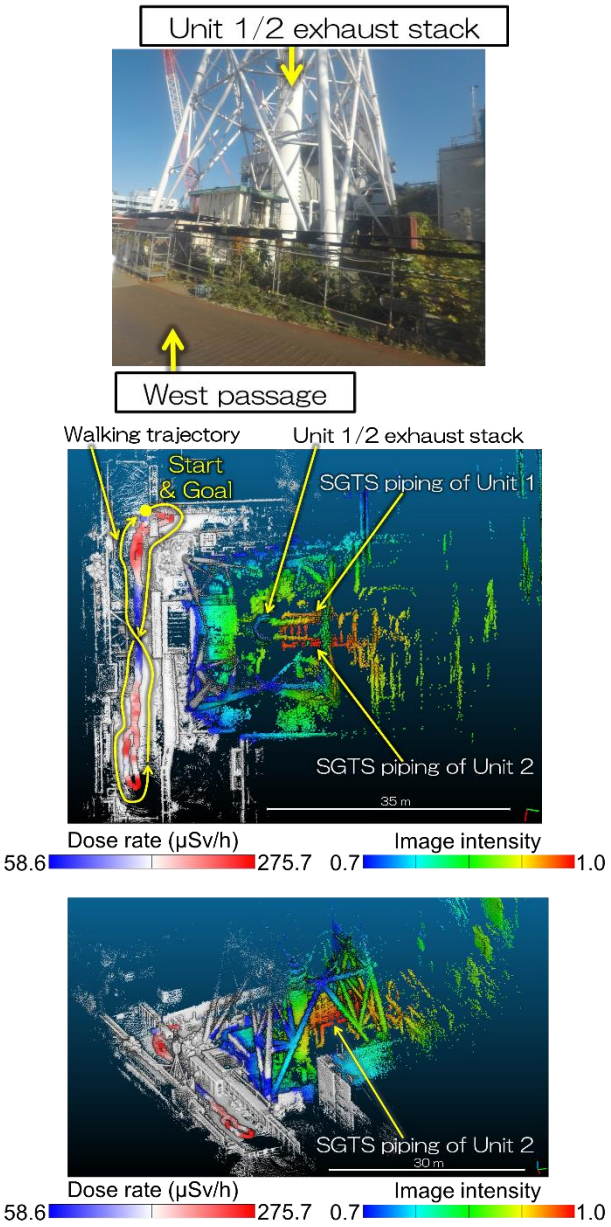


図３． 上段：実証試験を実施した 1F1/2 号機の排気筒付近の様子。中段、下段は空間線量率とホットスポット（赤色）を可視化した３次元マップ。測定者の歩行ルート上の線量率と、コンプトンカメラで可視化したホットスポットをカラー表示した。中段と下段は同じマップについて、視点を変更したものである。（Y. Sato, Y. Terasaka, J Nucl Sci Technol. DOI: 10.1080/00223131.2021.2001391 より転載[10]）。

3. 今後の取り組みについて

現在、コンプトンカメラ、SLAM 機器ならびにサーベイメータをロボットに搭載して、原子炉建屋内部のより高線量率環境において、ホットスポットの位置を把握するための取り組みを進めている。また、これまで放射性物質分布の可視化を中心に技術開発を進めてきたが、現在、その放射能を定量的に推定するための技術開発を進めている。例えば上述した 1/2 号機間の排気筒下部のホットスポットについて、定点観測で取得したイメージデータの強度および測定対象地点までの距離から放射能を算出するとともに、他グループの推定結果と矛盾しないことを確認している[2,10]。放射能を定量的に評価することにより、ホットスポットが周辺環境の空間線量率をどの程度上昇させるかを議論するが可能になり、同時にそのホットスポットを除去することにより、周囲の空間線量率がどの程度低下するかを見込むことができるようになる。なお、ガンマ線イメージャで取得したデータを用いて周辺環境の放射能分布ならびに空間線量率を推定する技術として、英国 CREATEC 社の線量測定・解析システムである N-Visage が 1F で利用されており、このような技

術についても注視し、1F 廃炉に貢献しうる役立つ知見・技術を本システムに組み込んでいきたいと考えている[11]。

本システムを通して建屋内に存在する汚染箇所や線量率の分布を直感的に俯瞰できる３次元マップを作業者の皆様に提供するとともに、今後は可視化結果の定量評価手法も推し進めて１F 現場に有益な情報を提供したい。

なお本稿の記述は、著者らのこれまでの報告内容を含むものである[6,9,10,12-14]。

4. 謝辞

３次元マップ生成用ソフトウェア COMRIS の開発において、㈱ヴィジブルインフォメーションセンターの根本誠氏、峯本浩二郎氏、黒澤直弘代表取締役にご協力いただいた。併せて、コンプトンカメラの小型・軽量化に際し浜松ホトニクス㈱の中村重幸氏、平柳通人氏、早稲田大学の片岡淳教授ならびに岸本彩氏にご協力いただいた。1F における実証試験では東京電力 HD の佐藤航氏、大浦正利氏にご協力いただいた。最後に、iRIS の共同発案者である福島大学の鳥居建男教授ならびに多くの試験にご同行いただいた原子力機構の寺阪祐太氏に御礼申し上げる。

5. 引用文献

[1] Okada K, Tadokoro T, Ueno Y, et al., Development of a gamma camera to image radiation fields. Prog Nucl Sci Tech. 4 (2014) pp. 14-17.

[2] 平山 英夫, 林 克己, 岩永 宏平, その他２名, ピンホール型ガンマカメラによる ^{137}Cs 放射能の測定. 日本原子力学会和文論文誌. 19 (2020) pp. 152-162.

[3] 原子力規制委員会, 第 11 回東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会, 資料３－１, ２号機オペフロのガンマカメラによる測定結果について, 令和 2 年 3 月 27 日.

[4] Katagiri H, Satoh W, Enomoto R, et al., Development of an all-sky gamma-ray Compton camera based on scintillators for high-dose environments. J Nucl Sci Technol. 55 (2018) pp. 1172-1179.

[5] 原子力規制委員会, 第 90 回特定原子力施設監視・評価検討会, 資料３, ２号機シールドプラグ高濃度汚染への対応状況および今後の計画について［東京電力], 令和 3 年 4 月 19 日.

[6] 佐藤優樹, 共通基盤技術の現場実装に係る研究開発, (国研) 日本原子力研究開発機構 令和 3 年度 福島研究開発部門 成果報告会資料, 令和 3 年 12 月 7 日.

[7] 株式会社千代田テクノル, 放射線可視化カメラ「ガンマ キャッチャー」 https://www.c-technol.co.jp/product/radiationvisualizationcamera/

[8] Kataoka J, Kishimoto A, Nishiyama T, et al., Handy Compton camera using 3D position-sensitive scintillators coupled with large-area monolithic MPPC arrays. Nucl Instrum Methods A. 732 (2013) pp. 403-407.

[9] (国研) 日本原子力研究開発機構, 廃炉現場の汚染分布を３次元マップで“見える化”―見えない汚染を仮想空間で把握し、作業員の被ばくを低減―, 令和 3 年 5 月 14 日プレス発表.

[10] Sato Y, and Terasaka Y, et al., Radiation imaging using an integrated Radiation Imaging System based on a compact Compton camera under unit 1/2 exhaust stack of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station. J Nucl Sci Technol. 59 (2022) pp. 677-687.

[11] 石川 晃大, 小林 峰人, 建屋内環境改善工事に向けた N-Visage システムによる線量評価技術の展開. アトックス技報. 10 (2018) pp. 18-21.

[12] 佐藤優樹, 共通基盤技術の現場実装に係る研究開発－放射能汚染を見える化する新システム“iRIS”, 令和 4 年 1 月 21 日, (国研) 日本原子力研究開発機構 令和 3 年度 福島研究開発部門 成果報告会資料, Web にて公開.

[13] 佐藤優樹, 統合型放射線イメージングシステムの開発, 日本工業出版, 検査技術, 2022 年 5 月号.

[14]佐藤優樹，統合型放射線イメージングシステム iRIS を用いた放射能汚染の３次元可視化，日本アイソトープ協会，Isotope News，2022 年 6 月号.

---

*Yuki Sato[1]
[1]JAEA

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

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

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

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

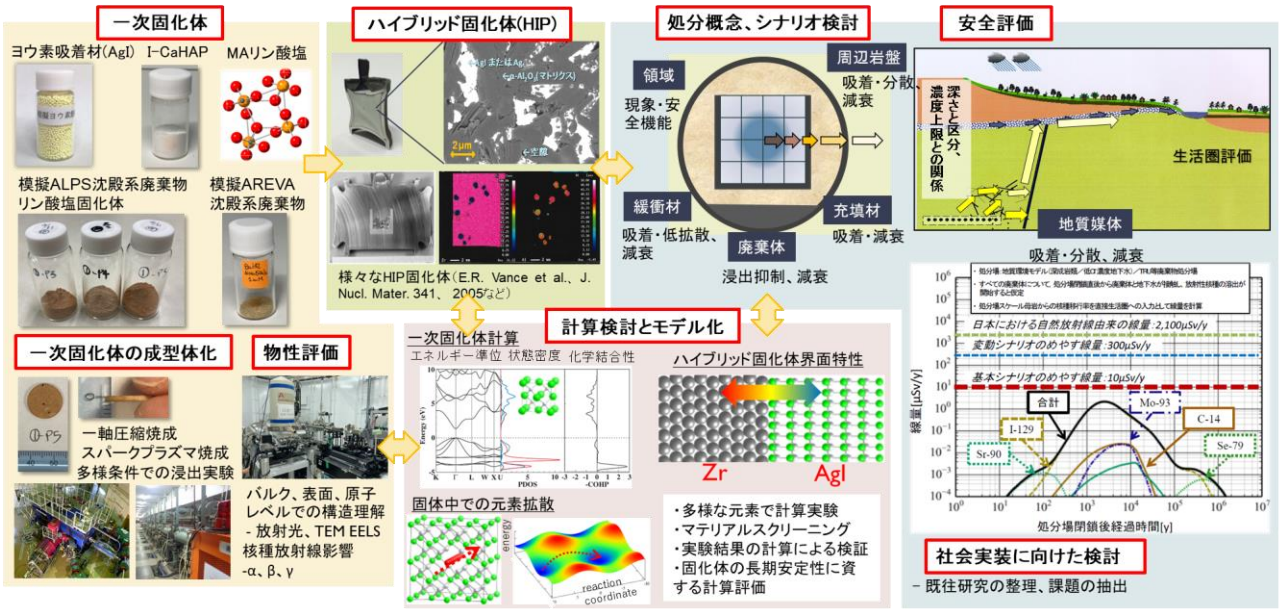
*中瀬 正彦[1]，針貝 美樹[1]，渡邊 真太[1]，牧 涼介[2]，菊永 英寿[3]，小林 徹[4]，
桜木 智史[5]，浜田 涼[5]，朝野 英一[5]
[1]東工大，[2]岡理大、[3]東北大、[4]原子力研究機構、[5]原環センター

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 Nakase[1], Miki Harigai[1], Shinta Watanabe[1], Ryosuke Maki[2], Hidetoshi Kikunaga[3], Tohru Kobayashi[4], Tomofumi Sakuragi[5], Ryo Hamada[5], Hidekazu Asano[5].
[1]TokyoTech, [2]Okayama Univ of Sci , [3]Tohoku Univ., [4]JAEA, [5]RWMC.

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

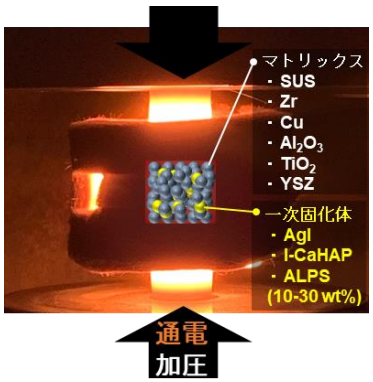


図 1 SPS によるハイブリッド固化体合成の模式図

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 Maki[1], Masahiko Nakase[2], Miki Harigai[2], Shinta Watanabe[2], Hidetoshi Kikunaga[3], Tohru Kobayashi[4], Tomofumi Sakuragi[5], Ryo Hamada[5] and Hidekazu Asano[5]

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

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

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。

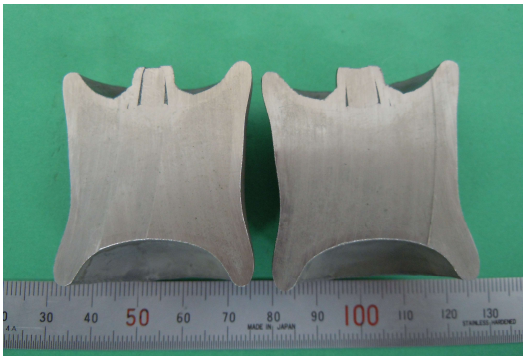


図 ハイブリッド HIP 固化体（SUS+AgI）の断面の外観

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).

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

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 $0.25/2\pi$ $Å^{-1}$ 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-Ag 2 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 Watanabe[1], Miki Harigai[1], Masahiko Nakase[1], Ryosuke Maki[2], Hidetoshi Kikunaga[3], Tohru Kobayashi[4], Tomofumi Sakuragi[5], Ryo Hamada[5], Hidekazu Asano[5].

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

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

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る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。

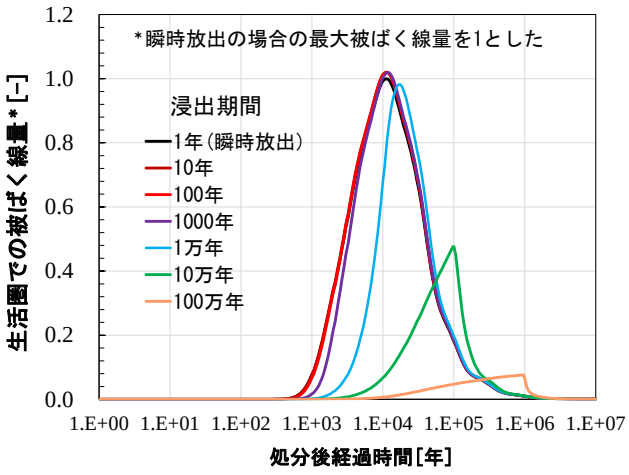


図 I-129 による被ばく線量評価結果例

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

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

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 Bildg.2F No.21)

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

*Akihiko Nishimura[1,3], Koji Takasaki[1], Nobuyuki Ishihara[2] (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 Dozaki[1], Takayuki Aoki[1], Masaki Maeda[1] (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

©Atomic Energy Society of Japan

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，[2]deltafiber.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。

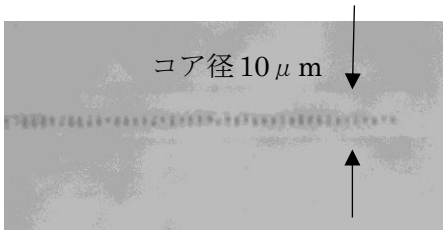


図１　シングルモード光ファイバコア内の FBG 構造（ピコ秒レーザ加工の結果。JAEA にて加工を行い deltafiber.jp[3]にて撮影した）

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 Takasaki[1] and Nobuyuki Ishihara[2]
[1]JAEA., [2]deltafiber.jp., [3]Fukui 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 ー英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業ー」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'

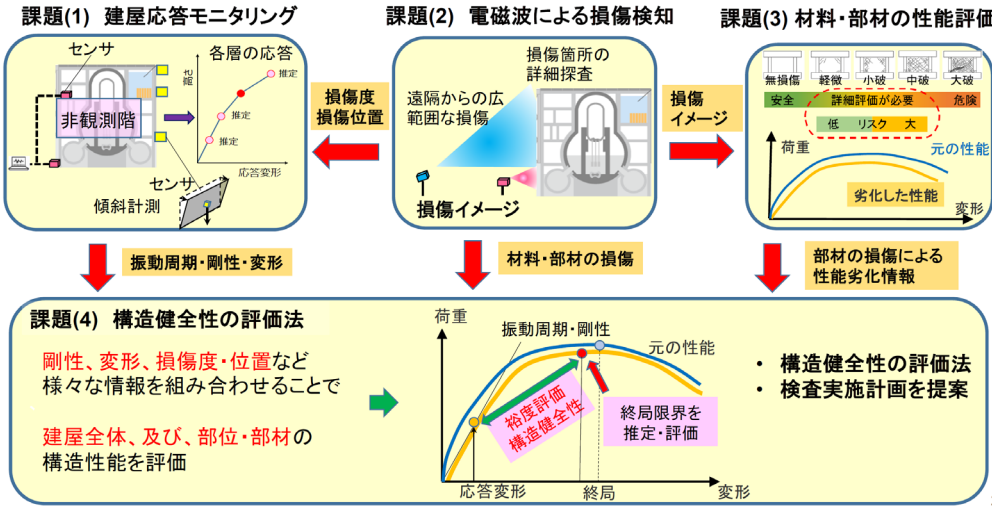
*堂﨑浩二[1]，青木孝行[1]，前田匡樹[1]
[1]東北大学

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 ヵ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]
[1]Tohoku 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]

[1]IRID, [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 ℃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。

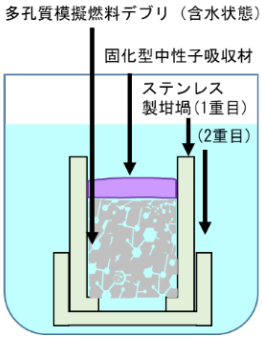


図 1 乾燥試験に供した試験体の構成

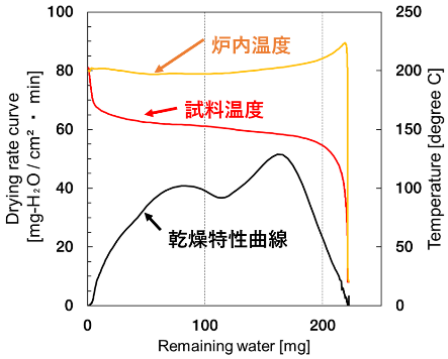


図 2 水ガラス吸収材の乾燥特性曲線
試験体：水ガラス吸収材単体
（1mm 厚、φ10mm）

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]

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

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]

[1]IRID, [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処理した多孔質 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。

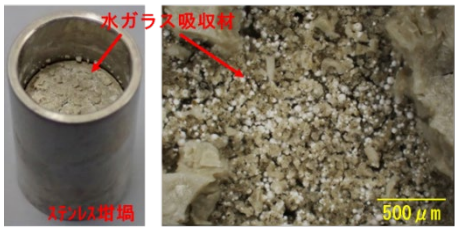


写真 1 乾燥後の水ガラス吸収材の外観(左)およびマイクロスコープ観察画像（右）

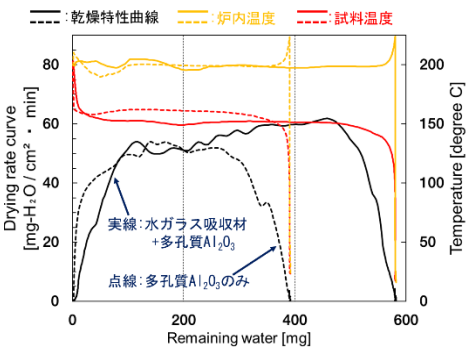


図 1 乾燥特性曲線(水ガラス吸収材+多孔質 Al_2O_3、多孔質 Al_2O_3 のみ)

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] 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]

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

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 Bildg.2F No.21)

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

*Norikazu Kinoshita[1], Takuma Noto[1], Hitoshi Nakashima[1], Kazuaki Kosako[1], Takahiro Kato[1], Misako Kurabe[1], Yoichi Kuroiwa[1], Yuki Sasaki[1], Kazuyuki Torii[1], Mariko Segawa[2] (1. Shimizu, 2. JAEA)

10:35 AM - 10:50 AM

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

*Hiromichi Koike[1], Shinichiro Uematsu[1], Naoko Watanabe[1], Tamotsu Kozaki[1], Yuka Morinaga[2], Daisuke Minato[2], Toru Nagaoka[2] (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 Uematsu[1], Kyoya Watanabe[1], Naoko Watanabe[1], Tamotsu Kozaki[1], Yuka Morinaga[2], Daisuke Minato[2], Toru Nagaoka[2] (1. Hokkaido Univ., 2. CRIEPI)

11:05 AM - 11:20 AM

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

*Daiki Fujino[1], Haruaki Matsuura[1], Isamu Sato[1], Eriko Suzuki[2], Kunihisa Nakajima[2] (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 Terabayashi[1], Kaoru Inoue[1], Masahiro Sakurai[1], Masabumi Miyabe[2], Shuichi Hasegawa[1] (1. UTokyo, 2. JAEA)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

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 勇気[1]，鳥居 和敬[1]，瀬川 麻里子[2]
[1]清水建設，[2]JAEA

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。粉砕した試料を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H_2O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/m^3、粗骨材1000 kg/m^3、セメント290 kg/m^3、水160 kg/m^{3}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。

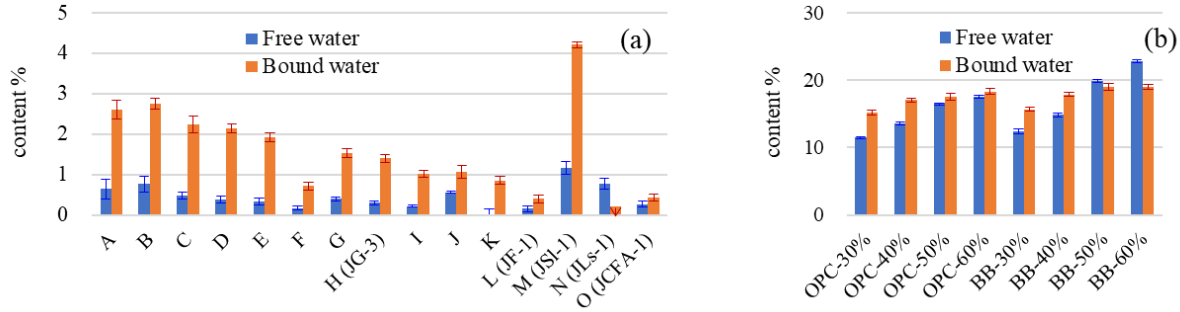


図1　骨材(a)とセメントペースト(b)に検出された自由水と結合水量

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 Kinoshita[1], Takuma Noto[1], Hitoshi Nakashima[1], Kazuaki Kosako[1], Takahiro Kato[1], Misako Kurabe[1], Yoichi Kuroiwa[1], Yuki Sasaki[1], Kazuyuki Torii[1], Mariko Segawa[2]
[1]Shimizu Co., [2]JAEA

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 ^{14}C 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 ^{14}C 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 で混錬し，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 ^{14}C 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 ^{14}C 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．

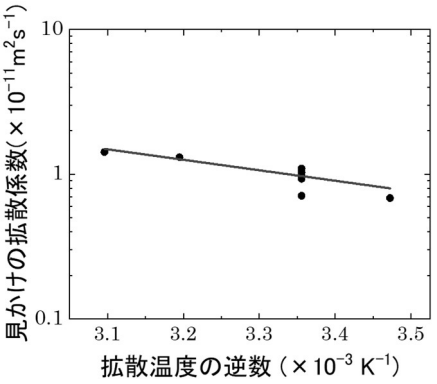


図 1 セメントペースト中の酢酸イオンの見かけの拡散係数の温度依存性

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 Koike[1], Shinichiro Uematsu[1], Naoko Watanabe[1], Tamotsu Kozaki[1], Yuka Morinaga[2], Daisuke Minato[2] and Toru Nagaoka[2]
[1]Hokkaido Univ., [2]CRIEPI.

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 ^{137}Cs 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 ^{137}Cs 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 ^{137}Cs 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 で混錬後成型し，50 ºC，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 NH_4NO_3 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 ^{137}CsCl 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 ºC) 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 ^{137}Cs 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 ^{137}Cs 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 ^{137}Cs 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，^{137}Cs 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。

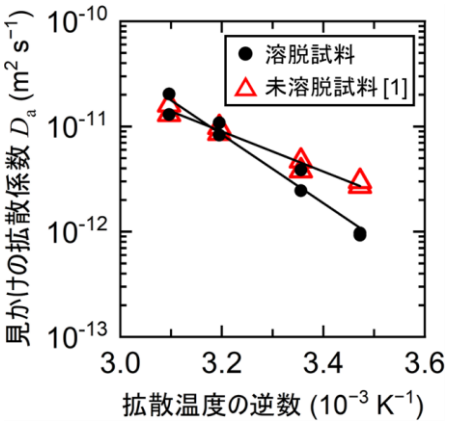


図 1 硬化セメントペースト中の ^{137}Cs の見かけの拡散係数の温度依存性

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 Uematsu[1], Kyoya Watanabe[1], Naoko Watanabe[1], Tamotsu Kozaki[1], Yuka Morinaga[2], Daisuke Minato[2] and Toru Nagaoka[2]
[1]Hokkaido Univ., [2]CRIEPI.

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 Kα 線と I Kα 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_{III}及び I L_{III}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。

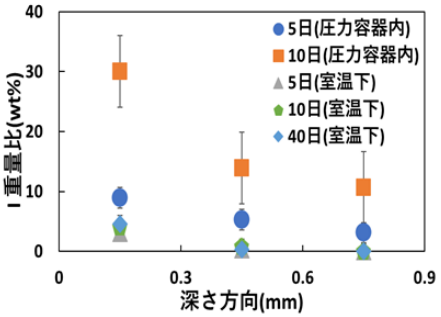


図1. 深さ方向(mm)におけるI重量比(wt%)

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 Fujino[1], Haruaki Matsuura[1], Isamu Sato[1], Eriko Suzuki[2] and Kunihisa Nakajima[2]
[1]Tokyo City Univ., [2]Japan 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, [2]JAEA

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（^{90}Sr）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。^{90}Sr 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（^{90}Y）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 ^{90}Sr 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 ^{90}Sr 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 ^{90}SrO 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 $SrCO_3$ 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。

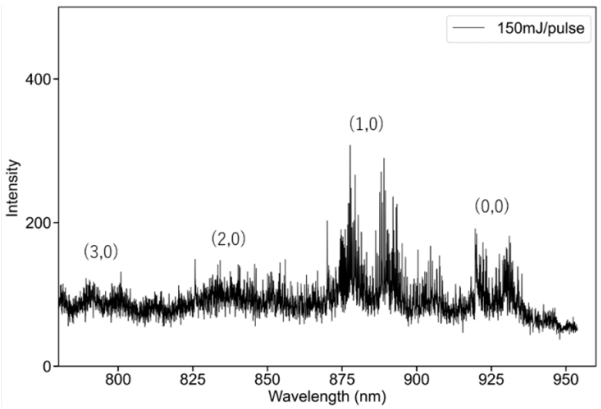


Fig. 1　SrO A-X バンド発光スペクトル

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 Terabayashi[1], Kaoru Inoue[1], Masahiro Sakurai[1],Masabumi Miyabe[2] and Shuichi Hasegawa[1]
[1]Univ. Tokyo, [2]JAEA

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 Bildg.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 Yamanaka[1] (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 Fairat[1], Takumi Saito[1], Kanako Toda[1] (1. UTokyo)

10:00 AM - 10:15 AM

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

*Daiko Okajima[1], Haruo Sato[1] (1. Okayama University)

10:15 AM - 10:30 AM

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

*HIRONORI ONOE[1], HIROMITSU SAEGUSA[1], TATSUYA TANAKA[2], KEISUKE ISHIDA[1], KIYOSHI FUJISAKI[1], ATSUSHI SAWADA[3] (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 Hane[1], Hironori Onoe[2], Masayuki Ishibashi[1], Kazuto Tabei[1], Tadashi Namikawa[1], Youichi Tagawa[1], Hiromitsu Saegusa[2], Keisuke Ishida[2], Kiyoshi Fujisaki[2], Atsushi Sawada[3] (1. KAJIMA, 2. NUMO, 3. JAEA)

10:45 AM - 11:00 AM

©Atomic Energy Society of Japan

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.

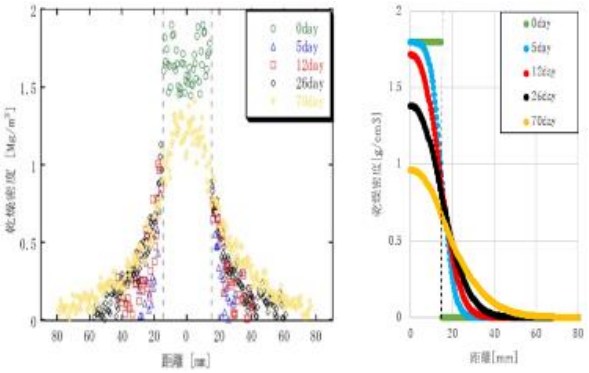


図 1 密度分布の解析結果と実測結果の例

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.

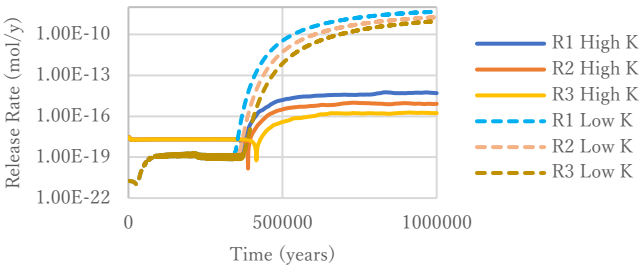
2. Methodology

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.

Fig 1. I-129 Release Rate at Inland Boundary



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．

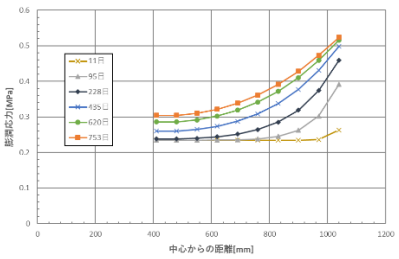


図１　緩衝材中の膨潤応力分布の解析結果

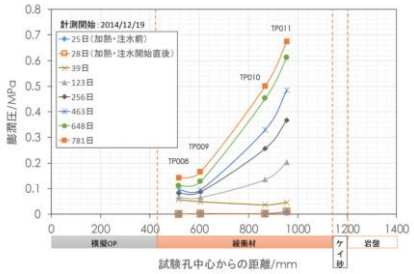


図２　実測データにおける緩衝材の膨潤応力分布[3]

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 Okajima[1] and Haruo Sato[1]

[1]Okayama 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]
[1]NUMO，[2]大林組，[3]JAEA

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となる境界条件や水理・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，割れ目の長さと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）。

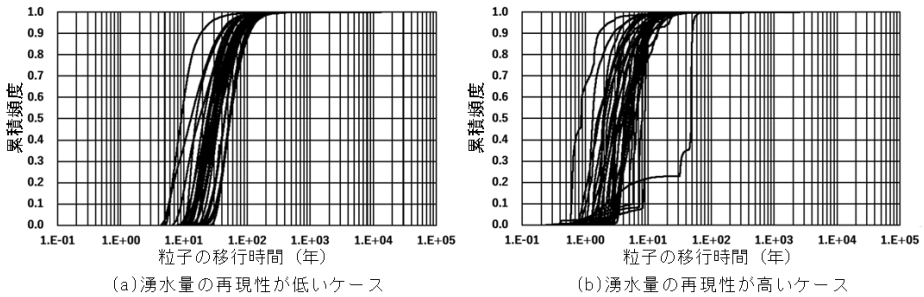


図-1　粒子追跡線解析結果の比較（30 リアライゼーションの結果を表示）

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 Onoe[1], Hiromitsu Saegusa[1], Tatsuya Tanaka[2], Keisuke Ishida[1], Kiyoshi Fujisaki[1] and Atsushi Sawada[3]
[1]NUMO, [2]Obayashi Corp., [3]JAEA

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（$T=lognorm(\mu,\sigma)\times r^c$（$T$:透水量係数，$\mu$:対数平均，$\sigma$: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（1E-11 m^2/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。

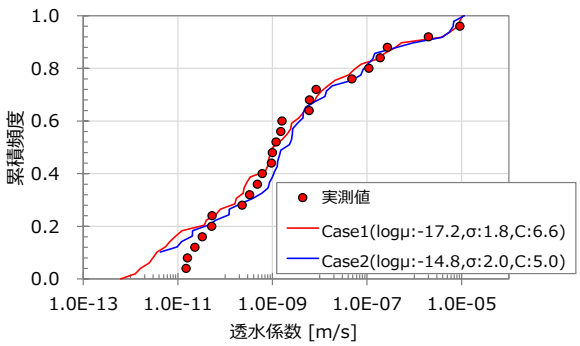


図-1　割れ目の水理学的パラメータの推定結果

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 Hane[1], Hironori Onoe[2], Masayuki Ishibashi[1], Kazuto Tabei[1], Tadashi Namikawa[1], Youichi Tagawa[1], Hiromitsu Saegusa[2], Keisuke Ishida[2], Kiyoshi Fujisaki[2] and Atsushi Sawada[3]
[1]Kajima Corp., [2]NUMO, [3]JAEA

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 Bildg.2F No.22)

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

*Masaaki Yamaguchi[1], Tomoko Kato[1], Suzuki Yuji[2], Satsuki Kabasawa[1], Mihara Morihiro[1], Hitoshi Makino[1] (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 Kawamura[1], Nariaki Nishiyama[1], Masakazu Niwa[1], Koji Umeda[2] (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 Sawaguchi[1], Hiroaki Murakami[1], Ryuji Takeuchi[1], Shizuka Takai[1], Tsuyoshi Sasagawa[1], Seiji Takeda[1] (1. JAEA)

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

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，[2]NESI

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．

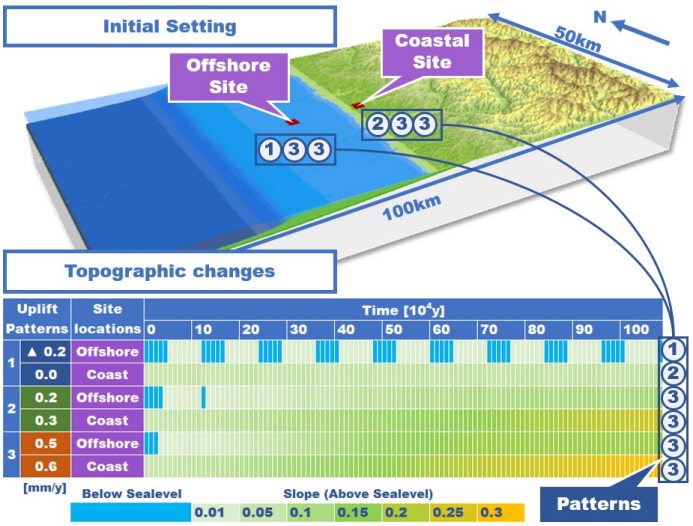


Fig.1 Temporal changes of slope and submergence derived from TARTAN-II calculations for various coastal settings

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 Yamaguchi[1], Tomoko Kato[1], Yuji Suzuki[2], Satsuki Kabasawa[1], Morihiro Mihara[1], and Hitoshi Makino[1]
[1]JAEA., [2]NESI 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]
[1]JAEA，[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 Kawamura[1], Nariaki Nishiyama[1], Masakazu Niwa[1], Koji Umeda[2]
[1]JAEA, [2]Hirosaki 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アクリル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）。

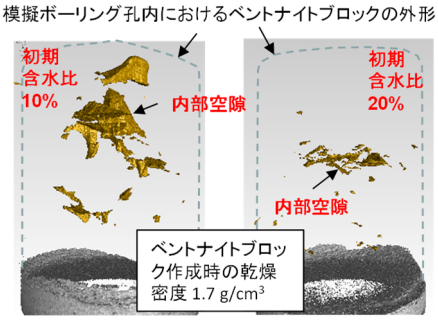


図 1　膨潤開始から 15 日後のベントナイトブロック（マイクロ X 線 CT 観察結果）

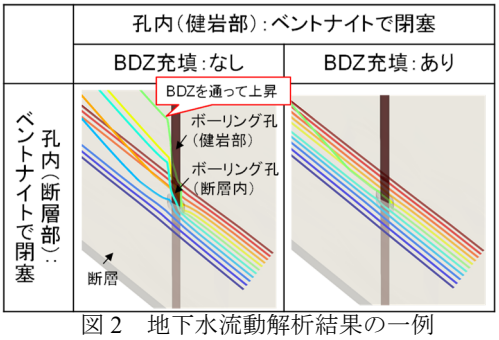


図 2　地下水流動解析結果の一例
（断層：孔周辺の流跡線）

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。

*Takuma Sawaguchi[1], Hiroaki Murakami[1], Ryuji Takeuchi[1], Shizuka Takai[1], Tsuyoshi Sasagawa[1] and Seiji Takeda[1]
[1]Japan 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 Abe[1], Yoshihisa Iida[1] (1. JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM

[3C10] Radiolysis hydrogen yields of cement constituent crystals

*Jun Kumagai[1], Keisuke Hosomi[2], Shinya Hasegawa[3], Kumi Negishi[3], Masaya Ida[3] (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 Kimura[1], Masaki Takeda[1], Takayuki Motoshima[2], Hanae Dan[2] (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 Sato[1] (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 Mochizuki[1], Matsui Hiroya[1], Yusuke Ozaki[1], Takayuki Motoshima[2], Mayumi Jo[2], Masahito Shibata[3], Kumi Negishi[3], Ryo Sakamoto[3] (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 shibata[1], Kumi Negishi[1], Ryo Sakamoto[1], Hiroya Matsui[2], Akihito Mochizuki[2], Yusuke Ozaki[2] (1. Taiheiyo Consultant, 2. Japan Atomic Energy Agency)

4:00 PM - 4:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

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.

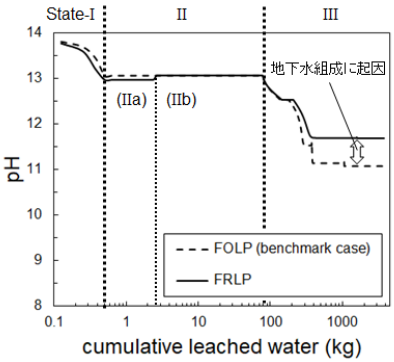


図 1. pH 変化

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℃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 (AFm + 2.5Ca^{2+} + 2SO_4^{2-} + OH^- → AFt ss + 0.5 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 (AFt ss → 0.75 AFm + 3Ca^{2+} + 2SO_4^{2-} + 0.5$Al(OH)_4^-$ + OH^-)と共に, 2 つの反応 4.5 Portlandite + 0.3$Si(OH)_4$ + 2CO_3^{2-} → 0.3 CSH ss + 2 Calcite + 2Ca^{2+} + 8OH^-, CH_4 (aq) + SO_4^{2-} + OH^- = HS^- + CO_3^{2-} + 2H_2O が進行した. CH_4 酸化・SO_4^{2-}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.

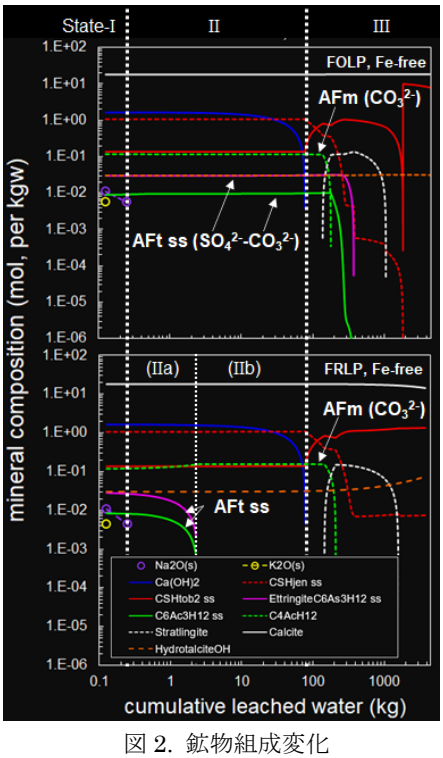


図 2. 鉱物組成変化

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に値する. 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

*Takeyasu Abe[1], Yoshihisa Iida[1]

[1]Nuclear 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_{H2}

*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_{H2} was measured. The G_{H2} 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_{H2} 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_{H2} 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_{H2} の温度依存性を検討したので報告する．

2. 実験

C-S-H（$CaO\text{-}SiO_2\text{-}H_2O$; Ca/Si = 1.4），エトリンガイト（$3CaO \cdot Al_2O_3 \cdot 3CaSO_4 \cdot 32H_2O$），モノサルフェート（$3CaO \cdot Al_2O_3 \cdot CaSO_4 \cdot 12H_2O$）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℃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_{H2} を求めた．

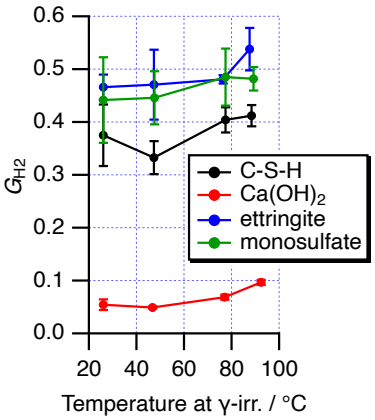


図 1 セメント構成結晶の G_{H2} の照射温度依存性

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_{H2} 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_{H2} はほぼ同じで，液体水の G_{H2} とほぼ等しく，$Ca(OH)_2$ の G_{H2} が最も小さかった．結晶構成比から求めたセメントの G_{H2} は 0.3 となり，結合水の G_{H2} は自由水の G_{H2} = 0.45 の 2/3 程度と見積もられた．

*Jun Kumagai[1], Keisuke Hosomi[2], Shinya Hasegawa[3], Kumi Negishi[3] and Masaya Ida[3]
[1]IMaSS Nagoya Univ., [2]Nagoya Univ.,[3] Taiheiyo 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]
[1]JAEA，[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（Ec≈550 kJ/m^3）を 2Ec 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、吹付けの状況を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 か所で実施した。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）

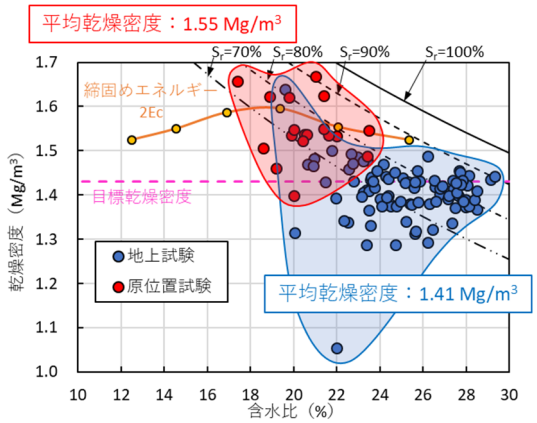


図 2 吹付け後の含水比と乾燥密度の関係

※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関する技術開発事業（JPJ007597）（地層処分施設閉鎖技術確証試験）」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 Kimura[1], Masaki Takeda[1], Takayuki Motoshima[2], and Hanae Dan[2]
[1]JAEA, [2]TAISEI

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^{o}_{H2O}）と相対部分モル Gibbs の自由エネルギー（dG^{o}_{H2O}）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℃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℃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^{o}_{H2O}とdG^{o}_{H2O}を算出した。

3. 結果及び考察

図 1 にdG^{o}_{H2O}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^{o}_{H2O}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。

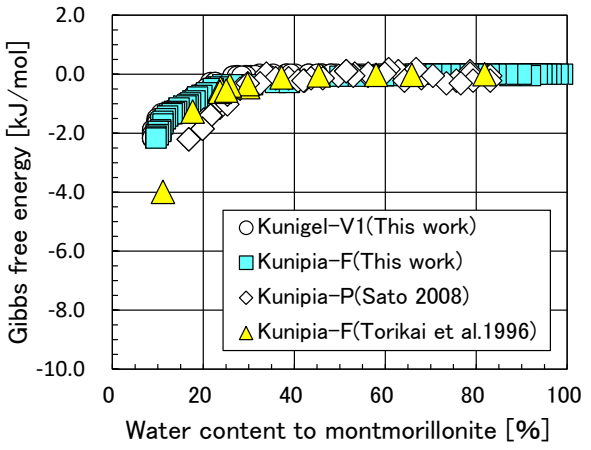


図 1 dG^{o}_{H2O}とモンモリロナイトに対する含水比との関係

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 Sato[1]
[1]Okayama Univ.

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]
[1]JAEA，[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 Mochizuki[1], Hiroya Matsui[1], Yusuke Ozaki[1], Takayuki Motoshima[2], Mayumi Jo[2], Masahito Shibata[3], Kumi Negishi[3] and Ryo Sakamoto[3]

[1]JAEA, [2]TAISEI, [3]Taiyheiyo 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、φ50 ㎜×H100 ㎜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。

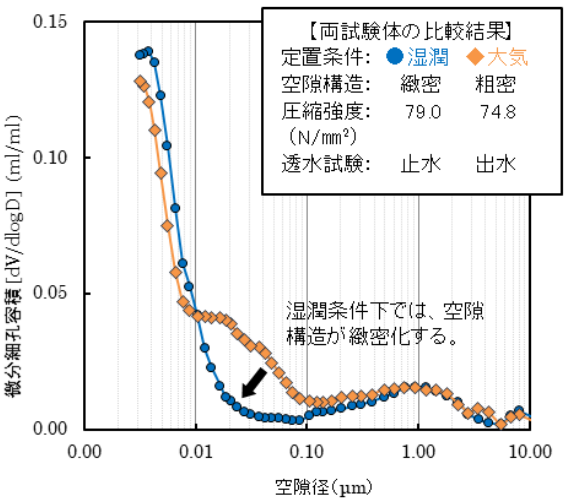


図 1 定置条件の異なる試験体の評価結果の比較

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 Shibata[1], Kumi Negishi[1], Ryo Sakamoto[1], Hiroya Matsui[2], Akihito Mochizuki[2], Yusuke Ozaki[2]

[1]Taiheiyo Consultant., [2]Japan 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 Bildg.2F No.23)

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

*Yuji Sasaki[1], Masashi Kaneko[1], Yasutoshi Ban[1], Hideya Suzuki[1] (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 Ono[1], Tomoyuki Takeyama[1], Juliane März[2], Tamara Duckworth[2], Satoru Tsushima[1,2], Koichiro Takao[1] (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 Takei[1], Akira Kirishima[1], Akihiro Uehara[2], Daisuke Akiyama[1] (1. Tohoku Univ., 2. QST)

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

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[1]

[1]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 μ mol/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 HNO_3 条件で D(Am): 2.55, D(Cm): 0.433, SF (=D(Am)/D(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 HNO_3 の条件で D(Am): 2.66, D(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、プロトネーション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。

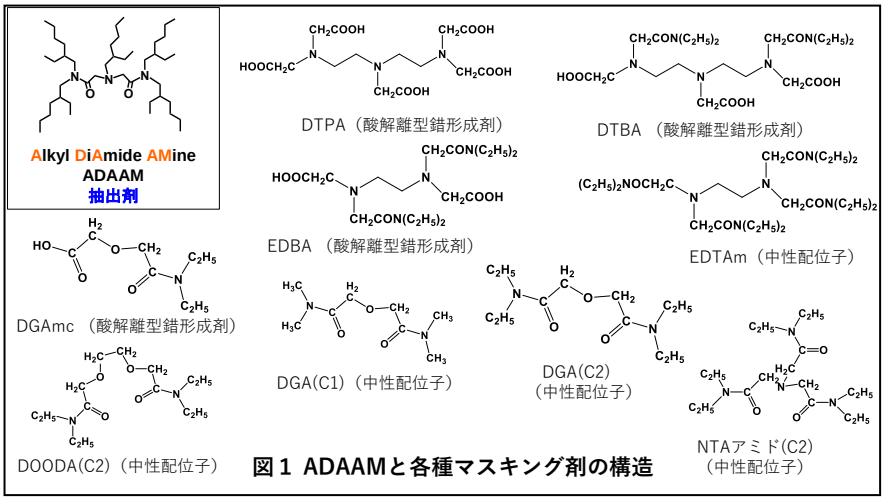


図１ ADAAMと各種マスキング剤の構造

4. 引用文献

[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 Sasaki[1], Masashi Kaneko[1], Yasutoshi Ban[1], Hideya Suzuki[1]

[1]Japan 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)－ニトラト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)-Nitrato Complexes with Double-Headed 2-Pyrrolidone Derivatives and Applicability to NUMAP Reprocessing

*小野遼真[1]，竹山知志[1]，Juliane März[2]，Tamara Duckworth[2]，津島悟[1,2]，鷹尾康一朗[1]
[1]東工大ゼロカーボン研，[2]HZDR

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、ヘキサニトラト Pu(IV)錯体$(HDHNRP)_2[Pu(NO_3)_6]$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 $Pu(NO_3)_4$ 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 HNO_3 系から得られた淡緑色結晶$(H\mathbf{L1})_2[Pu(NO_3)_6]$の結晶構造を示す。$Pu^{4+}$は 6 個の NO_3^-からそれぞれ 2 座配位を受けて、$[Pu(NO_3)_6]^{2-}$を形成している。また、$[Pu(NO_3)_6]^{2-}$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 HNO_3(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ついても議論する。

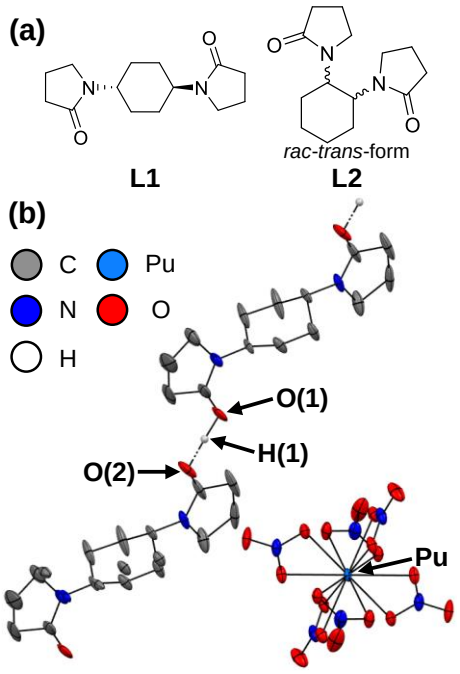


図 1 (a) DHNRP (**L1**、**L2**)の構造式および (b) $(H\mathbf{L1})_2[Pu(NO_3)_6]$の分子構造 (H(1)以外の水素原子を省略した)

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 Ono[1], Tomoyuki Takeyama[1], Juliane März[2], Tamara Duckworth[2], Satoru Tsushima[1,2], Koichiro Takao[1]
[1]Larboatory for Zero-Carbon Energy, Tokyo Tech., [2]Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf.

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 ($NaClO_4$)とした。

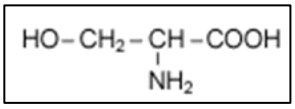


図 1 セリンの構造式

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 β (MAH)= 10.88±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(-NH_3^+)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。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。

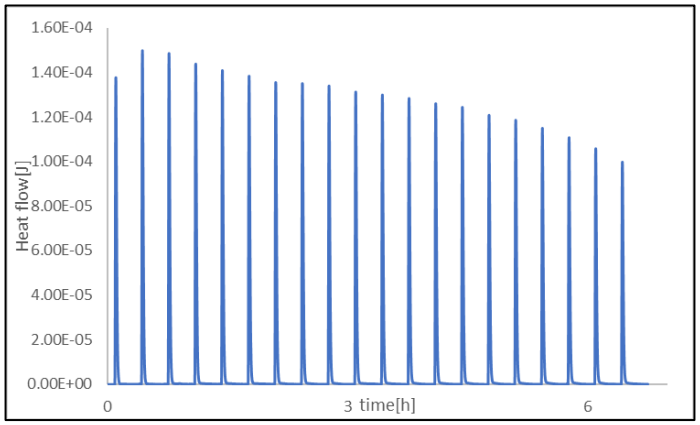


図 2 ウラニル-セリン熱量滴定曲線

*Masahide Takei[1], Akira Kirishima[1] Akihiro Uehara[2] and Daisuke Akiyama[1]

[1]Tohoku Univ., [2]QST

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 Bildg.2F No.23)

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

*Yasuyuki Tanaka[1], Van-Khoai Do[1], Yoshiaki Motoki[1], Yuki Ohta[1], Hiroyuki Iwahashi[1], Kiyoko Kurosawa[1], Takahiro Furuse[1] (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 Banjarnahor[1], Van-Khoai Do[1], Yoshiaki Motoki[1], Yuki Ohta[1], Hiroyuki Iwahashi[1], Kiyoko Kurosawa[1], Takahiro Furuse[1] (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 Ito[1], Yasuyuki Tanaka[1], Kiyoko Kurosawa[1], Yoshiaki Motoki[1], Van-Khoai Do[1], Takahiro Furuse[1] (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 Karino[1], Katsuaki Akaoka[1], Ikuo Wakaida[1] (1. JAEA)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

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 $^{236}UO^+$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 $^{235}UH^+$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、$^{236}U^{16}O^{16}O^+$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 μg/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 $^{238}UOO^+$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(Δ 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、$UOOH^+/UOO^+$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、$^{235}UOOH^+/^{236}UOO^+$比を $^{238}UOOH^+/^{238}UOO^+$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、$^{238}UOO^+$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 $^{236}UOO^+$の ILOD は 8.2 fg/ml であった。また、当該測定条件における $^{238}UOOH^+/^{238}UOO^+$比は 9.56×10^{-8} となり、$^{238}UOH^+/^{238}UO^+$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。

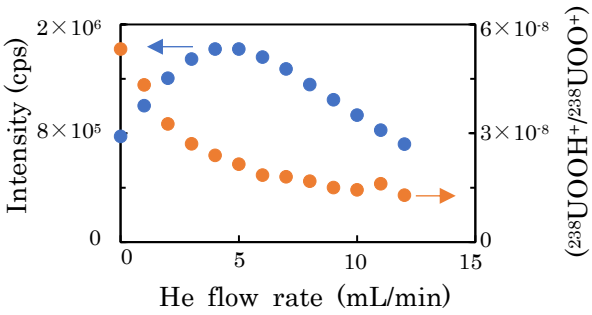


図 1 He ガス流量が UOO に与える影響

参考文献

[1] Yanyun Wang et al., *Talanta* **224** 121882 (2021).

---

*Yasuyuki Tanaka[1], 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]

[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA), [2]International 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 ^{79}Se の分析手法の検討

Development of analytical method for interference-free determination of ^{79}Se 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-Khoai[1], 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 ^{79}Se 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： ^{79}Se, 難測定放射性核種、ICP-MS/MS, 固相抽出法

1. 緒言

^{79}Se 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 ^{79}Se 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 ^{79}Br 及び ^{40}Ar^{40}Ar 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。

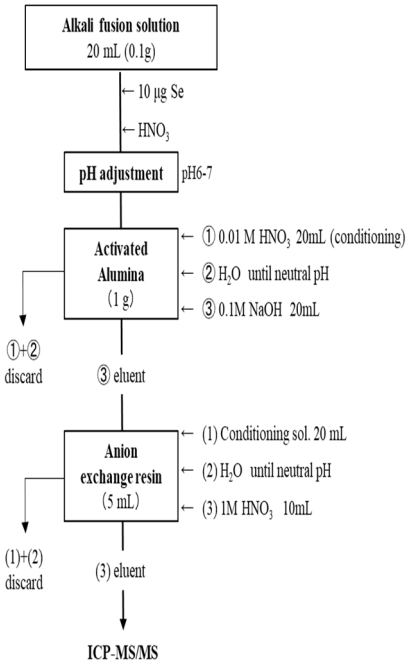


Fig. 1 Developed ^{79}Se analytical method

Table. 1 Optimal conditions for ^{79}Se 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 ^{79}Br 及び ^{40}Ar^{40}Ar の影響を効果的に除去できることが分かり、^{79}Se/^{79}Br の分離係数及び ^{79}Se 装置検出下限はそれぞれ 2.6×10^{4}、1.2 pg/mL であった。

*Irvin M. Banjarnahor[1], Van-Khoai Do[1], Yoshiaki Motoki[1], Yuki Ohta[1], Hiroyuki Iwahashi[1], Kiyoko Kurosawa[1], and Takahiro Furuse[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

本件は、令和 4 年度「廃炉・汚染水・処理水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発（簡易・迅速化された分析技術を用いた標準的な分析法の検討））」に係る補助事業の成果の一部を取りまとめたものである。

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- Khoai[1]，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。

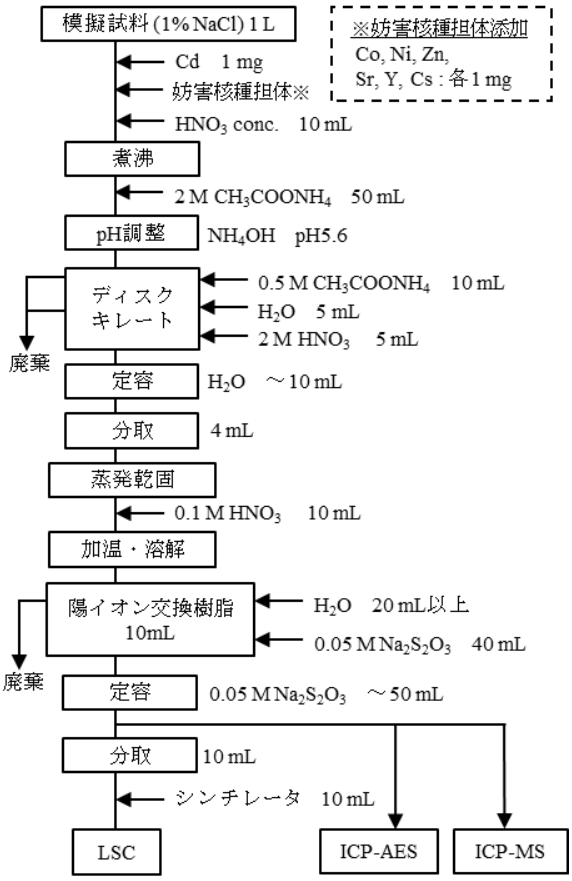


図 1 ^{113m}Cd の分析フロー

3. 結果

本手法よる 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, BUNSESKI KAGAKU, Vol.63, No.4, pp.345-350 (2014).

---

*Chihiro Ito[1], Yasuyuki Tanaka[1], Kiyoko Kurosawa[1], Yoshiaki Motoki[1], Van-Khoai Do[1], Takahiro Furuse[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

レーザー誘起ブレークダウン分光法（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ー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，レーザー誘起ブレークダウン発光分光，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ー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 5μs で、観測時間幅は 10μs 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。

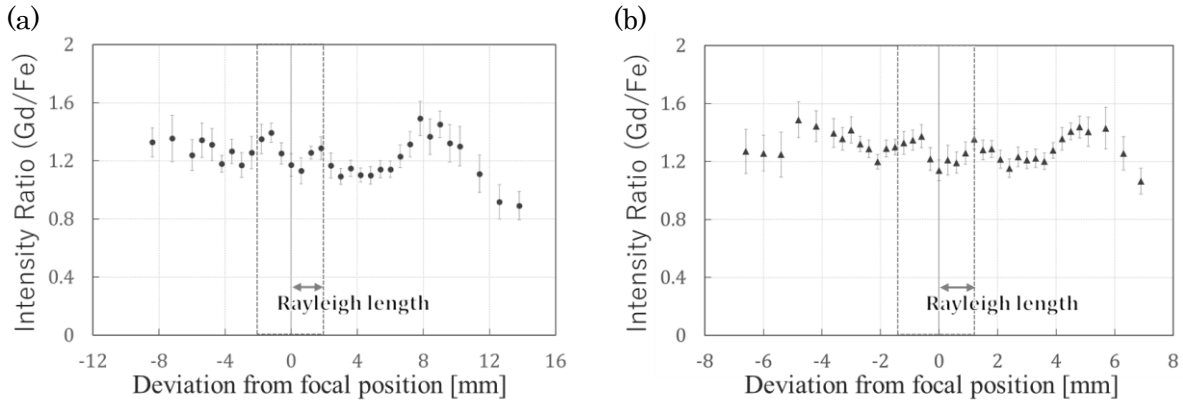


図 1 スペクトル強度比の偏差依存性（(a)レイリー長 3.96mm、(b)レイリー長 2.40mm）

*Takahiro Karino[1], Katsuaki Akaoka[1] and Ikuo Wakaida[1]

[1]JAEA

General Meeting

[3D_GM] The 67th General Meeting of International Nuclear Information Network

Fri. Sep 9, 2022 12:05 PM - 12:55 PM Room D (E1 Bildg.2F No.23)

[3D_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Fri. Sep 9, 2022 12:05 PM - 12:55 PM Room D)

[3D_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

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

[3D_PL] New dynamics of the nuclear energy in France: a pillar to reach carbon neutrality

Chair: Kenichi Ishikawa (UTokyo)

Fri. Sep 9, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room D (E1 Bildg.2F No.23)

[3D_PL01] New dynamics of the nuclear energy in France: a pillar to reach carbon neutrality

*Vincent Bessiron[1] （1. Framatome Japan）

©Atomic Energy Society of Japan

2022年秋の大会

海外情報連絡会セッション

New dynamics of the nuclear energy in France: a pillar to reach carbon neutrality

*Vincent BESSIRON[1], Vincent DUFOUR[2], Jean-Pierre GROS[3]
[1]Framatome Japan KK, [2]EDF, [3]Orano Japan KK

1. Summary of the presentation

The nuclear energy is a major pillar of France's roadmap to reach the target of -40% of greenhouse emission between 1990 and 2030 and carbon neutrality in 2050. The paper aims at presenting the current situation and the perspectives of nuclear energy in France. It is structured in 5 parts:

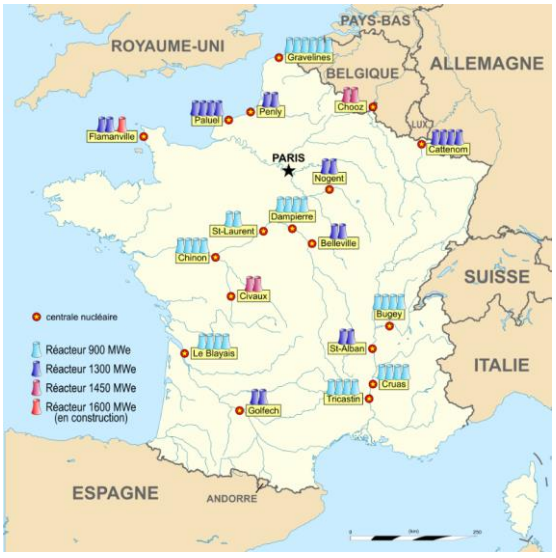
- The first part presents the current situation on the fleet with 56 operating reactors; a presentation of the main actors is given.
- The second part describes the new nuclear program of EPR2s that has been announced by the government.
- The third part deals with axes of innovation with the SMR Nuward, other advanced reactors, Accident Tolerant Fuel, medical radioisotopes etc.
- The fourth part shows how the closed cycle and D&D put the nuclear energy at the forefront of the circular economy in France.
- Finally, the fifth part emphasizes on the renewal of competences.

The conclusion is that the French nuclear industry is mobilized and ready to deploy and achieve the new nuclear program that will be at the core of the decarbonation roadmap for the country.

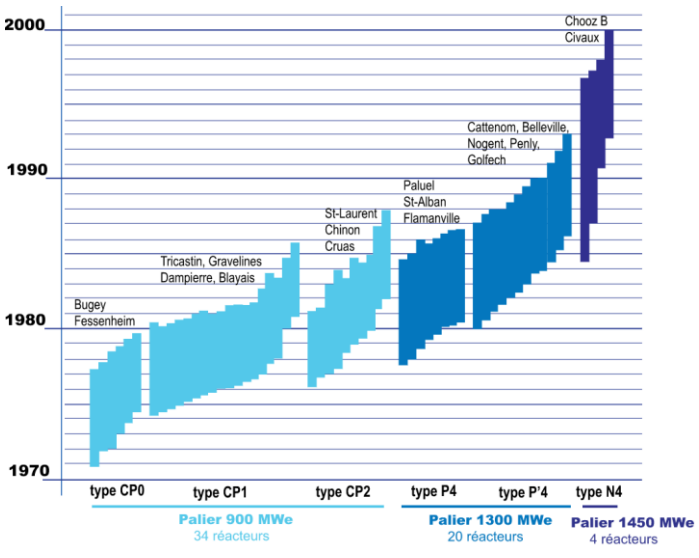
2. Current situation the nuclear fleet

France has a fleet of 56 operating PWRs on 18 sites which represents a total installed capacity of 61.4 GWe. The reactors have started operation between 1979 and 2000 with three main reactor types: 900 MWe, 1300 MWe and 1450 MWe. In addition the Flamanville-3 EPR (1650 MWe) is in pre-operation stage.

These reactors provide about 70% of the electricity in France (close to 350 TWh) and the remaining production is ensured mostly by hydropower (20%) and renewables. Thanks to this electricity mix, the electricity in France is largely decarbonized (~ 90%) and the average CO2 intensity is particularly low, around 50 g CO2/kWh.

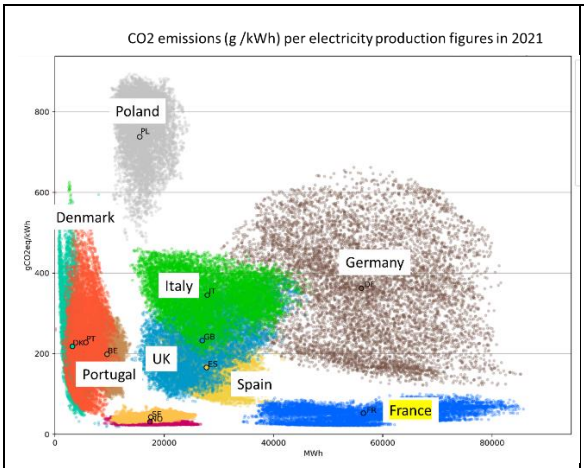


Map of the operating / pre-operating reactors in France

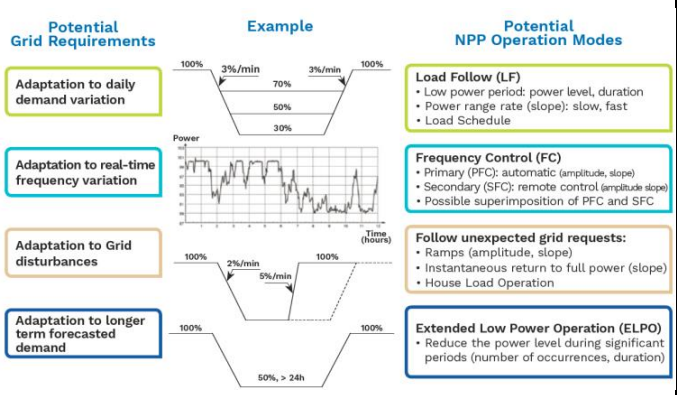


Timeline of the deployment of the French fleet

The challenges associated with the current fleet are the life time extension beyond 40 years and the safety upgrades to account for the lessons learned of the Fukushima accident. In addition to the continuous efforts for the highest level of safety, the whole nuclear industry strives to increase the economics of the fleet with optimized outages, efficient operation and globally optimized costs along the whole fuel cycle. The operating mode of the French reactors in based on the possibility to modulate the power: this is a necessary condition for the coexistence of the nuclear and intermittent renewables.



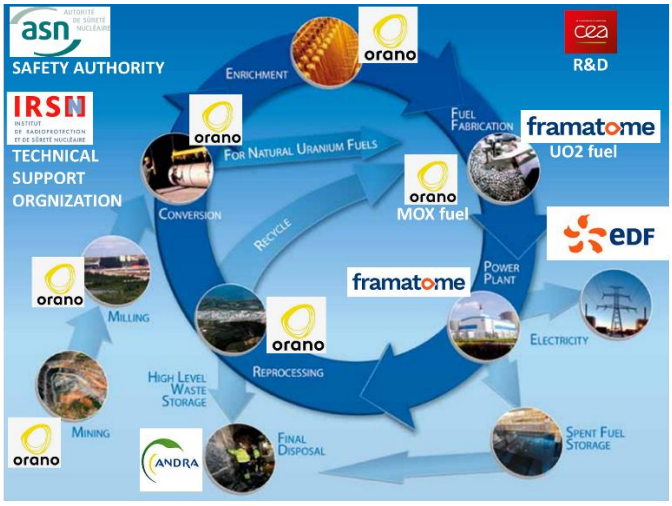
CO2 emissions per kWh in Europe



Example of flexible operations modes

The main French actors are:

EDF (operator), Framatome (designer and manufacturer of the Nuclear Steam Supply System and UO2 fuel), Orano (mining, conversion, enrichment, reprocessing, MOX fuel manufacturing), ASN (Safety authority), IRSN (Technical Support Organization of the ASN), CEA (Research and Development) and ANDRA (waste management).



Main French actors in the nuclear industry

3000 companies
Average of 20% of activity for nuclear
85% of Very Small, Small and Medium Enterprises
220 000 employees
3rd industrial sector in France

Main figures of the nuclear industry in France

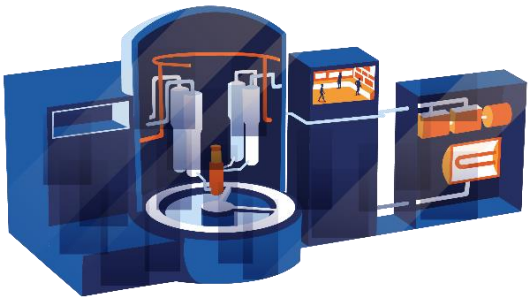
3. A new program of 6 EPR2s (+8 option) announced by the government

The reference forecast of electricity demand in 2050 considers an increase of 35% compared to the current period. The French government analyzed several scenarios at this horizon, from 100% renewables to 50% of nuclear. The most optimized scenario, on both CO2 reduction and economics aspects, appeared to continue the massive deployment of renewables and to simultaneously launch a new nuclear program with 6 EPR2s plus 8 in option.

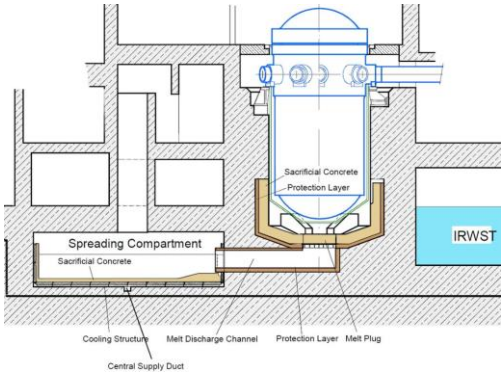
The EPR2 is an optimized version of the EPR which maintains the EPR safety standards among the highest in the world while significantly simplifying its construction.

The government also decided that no operating reactor be decommissioned if it still has the capacity to produce electricity

efficiently, as long as the highest standards of safety are ensured.



EPR2 global layout



Core catcher of Framatome's EPR

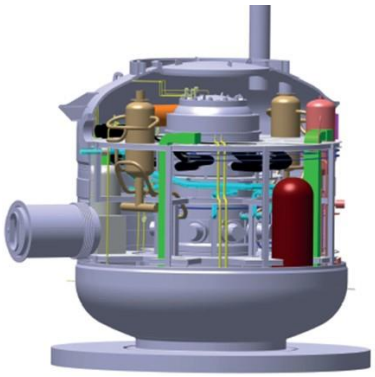
4. Innovation with SMRs, advanced reactors, fuel and medical radioisotopes

A consortium gathering EDF, CEA, Technicatome, Naval group and Framatome is developing the Nuward SMR with two twin units of 170 MWe in a single nuclear building. The objective is to build a first twin unit in France and then to export Nuward to replace 300-400 MWe coal plants, to provide energy for remote areas or intensive industrial sites and to supply networks that cannot be connected to high or medium sized reactors. The French government is supporting this project through the "France 2030" program.

In addition, the French nuclear industry develops advanced reactors such as Fast Breeder Reactors, High Temperature Gas Reactors, Molten Salt Reactors etc.

Innovation also concerns nuclear fuel with Framatome's PROtect Accident Tolerant Fuel (ATF) which is now in the latest stage of qualification.

Innovation in the use of nuclear energy for healthcare is developing significantly. These activities for the medical sector provide new and positive look from the public towards nuclear energy.



Nuward SMR

150 MWe Fast Breeder Reactor design

Cr coating on claddings for Accident Tolerant Fuel (PROtect).

framatome Healthcare　oranomed

Innovation for the production of medical radioisotopes

5. Closed cycle and dismantling: nuclear energy at the forefront of the circular economy

France has set up a closed fuel cycle policy with recycling the plutonium in the form of MOX fuel in the current PWRs. The plutonium will also be burnt in Fast Breeder Reactors in the future. France is about to resume the use of reprocessed uranium fuel in several reactors.

The vitrified waste conditioning allows to considerably reduce the volume of waste (factor 5).

The CIGEO project for geological repository is advancing as planned with a recent declaration of Public Utility.

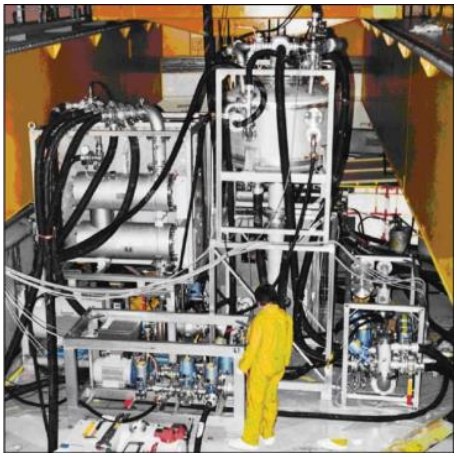
As regards the Decommissioning and Dismantling of reactors, the projects are on-going for first generation Graphite Gas reactors and for the oldest PWR units (Chooz A, Fessenheim). Key factors for the success of D&D projects are the careful identification of generated waste, the decontamination of circuits and specific attention to the overall planning of the D&D steps.

The D&D of the Superphenix Fast Breeder Reactor has considerably progressed as the vessel is now filled with water (all the sodium has been drained and treated).

France has capacities to manage large contaminated components to liberate the material below activity thresholds: this allows to reduce the waste of about 80% (EDF Cyclife).

Manufacturing of MOX fuel (Orano)

Cut of a vitrified waste canister (Orano)



Framatome's Full System Decontamination to be applied for the D&D of Fessenheim NPP

Management of contaminated large components (EDF Cyclife)

6. Renewing the competencies

The difficulties encountered in recent nuclear projects after several years without new constructions have highlighted the need to rebuild strong competencies in the nuclear industry, to strengthen the supply chain while better including it in the nuclear projects and to further standardize the processes and the equipment. The EDF Group has set up the Excell plan that addresses these items to ensure the success of the new EPR2 program. The government is supporting the consolidation of competencies through the program "France Relance".

LE PLAN excell
Excellence nucléaire

Plan Excell (EDF)

School of welding (Framatome)

Recycling Campus (Orano)

CSFN COMITÉ STRATÉGIQUE DE LA FILIÈRE NUCLÉAIRE
Gifen
EDF
cea
orano
framatome
ANDRA
NUCLEAR Valley
UIMM LA FABRIQUE DE L'AVENIR
UFE
FRANCE INDUSTRIE
pôle emploi

University of nuclear gathering the industrial actors

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 Shitara[1], Aileen Brandt[1], Takehiko Tsukahara[1] (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 Nakamura[1], Yasutoshi Ban[1], Mie Sugimoto[1], Masaki Tambo[1], Hiroyuki Fukaya[1], Kenta Hiruta[1], Takuya Yoshida[1], Hiroyuki Uehara[1], Yasuhiko Kimura[1], Masahide Takano[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:00 PM - 3:15 PM

[3D10] Development of chemical separation method for the measurement of the $^{135}Cs/^{137}Cs$ isotopic ratio in enviromnental samples

*Asako Shimada[1], Masao Nomura[2], Takehiko Tsukahara[2], Seiji Takeda[1] (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 Kakiuchi[1], Asako Shimada[1], Saki Ohira[1], Yoshihisa Iida[1] (1. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

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 Aileen[2]，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)を含むドデカンを、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 500μm）内へ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。

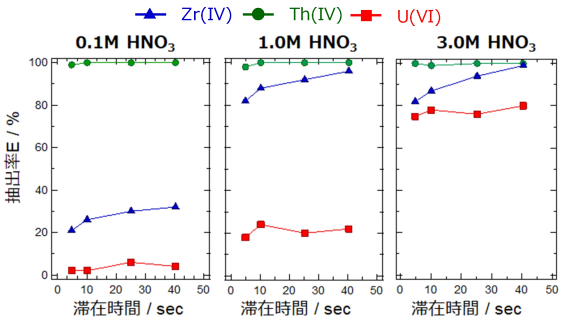


図 1　マイクロプラグ流抽出結果

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 Shitara[1], Brandt Aileen [2], and Takehiko Tsukahara[1,2]

[1]School of Mater. Chem. Tech., Tokyo Institute of Technology, [2]Laboratory 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]
[1]JAEA

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紛（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。αγ 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撹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、いずれも不溶解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。

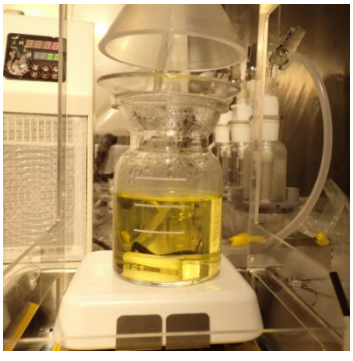


図　硝酸溶解後の溶解液の外観

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 Nakamura[1], Yasutoshi Ban[1], Mie Sugimoto[1], Masaki Tambo[1], Hiroyuki Fukaya[1], Kenta Hiruta[1], Takuya Yoshida[1], Hiroyuki Uehara[1], Hiroki Obata[1], Yasuhiko Kimura[1], Masahide Takano[1]
[1]JAEA

環境試料中の $^{135}Cs/^{137}Cs$ 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 $^{135}Cs/^{137}Cs$ 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]
[1]JAEA，[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： $^{135}Cs/^{137}Cs$ 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 $^{134}Cs/^{137}Cs$ 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 $^{135}Cs/^{137}Cs$ 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。$^{135}Cs/^{137}Cs$ 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、$^{135}Cs/^{137}Cs$ 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 μg/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 μg/ml の Cs を含む 3 M 硝酸溶液を 5 回繰り返して振とうした。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℃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℃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 $^{135}Cs/^{137}Cs$ 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 $^{135}Cs/^{137}Cs$ 同位体比測定を RSD が 2 以下の精度で実施できた。

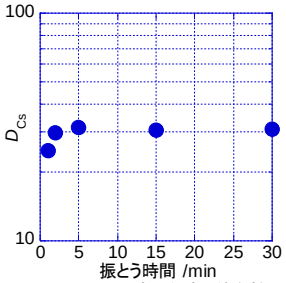


図1　分配比の振とう時間依存性

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 Shimada[1], Masao Nomura[2], Takehiko Tsukahara[2] and Seiji Takeda[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Tokyo 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。

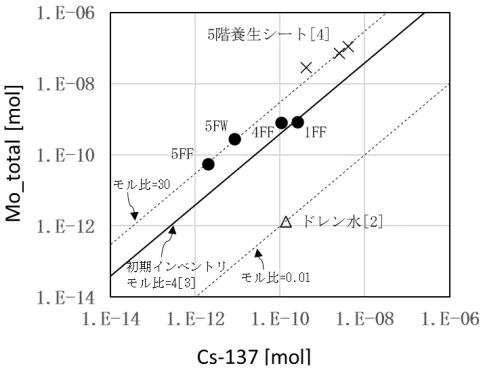


図 1　酸溶解後スミヤ試料の核種分析結果
（半減期を考慮した事故当時の推定値）

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 Kakiuchi[1], Asako Shimada[1], Saki Ohira[1] and Yoshihisa Iida[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

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 Bildg.2F No.24)

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

*Hiroaki ABE[1], Kazuhiro TAKANABE[1], Akira NAKAYAMA[1], Masatake Yamaguchi[2], Huilong YANG[1], Sho KANO[1] (1. The University of Tokyo, 2. JAEA)

9:45 AM - 10:00 AM

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

*Ying Chen[1], Davey Theresa[1], Jovellana John[2], Yang Huilong[2], Kano Sho[2], Abe Hiroaki[2] (1. Tohoku Univ., 2. UTokyo)

10:00 AM - 10:15 AM

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

*Bo LI[1], Huilong YANG[1], Reuben Holmes[1], Lijuan CUI[1], Sho KANO[1], Hiroaki ABE[1] (1. UTokyo)

10:15 AM - 10:30 AM

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

*Sho Kano[1], Huilong Yang[1], Lijuan Cui[1], Hiroaki Abe[1] (1. UTokyo)

10:30 AM - 10:45 AM

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

*Lijuan Cui[1], Yang Huilong[1], Kano Sho[1], Abe Hiroaki[1] (1. UTokyo)

10:45 AM - 11:00 AM

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

*Neli Sashkova Nikolova[1], Huilong Yang[1], Sho Kano[1], Hiroaki Abe[1] (1. University of Tokyo)

11:00 AM - 11:15 AM

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

*Koichi Ogata[1], Yasunari Shinohara[1], Huilong Yang[2], Sho Kano[2], Hiroaki Abe[2] (1. NDC, 2. UTokyo)

11:15 AM - 11:30 AM

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

*Chikashi Suzuki[1] (1. JAEA)

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

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働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 Abe[1], Kazuhiro Takanabe[1], Akira Nakayama[1], Masatake Yamaguchi[2], Huilong Yang[1], Sho Kano[1]
[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 Davey[1]、John Jovellana[2]、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 Cr_2Zr-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 Cr_2Zr-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 Chen[1], Theressa Davey[1], John Jovellana[2], Huilong Yang[2], Sho Kano[2], Hiroaki Abe2[2]

[1]Tohoku University, [2]The 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 (αZr) and high temperatures (βZr).

2. Experimental procedure

Plate-shaped Zry and pure-Cr were used for diffusion bonding experiments at 1073 K (αZr) and 1273 K (βZr). 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 $Zr(Cr, Fe)_2$, and 3) Zr diffusion into Cr. For inter-diffusion at the αZr 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 $Zr(Cr, Fe)_2$ region increased from 300 nm to 500 nm. Meanwhile, the Fe concentration in $Zr(Cr, Fe)_2$ increased from 8% to 15%. In the case of diffusion at the βZr phase conditions, the formation of $Zr(Cr, Fe)_2$ 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 fules 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 丽娟[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$(Cr_{0.4}Fe_{0.6})_2Zr$ 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、$(Cr_{0.4}Fe_{0.6})_2Zr$ 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、$(Cr_{0.4}Fe_{0.6})_2Zr$ 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、$(Cr_{0.4}Fe_{0.6})_2Zr$ 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 Kano[1], Huilong Yang[1], Lijuan Cui[1], Hiroaki Abe[1]
[1]UTokyo,

Development of Cr-coated Zircaloy for Accident Tolerant Fuels

(5) irradiation damage in pure chromium

L.J. Cui[1]*, H.L. Yang[1], S. Kano[1], 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 ℃ 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 ½<111> 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: ⑹ Effects of hydrogen on hoop properties in Zircaloy cladding using Advanced Expansion Due to Compression method

*Neli Nikolova[1], Huilong Yang[2] , Sho Kano[2] and Hiroaki Abe[1,2]
[1]Department of Nuclear Engineering and Management, Tokyo Univ.
[2]Nuclear 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 H_2 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, facture 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]
[1]NDC, [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℃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℃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。

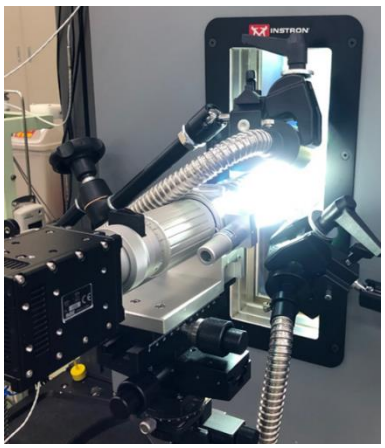


図　試験装置外観

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 3μm/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 Ogata[1] Yasunari Shinohara[1], Huilong Yang[2], Sho Kano[2], and Hiroaki Abe[2]
[1]NDC, [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 $CsBO_2$ 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 B_2O_3 についても同様に実施した。

2. 評価手法

$CsBO_2$ の DFT 計算には Vienna Ab-initio Simulation Package (VASP) [2]を用いた。また、熱力学特性を評価するための格子振動計算には Phonopy [3]を用いた。格子振動計算は、DFT 計算から得られた $CsBO_2$ 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 $CsBO_2$ の熱力学特性を計算した。さらに、B_2O_3 にも同様の計算を実施した。

3. 結果

$CsBO_2$ と B_2O_3 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、B_2O_3 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、$CsBO_2$ 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 $CsBO_2$ の線膨張率は B_2O_3 の半分程度と小さいため、$CsBO_2$ 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、CsB_5O_8 の熱力学特性を計算し予想する。

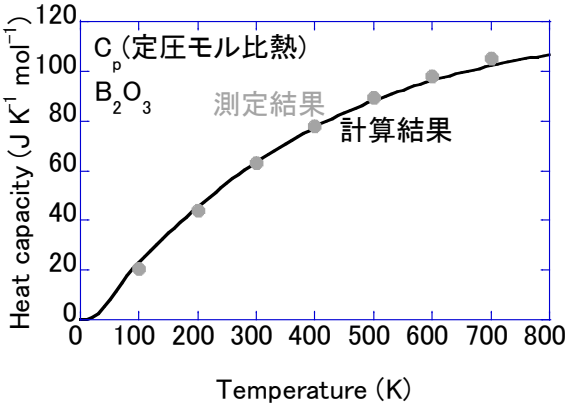


図 1 B_2O_3 の定圧モル比熱

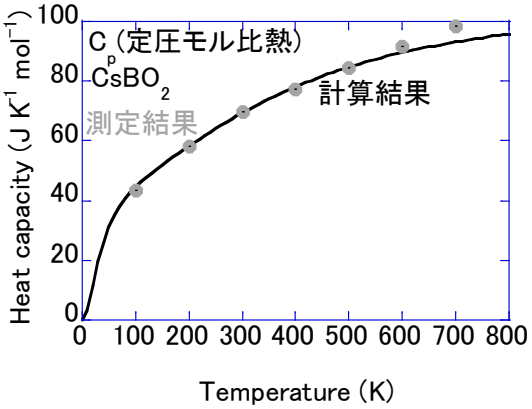


図 2 $CsBO_2$ の定圧モル比熱

参考文献

[1] T. Haste, et al., Annals Nucl. Energ. 61 (2013) 102. [2] G. Kresse and J. Hafner, Phys. Rev. B47 (1993) 558. [3] A. Togo, F. Oba, and I. Tanaka, Phys. Rev. B78 (2008) 134106. [4] JANAF Thermochemical Tables: B_2O_3(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 Bildg.2F No.24)

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

*Kuniki Hata[1], Shunsuke Uchida[1], Satoshi Hanawa[1], Yasuhiro Chimi[1] (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 Uchida[1], Kuniki Hata[1], Satoshi Hanawa[1], Yasuhiro Chimi[1] (1. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM

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

*Hikari Murotani[1], Yoichi Wada[1], Ryosuke Shimizu[2] (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 Yamazaki[1], Kazutoshi Fujiwara[1] (1. CRIEPI)

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

PWR 一次冷却水環境の照射下での水素注入効果の評価
（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]。

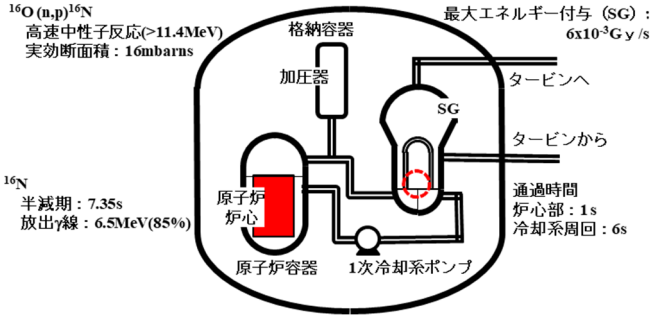


図 1 解析に用いた PWR 一次冷却系モデル

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-H_2O ※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 H_2O_2 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、H_2O_2 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。

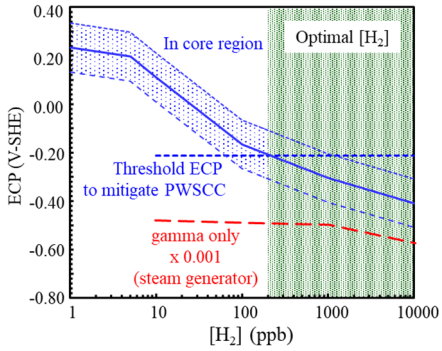


図 2 仮想的な PWR 一次冷却系における Ni 合金の ECP 解析結果

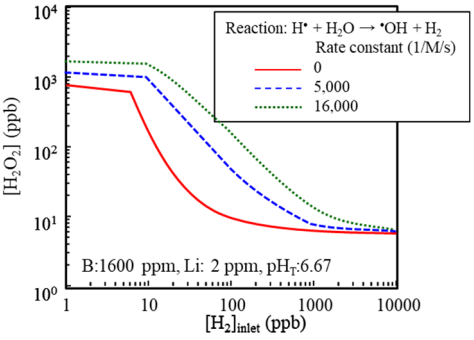


図 3 H•と水分子の反応速度定数に対する H_2O_2 濃度の変化

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 Hata[1],Shunsuke Uchida[1], Satoshi Hanawa[1] and Yasuhiro Chimi[1]
[1]JAEA

PWR 一次冷却水環境の照射下での水素注入効果の評価
(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], 塙 悟史[1], 知見 康弘[1]
[1]原子力機構

Fe^{2+}と Ni^{2+}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、O_2、H_2O_2 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。Fe^{2+}と Ni^{2+}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、H_2O_2, O_2および H_2、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]。

$$I_a=f_a(\phi)(C_{sol}-[C_b+f_a(\phi)C_{sol}/z_a/F(\delta_o/D_o+\delta_B/D_B)\ \{1+[f_a(\phi)/z_a/F]\}\ (\delta_o/D_o+\delta_B/D_B) \quad (1)$$

$$f_a(\phi)=z_aFk_a\exp[\alpha_a z_a F(\phi-\phi^o_a)/(RT)] \quad (2)$$

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。

表 1 主なアノード反応定数

電極反応	移行係数 α(-)	標準電極電位 ϕ(V-SHE)	反応定数 k
$O_2+2H^++2e^- <=> H_2O_2$	0.7	0.48	1.0×10^{-10} (s^{-1})
$Fe^{2+}+2e^- <= Fe$	0.5	-0.44	1.0×10^{-3}(m/s)
$Ni^{2+}+2e^- <= Ni$ *2	0.5	-0.25	1.0×10^{-3}(m/s)

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、$[O_2]$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]。$[H_2O_2]$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 Ni^{2+}の溶解度が Fe^{2+}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。

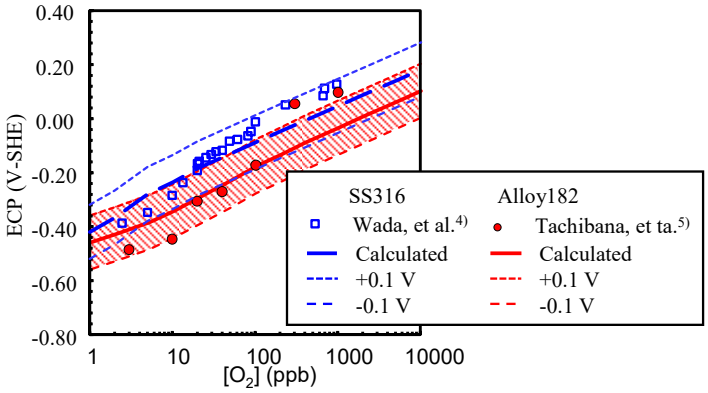


図1 ステンレス鋼とNi基合金の酸素濃度依存ECP (280°C中性純水)

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 PWR1 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 Uchida[1], Kuniki Hata[1], Satoshi Hanawa[1] and Yasuhiro Chimi[1]
[1]JAEA

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 ºC 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 ºC、圧力 8 MPa、電気伝導率 10 μS/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 mm^t）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 電極の電位を較正した。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。

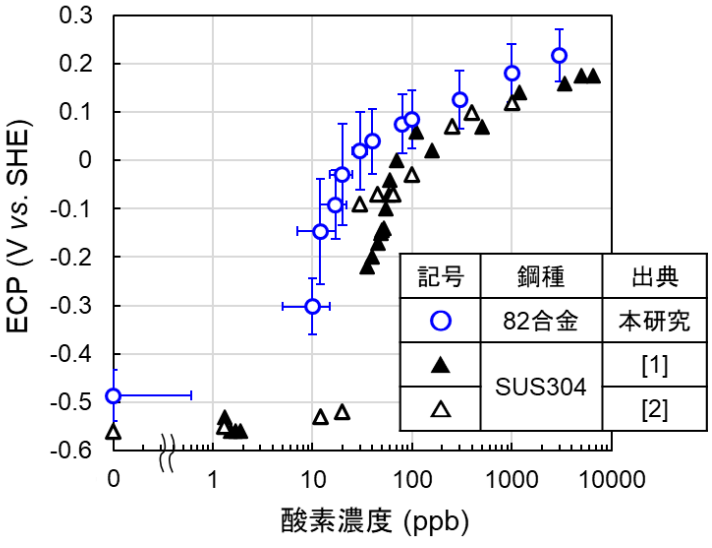


図1　82合金のECPの酸素濃度依存性

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 Murotani[1], Yoichi Wada[1] and Ryosuke Shimizu[2]

[1]Hitachi, [2]Hitachi-GE

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}Co/Zn 濃度比）の配管線量率への影響を調べた。炉水 ^{60}Co/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}Co/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}Co/Zn 濃度比）について、式(1)の制御の指標がある[1]

炉水 ^{60}Co/Zn 濃度比 $< 2.0 \times 10^{-5}$ μCi/mL/ppb　…(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}Co/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}Co/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}Co/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。

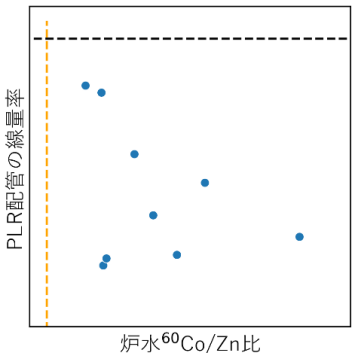


図 1. PLR 配管の線量率と炉水 ^{60}Co/Zn との関係。黒点線は米国の線量率の指標、橙点線は 2.0×10^{-5} μCi/mL/ppb。

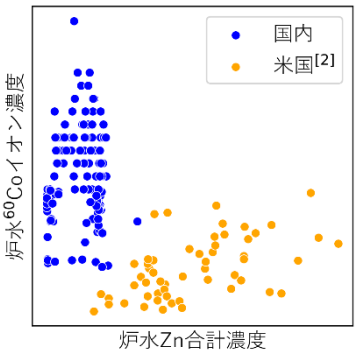


図 2. 炉水 ^{60}Co イオン放射能濃度と炉水 Zn 合計（クラッドおよびイオン）濃度との関係。

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 Yamazaki[1] and Kazutoshi Fujiwara[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

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

[3E13-14] Radiolysis

Chair:Shunsuke Uchida(JAEA)

Fri. Sep 9, 2022 3:55 PM - 4:30 PM Room E (E1 Bildg.2F No.24)

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

*Tatsuya Ito[1], Ryo Kuwano[1], Ryuji Nagaishi[1] （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 Ito[1], Ryo Kuwano[1], Masao Gohdo[2], Yoichi Yoshida[2] （1. JAEA, 2. Osaka Univ.）

4:10 PM - 4:25 PM

©Atomic Energy Society of Japan

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.

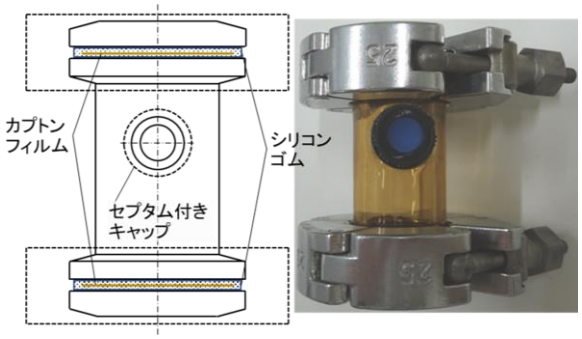


図１ X 線用照射容器（左：模式図、右：実物）

*Tatsuya Ito, Ryo Kuwano, Ryuji Nagaishi

Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

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こるため，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（H_2）発生や過酸化水素（H_2O_2）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 H_2 発生や H_2O_2 生成，海水中の X^-による水酸化ラジカル（•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 H_2 等を，試料から H_2O_2 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•OH 捕捉によるハロゲン化物二量体ラジカルイオン（$•X_2^-$）生成の過渡吸収（340 nm）を図 1 に示す。定常照射での H_2 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 μm）フィルターでろ過したものを用いた。

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•OH 捕捉が不均一領域（<100 ns）で起き（64 %），引き続き②Br^-による•OH 捕捉が不均一〜均一領域で起きる（36%）ことで，2 段階の•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。

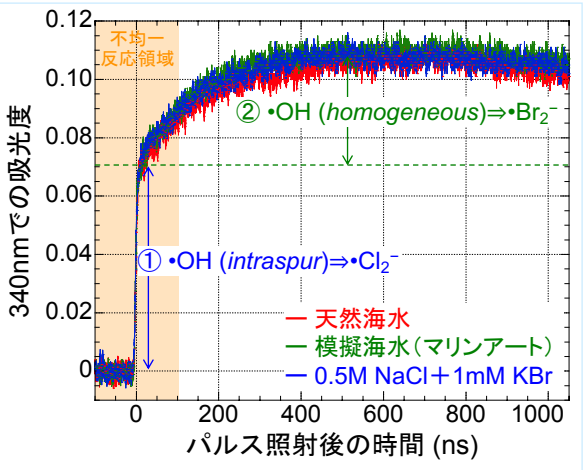


図 1 海水中のハロゲン化物の二量体ラジカルイオン生成
（光路長 10 mm, pH＝6−8.5，空気溶存，室温）

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 Ito[1], Ryo Kuwano[1], Masao Gohdo[2], Yoichi Yoshida[2]. [1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Osaka University

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 Bildg.3F No.31)

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

*Hiroyuki Sato[1], Kazuhiko Iigaki[1], Atsushi Shimizu[1], Hiroki Noguchi[1], Nariaki Sakaba[1], Koji Asano[2], Sunao Oyama[2], Hiroyuki Onishi[2], Kazumasa Suyama[2], Yukinori Usui[2] (1. JAEA, 2. MHI)

9:30 AM - 9:45 AM

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

*Koji Asano[1], Motohiro Nakagiri[1], Takao Ito[1], Takeshi Matsuo[1], Hiroyuki Iwabuchi[1], Hiroyuki Onishi[1], Yukinori Usui[1] (1. MHI)

9:45 AM - 10:00 AM

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

*Yasunobu Nomoto[1], Naoki Mizuta[1], Keisuke Morita[1], Takeshi Aoki[1], Shoichiro Okita[1], Kaoru Kurahayashi[1], Takanori Yasuda[1], Masato Tanaka[1], Hiroyuki Sato[1], Nariaki Sakaba[1] (1. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM

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

*Kentaro Nagatsuka[1], Hiroyuki Sato[2], Yoshiyuki Imai[2], Xing L. Yan[2] (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 Yamaji[1], Yusuke Sato[1], Koutaro Nariki[2], Atsuko Kubo[1], Koji Asano[1], Ichiyo Matoba[1], Takayuki Nakano[1], Kazumasa Suyama[1] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 2. MHI NS Engineering Co., Ltd.)

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

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立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ースタディー（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証する。

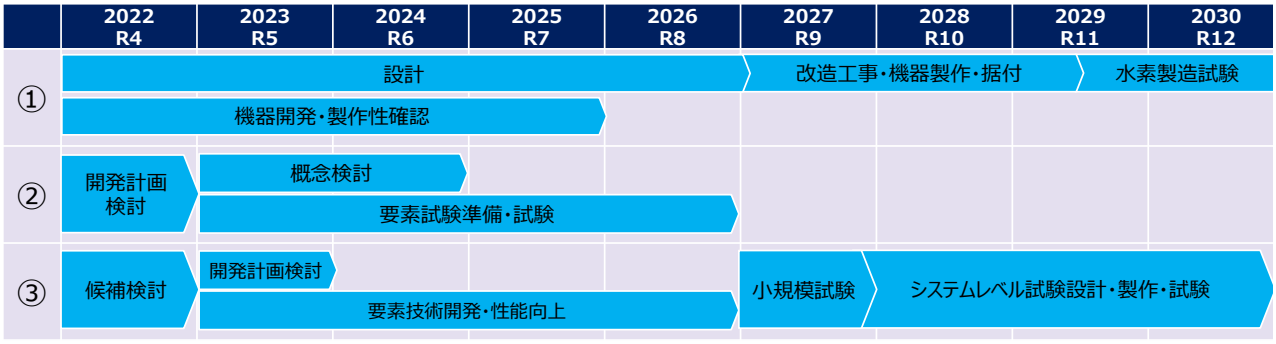


図 1　高温ガス炉による大量安価なカーボンフリー水素製造技術の技術開発工程

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 Sato[1], Kazuhiko Iigaki[1], Atsushi Shimizu[1], Hiroki Noguchi[1], Nariaki Sakaba[1], Koji Asano[2], Sunao Oyama[2], Hiroyuki Onishi[2], Kazumasa Suyama[2], Yukinori Usui[2], [1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Mitsubishi 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 CO_2 を排出する方法、CO_2 フリーなエネルギーを使って水素製造過程において CO_2 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 CO_2 を発生しない特徴がある。

表１　高温熱を利用する水ぞ製造技術の候補

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 Asano[1], Motohiro Nakagiri[1], Takao Ito[1], Takeshi Matsuo[1] Hiroyuki Iwabuchi[1], Hiroyuki Onishi[1], Yukinori Usui[1],
[1]Mitsubishi 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 Nm^3/h の水素を製造する計画である。

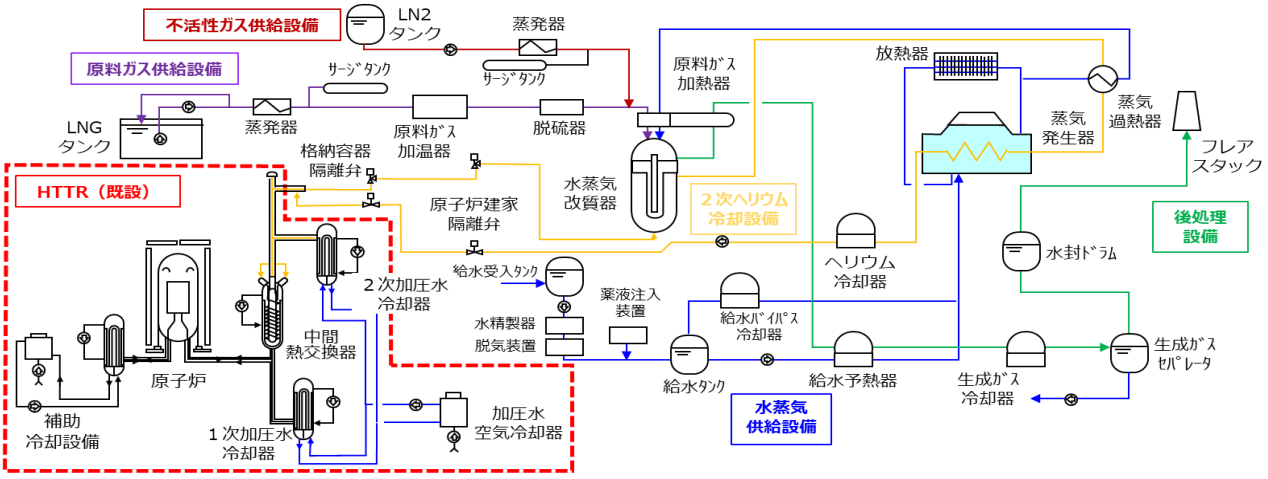


図 1　HTTR-熱利用試験施設の設備構成案

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る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-ε 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。

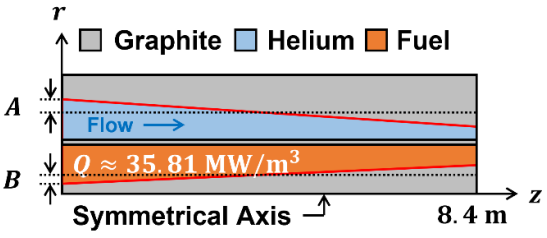


Fig. 1　Analytical Model

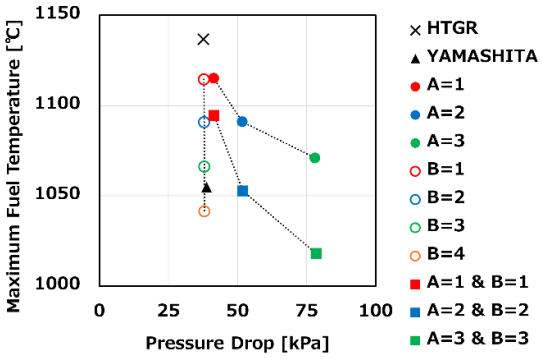


Fig. 2　Analytical Results

参考文献

[1] K. YAMASHITA, et al., J. Nucl. Sci. Technol., 29:5, 472-481 (1992).

*Kentaro Nagatsuka[1], Hiroyuki Sato[2], Yoshiyuki Imai[2] and Xing L. Yan[2]
[1]Univ. of Tsukuba, [2]JAEA

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，[2]MHI 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。

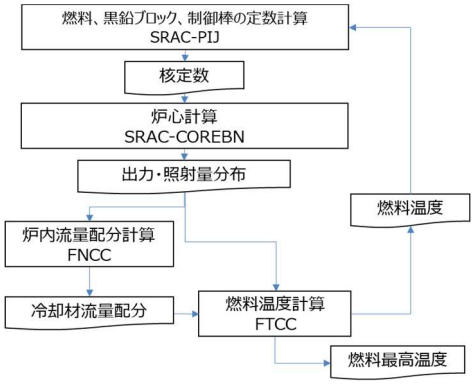
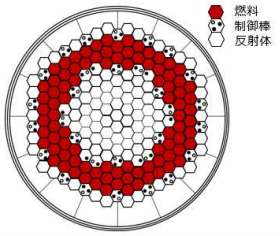


図 1 解析フロー

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。



	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
バッチ数	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

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 Yamaji[1], Yusuke Sato[1], Koutaro Nariki[2], Atsuko Kubo[1], Koji Asano[1], Ichiyo Matoba[1],Takayuki Nakano[1] and Kazumasa Suyama[1]　[1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.,　[2]MHI NS Engineering Co., Ltd.

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 Bildg.3F No.31)

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

*Daisuke Watanabe[1], Keita Endo[1], Hirotaka Nakahara[1], Kazuhiko Matsumura[1], Kensuke Kinoshita[2] (1. Hitachi-GE, 2. CRIEPI)

10:45 AM - 11:00 AM

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

*Sho Fuchita[1], Koji Fujimura[1], Keita Endo[1], Daisuke Watanabe[1], Hirotaka Nakahara[1], kazuhiko matsumura[1], Ohta Hirokazu[2] (1. Hitachi GE, 2. CRIEPI)

11:00 AM - 11:15 AM

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

*Guillaume Laurent Grandjean[1], Hirotaka Nakahara[1], Takashi Abe[1], Kazuhiro Fujimata[1], Kazuhiko Matsumura[1] (1. HGNE)

11:15 AM - 11:30 AM

[3F09] Development of Mitsubishi multi-purpose modular ultra-safety micro reactor

*Shohei Otsuki[1], Tadakatsu Yodo[1], Takeshi Koike[1], Shota Kobayashi[1], Hironori Noguchi[1], Satoru Kamohara[1] (1. MHI)

11:30 AM - 11:45 AM

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

*Shin-etsu Sugawara Sugawara[1], Shohei Otsuki[2], Tadakatsu Yodo[2], Satoru Kamohara[2] (1. Kansai Univ., 2. MHI)

11:45 AM - 12:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

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

*渡邉大輔[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。

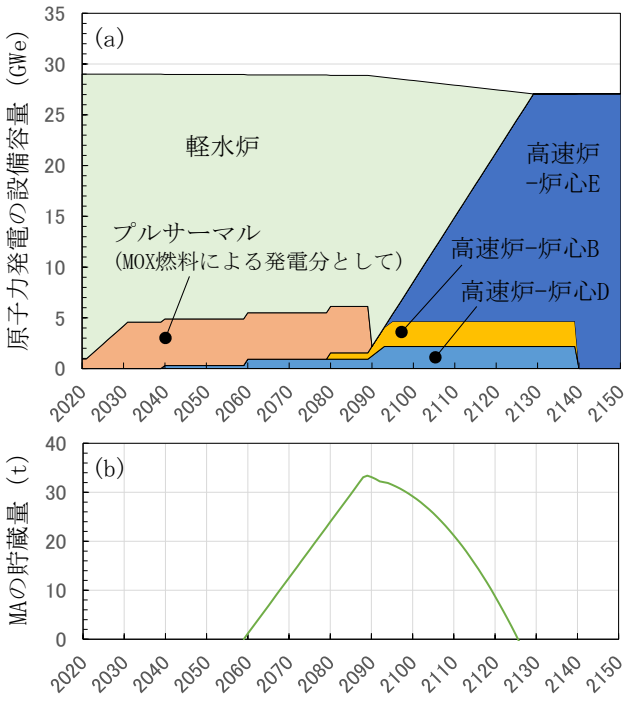


図 1　高速炉の導入ペースと MA 貯蔵量の推移

参考文献

[1] 渡邉ら，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 Watanabe[1], Keita Endo[1], Hirotaka Nakahara[1], Kazuhiko Matsumura[1] and Kensuke Kinoshita[2]
[1]Hitachi-GE, [2]CRIEPI.

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 metalic fuel from LWR spent fuel

*渕田 翔[1]，藤村 幸治[1]，遠藤 慶太[1]，渡邉 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。

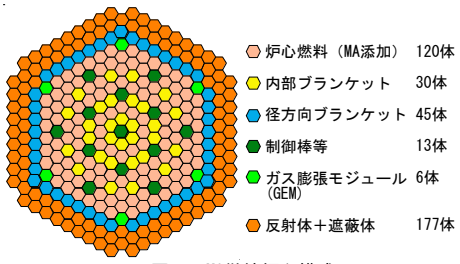


図 1　MA燃焼炉心構成

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]
燃料取替えバッチ数（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]

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リ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 Fuchita[1], Koji Fujimura[1], Keita Endo[1], Daisuke Watanabe[1], Hirotaka Nakahara[1], Kazuhiko Matsumura[1]and Hirokazu Ohta[2].
[1]Hitachi-GE, [2]CRIEPI.

Development of an innovative small sodium-cooled fast reactor
(12) 3D thermal hydraulic transient analysis of RVACS heat removal characteristics

*Guillaume Grandjean[1], Hirotaka Nakahara[1], Takashi Abe[1], Kazuhiro Fujimata[1], Kazuhiko Matsumura[1]
[1]Hitachi-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+).

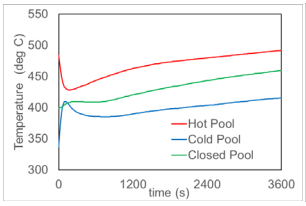
Keywords: Sodium cooled Fast Reactor (SFR), RVACS, Natural circulation, Heat removal, Passive safety, Computational Fluid Dynamics, STAR-CCM+

1. Introduction

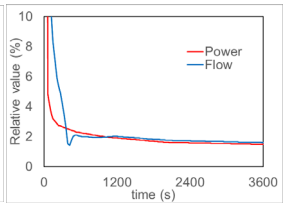
The RVACS is an innovative safety system which removes passively heat from the small modular sodium cooled fast reactor using air natural circulation. The RVACS has been designed based on thermal-hydraulics analyses and tests results conducted overseas in the past. The purpose of this study is to provide 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

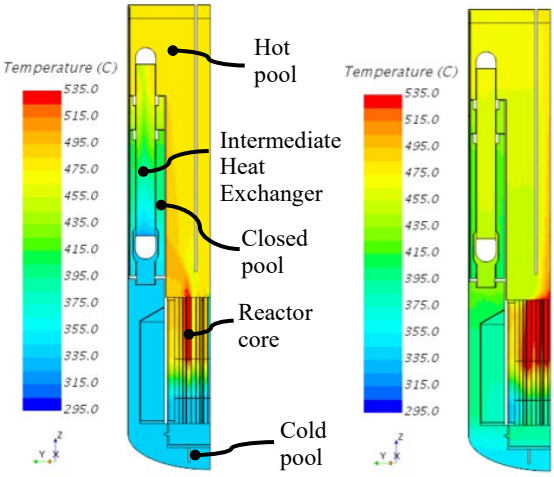
In order to validate the small modular sodium-cooled fast reactor (PRISM)[1] RVACS heat removal capacity, short-term thermal-hydraulics analyses of a LOHS transient were performed using a detailed and optimized STAR-CCM+ CFD model[2].



Power and primary flow (relative values)



Primary sodium temperatures



Primary sodium temperature distribution (left: 0s (rated power), right: 1200s)

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 覚[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、UO_2 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。

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%

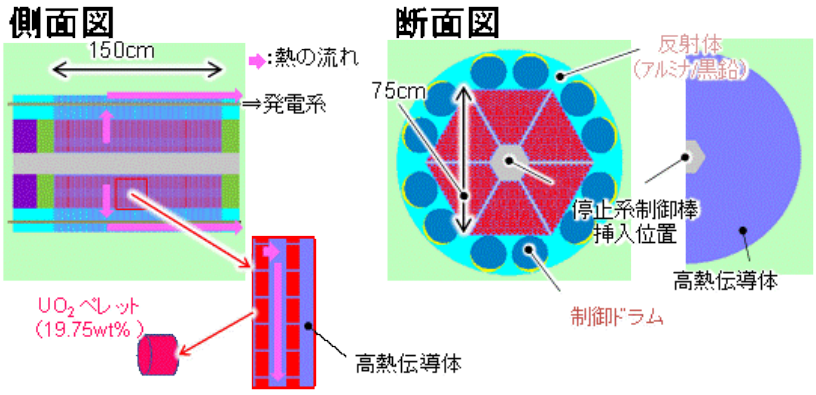


図 1　三菱マイクロ炉の炉心概形

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 Otsuki[1], Tadakatsu Yodo[1], Takeshi Koike[1], Shota Kobayashi[1], Hironori Noguchi[1] and Satoru Kamohara[1]
[1]MHI

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 覚[2]
[1]関西大学，[2]MHI

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 Sugawara[1], Shohei Otsuki[2], Tadakatsu Yodo[2], and Satoru Kamohara[2]

[1]Kansai Univ., [2]MHI

General Meeting

[3F_GM] The 47th General Meeting of Social and Environmental Division

Fri. Sep 9, 2022 12:05 PM - 12:55 PM Room F (E1 Bildg.3F No.31)

[3F_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Fri. Sep 9, 2022 12:05 PM - 12:55 PM Room F)

[3F_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network | Social and Environment Division

[3F_PL] Reflection of Fukushima nuclear accident

2021 Award Commemorative lecture of Social &Env.Div

Chair: Shiji Tsuchida (Kansai Univ.)

Fri. Sep 9, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room F (E1 Bildg.3F No.31)

[3F_PL01] What became clear from the 10-year Investigation Commission on the Fukushima Nuclear Accident

*Kazuto Suzuki[1] (1. UTokyo)

[3F_PL02] Covering Fukushima Daiichi Accidents

*Yasuhiro Kondo[1] (1. NHK)

[3F_PL03] Reflection of Fukushima Daiichi Accidents from Academia Perspectives

*Tsutomu Sata[1] (1. ATOMOS Editer-in-Chief)

[3F_PL04] Panel discussion

[3F_PL05] Q&A session

©Atomic Energy Society of Japan

2022年秋の大会

社会・環境部会セッション

福島原発事故をふりかえる —2021 年度社会・環境部会賞受賞記念講演

Reflection of Fukushima nuclear accident;
2021 Award Commemorative lecture of Social & Env.Div.

（1）福島原発事故 10 年検証委員会で明らかにしたこと

(1) What became clear from the 10-year Investigation Commission on the Fukushima Nuclear Accident

*鈴木　一人
東京大学

福島原発事故は、その規模の大きさと最大で 16 万人の住民避難という被害を生み出し、10 年経った現在でも完全に事故が収束した状態ではないという点で未曽有の事故であり、それ故に政府、国会、原子力学会、東京電力などが事故調査に乗り出し、筆者も関わった日本再建イニシアティブ（現アジア・パシフィック・イニシアティブ）も「独立検証委員会」（いわゆる民間事故調）を立ち上げ、報告書を発表した。

日本において、こうした国家規模の危機が起きた際に、事故調査会が立ち上がり、報告書を発表して教訓を世に知らしめ、政府や当事者に改善を求めるというのが一般的である。また、そうした報告書を出すことで事故調の役割は終わり、解散するというのも一般的である。そのため、報告書を出し、一通り教訓を学んで改善計画を進めることで、問題が解決したかのような意識になるのが「いつものパターン」となる。果たしてそれで問題は解決するのであろうか。

1. 10 年検証委員会で取り上げたテーマ

本委員会では、2012 年に民間事故調が発表した報告書だけでなく、他の事故調の報告書も踏まえ、それぞれが提起した問題についてどのような変化があったのかをいくつかの分野に分けて検討した。

- 原子力安全規制
- 東京電力の政治学
- 放射線災害のリスク・コミュニケーション
- 官邸の危機管理体制
- 原子力緊急事態に対応するロジスティックス
- ファーストリスポンダーと米軍の支援リスポンダー
- 原災復興フロンティア

2. 新たな「安全神話」の形成

2-1. 「宿題型」規制の弊害

本報告書では、日本における原子力安全規制を「宿題型」規制と位置づけ、米国の原子力規制委員会（NRC）の安全規制である 10CFR を「効果型」と呼んで、両者の規制に対する考え方の違いを分析した。「宿題型」規制とは、規制当局が「宿題」を設定し、事業者がその「宿題」をこなして基準に達することで合格をもらい、そのことをもって「安全である」ということが保証されるという考え方である。「効果型」とは、「事故が発生した際に、住民に被害がないよう」な目標を設定し、その目標を達成する方法は事業者に委ねられているという規制のやり方を指す。

この「宿題型」と「効果型」の規制思想の違いは、「安全神話」を考える上で決定的に重要である。「宿題型」規制は、いかに「世界一厳しい」規制であったとしても、その基本的な考え方は、「想定しうる限り」の事象を想定し、その事象に対して対応出来るだけの規制要求を設定するというところにある。事業者は規制要求を満たすことが目的となり、その目的を達成することで「安全」が達成されたと認識し、人々に「安心」

を提供する。

しかし、この「宿題型」規制にはいくつもの問題が内包されている。第一に、「宿題型」規制で「絶対安全」を目指すとなると、極めて非現実的な規制要求を設定することになり、事業者に大きな負担を強いるだけでなく、事業者の経営に大きな制約を設けることになる。原子力安全規制の究極の目的が安定して安全な原子力利用であるとするならば、いかに事業者が事業を継続し、持続可能な原子力利用を可能にするかを考えるべきであるが、多大なコストをかける「宿題型」規制はサステイナブルなものとは言えないだろう。

第二に、「宿題型」規制は規制当局と事業者の対話を制約し、規制当局から事業者に対して一方的な規制要求を突きつける形態となっている。現在の規制当局と事業者の対話は全て「フル・オープン」の形で公開されている。しかし、フル・オープンの場で事業者が自らの経営上の理由から規制の見直しや効率的な規制への変更を求めることは、極めて難しい。福島第一原発事故以降、事業者は国民の信任を十分得ているとは言えない状況で、規制当局と事業者が対等な立場で意見を交換することは、まずもって考えられない。そうなると「宿題型」規制は、規制当局からの一方的な要求を引き受け、経営資源を削りながら基準達成を目的とし、それ以上の安全向上に向かうインセンティブを失わせる。さらに、国会事故調では「規制の虜（Regulatory Capture）」の概念を使って、規制当局と事業者の関係が深くなれば規制当局が事業者側に取り込まれていたことが指摘されたため、福島原発事故後の規制当局と事業者の接点は可能な限り少なく、規制当局は可能な限り独立した存在でなければならないとされた。

第三に、「宿題型」規制は必然的に「想定外」のリスクに対応できないという問題が起こる。「宿題型」規制は、「宿題」を出す側が、あらゆる事象に目を配り、全ての事故のシナリオを想定して「宿題」に組み込むことで「安全」を達成する、それによって人々に「安心」を提供することを前提としている。言い換えれば「宿題」を出す側が見落としている問題があれば、「安全」は達成されず、人々が「安心」することも出来ない。しかし、「宿題型」規制を継続することは、どこかで規制委員会が全ての問題をカバーし、「安全」を達成しているという神話を作り、人々が「安心」を得ようとしているという「新たな『安全神話』」を作り出していることに他ならない。

2-2. 追求すべきは「効果型」規制

「宿題型」規制は事業者にとってコンプライアンス問題、すなわち言われたことをこなし、問題を起こさないことを目標とする対応をもたらす。しかし、本来の安全規制とは、事業者も規制当局も常に「より高い安全」を目指し、その「備え」をし、そこからの「学び」を血肉化するところにあるべきである。

そのためには「効果型」規制を導入すべきである。「効果型」規制とは、規制当局が規制の目標を設定し、その目標をいかに達成するかは事業者が独自に工夫して実施するというものである。規制当局はその方法に関して検査し、それが確かに安全を高めるものであるかどうかを確認して許可を与えるという形で展開される。ある事業者が行った工夫は、他の事業者にもベストプラクティスとして共有され、それによってすべての事業者が同様に工夫をし、さらに安全を高めていくという形の規制である。

3. 「国策民営の罠」にはまったままの原子力

民間事故調では福島第一原発事故前の原子力政策が、いわゆる「国策民営」といわれる事業体制で進められてきたことの問題点を指摘した。これは、政府が掲げる原子力平和利用推進の「国策」を、民間企業が原子力発電事業を「民営」で担う体制のことである。しかし、原子力事故が起こった場合、政策を推進した政府が責任を取るのか、それとも民間企業である事業者が無限の責任を持つことになるのか、が曖昧なまま原子力政策は進められてきた

この曖昧さは、福島第一原発事故のあとの賠償および廃炉を巡る問題で改めて問題となった。東京電力は一方で賠償・廃炉にかかる「見えない（バランスシートには記載されない）」負債を抱え、毎年 4000 億円以上の収益を上げることを目指さざるを得ないが、他方で電力自由化に対応した競争的な環境で収益を上げなければならない。しかも、原発の再稼働に関しては、自らの経営判断だけでは決定することが出来ず、巨大な経営資源であるにもかかわらず、国や立地自治体との交渉が必要となる状況にある。電力自由化により経

営が自由化され、「普通の企業」としての経営や企業文化が育つことが期待されつつ、賠償と廃炉の問題を抱え、規制当局と立地自治体の政治的な判断に経営を委ねざるを得ない状況は、「国策民営」時代の枠組みから脱却出来ない東京電力の宿命となっている。

4. ファーストリスポンダーと「究極の問いかけ」

本報告書では、第六章で取り上げたファーストリスポンダーの役割、中でも運転者が手に負えないような状況になり、生命を賭してでも原発事故の進行を止め、住民と国家を守らなければならない「最悪の事態」のケースについても考えなければならないと指摘した。何らかの「想定外」の事態が起き、事故の一義的な責任を持つ事業者が手に負えなくなった場合、民間企業である事業者は、その職員や下請けの人員に対して、命を賭して事故を止めることを命じることはできない。では、その時、いったい、誰がその対処に当たるのか、誰が責任を持つのか、という「究極の問いかけ」に対して、政府も国民も答えを得ていない。これに関しては、再稼働を巡る議論の中でもほとんど扱われてこなかった。

この「究極の問いかけ」に出来合いの答えはない。しかし、重大事故が進展し、そこで止めなければ国家と国民の安全が失われる時に、誰かが生命を賭して作業しなければならないとすれば、それはサイトのことを隅々まで理解している運転者と、「事に臨んでは危険を顧みず、身をもって責務の完遂に努め、もって国民の負託に応える」と服務の宣誓をしている自衛隊が何らかの形で協力することが想定される。最後に判断するのは政治の役割だが、少なくともそうした事態がありうることを想定し、事業者と自衛隊はその時に備えて計画を立て、訓練をしておかなければ、いざ政治が決断した際になんの「備え」もなく、極めて危険な任務を遂行しなければならなくなる。

5. 「大きな安全」と「小さな安心」の両立

本報告書では、この 10 年の「学び」は事故の「近因」を除去することには熱心だったが、その「遠因」を克服することには臆病であったと結論付けた。

この「遠因」を克服できない背景は、「安全」であることよりも「安心」を求め、「安全」のために必要なことをするのではなく、「安心」を得るために「安全」にとって不必要なことや、場合によっては矛盾することを行うことにある。その社会心理的動態を 2012 年の民間事故調の報告書では「小さな安心を優先して、大きな安全を犠牲にする」と形容したが、改めてこの 10 年で一番、変わらなかったのは社会全体の「大きな安全」を確立するための覚悟を持たず、「小さな安心」を追求した姿であった。

この「宿題型」の社会から脱し、終わりのない「安全」を追求し続けるには、「効果型」規制を導入し、規制当局と事業者が対等な立場で共通する目標を対話の中から見いだし、その目標を達成するために自ら考え、よりよいものを探求する原子力安全規制にしていかなければならない。そして、その「安全」を達成するために、事業者は旧来型の地域独占・総括原価方式のメンタリティから、電力自由化にあわせた新たな企業文化を作り上げ、「安全」を高めることで顧客に「安心」を提供する事業に転換していかなければならない。そしてその対話には国民や世界との対話も含まれなければならない。それらを支えるものとして、原子力安全ガバナンスと、緊急時には、「究極の問いかけ」から逃げることなく事故に立ち向かうガバナンスの仕組みを確立しなければならない。

そうすることで初めて、「大きな安全」と「小さな安心」は両立し、調和することができるだろう。

*Kazuto Suzuki
University of Tokyo

2022年秋の大会

社会・環境部会セッション

福島原発事故をふりかえる —2021 年度社会・環境部会賞受賞記念講演

Reflection of Fukushima nuclear accident;
2021 Award Commemorative lecture of Social & Env.Div.

（２）福島第一原発事故を取材して

(２) Covering Fukushima Daiichi Accidents

*近堂　靖洋
日本放送協会

NHK メルトダウン取材班は、２０１１年３月１１日に起きた福島第一原発事故の取材を続ける記者やディレクターからなる取材チームである。取材班は、未曽有の事故がどのように進展したのか。現場はどのように事故対応にあたったのかを主眼に、検証取材を続け、NHK スペシャル・メルトダウンシリーズを制作・放映してきた。また、事故から１０年の節目で、これまでの取材結果をまとめた書籍「福島第一原発事故の『真実』」（講談社）を上梓した。事故から１０年以上にわたって継続取材から見えてきた事故の深層や教訓について述べたい。

1. 新たな事実や知見によって変わり続ける事故像

福島第一原発事故を巡っては、事故直後に報じていた事故像が、歳月が経つと、かなり違っていたと痛感させられることが少なくない。１号機の消防注水騒動もその一つである。事故直後、吉田昌郎所長らは、１号機の原子炉を冷却するため消防車による注水を続けていたが、３月１２日夕方、海水注入の是非などを巡って官邸から疑義が出たことから東京電力本店が吉田所長に注入の中止を指示した。この時、吉田所長は、指示に従うふりをしながら、実際には一度も注水を中断しなかった。この顛末が明らかになると、吉田所長の判断は、冷却を続けて原子炉溶融の悪化を防いだ英断だとして、社会的に高い評価を受け、本店や官邸は、現場を混乱させた悪しき介入と批判された。ところが、事故から５年が経った２０１６年９月の日本原子力学会で、IRID・国際廃炉研究機構は、１号機の原子炉への注水は、３月２３日まで冷却に寄与する注水は、ほぼゼロだったとする解析結果を発表した。この発表に先立つ２０１４年８月には、東京電力の事故をめぐる未解明事項２回目の検証で、１号機の消防注水は、原子炉に通じる注水ラインの１０か所で水漏れをしていたという見解が公表されている。取材班が専門家とシミュレーションを行った結果でも１号機の消防注水は原子炉に通じる配管の様々な個所から漏洩して、注水ルートを変えた３月２３日まで冷却にほぼ寄与しなかったという解析結果を得ている。１号機の消防注水を巡って、政府事故調査委員会や国会事故調査委員会は、本店や官邸の介入の経緯の解明や検証に力を入れ、消防注水の有効性については、ほとんど議論していなかった。福島第一原発事故では、新たな事実や知見によって、それまで考えられていた事故像が変わっていく。事故像の変化に応じて、新たな視点での検証を粘り強く続けていく必要があると強く感じている。

2. １号機の非常用の冷却装置「イソコン」を巡る教訓

吉田所長が政府の事故調査委員会の聞き取りに答えた証言の全文記録、いわゆる吉田調書によると、吉田所長は、１号機の非常用の冷却装置・イソコンが３月１１日深夜まで動いていると考えて、事故対応していた。しかし、実際は、津波による電源喪失時に、イソコンは停止していた。調書の中で、吉田所長は、イソコンによって１号機が冷却されていると思い込み、事故対応の指揮にあたっていたことを「大反省」と悔いている。吉田所長らが、イソコンが動いていると思い込んだ大きな理由の一つは、電源喪失した後の１１日午後４時台に目視確認した社員からの「イソコンの排気口から蒸気がもやもやと出ている」という報告だった。しかし、イソコンが動いていれば、蒸気は轟音を立てて勢いよく放出さ

れているはずで、もやもやとした蒸気の状態は、イソコンが止まった後を示すものだった。なぜ、イソコンの蒸気の状態を詳しく知る者がいなかったのか。取材に対して、東京電力は、１９７１年に１号機が稼働して以降、イソコンが起動した記録はなく、実際にイソコンが動いたのが、この時初めてだったことを理由の一つにあげている。これに対して、取材班が、イソコンが配備されたアメリカのナイン・マイル・ポイント原発やミルストン原発を現地取材したところ、いずれも５年に１度、イソコンを実際に動かす「実動作試験」を行っていた。取材に対して、ミルストン原発の担当者は、実動作試験は、実地訓練の意味もあると語った。NRC・アメリカ原子力規制委員会などに対する取材で、アメリカでは、原発の運転の許可申請に伴う技術仕様書に、イソコンを５年に１度に実動作試験するよう明記されていることがわかった。取材班は２０１７年に原子力規制委員会に「イソコンを巡る経験を踏まえ、日本でも実動作試験を検討する考えはあるか」と文書で質問したところ、原子力規制委員会は「実動作試験の実施にあたっては慎重な検討が必要」としたうえで、アメリカでは実動作試験が行われていることに触れて「リスクも踏まえながら実動作試験について調査・検討したい」と回答した。その後、規制委員会は保安規定の検査制度の改定を経て、２０２０年の新たな検査制度の運用開始から、一部の原発について、非常用の機器に対する実動作試験を取り入れることを議論している。一連の動きは、長期間の検証で浮かび上がった教訓が、規制に反映されようとしているケースと考えている。

3. 吉田所長に過度に依存した指揮命令

福島第一原発事故の現場対応の指揮命令は、吉田所長に過度に集中していたのではないかというのが率直な取材実感である。取材班が東京電力のテレビ会議の音声記録について、記録が残っている３月１２日から３１日までの２０日間（※東京電力は、１１日は録音記録がなく、１２日と１５日もほとんど録音記録が残っていなかったと説明）を分析したところ、会話の総数は、３万４４３２回で、最も多かったのは、吉田所長の５５５９回（１６・１％）次いで、武黒一郎フェローの３６７８回（１０・７％）３番目は小森明生常務の１１９７回（３・５％）だった。また１３日から２０日の間で音声記録が残っている６２時間を分析したところ、吉田所長の発話が、まとまった形でない時間は、５時間にとどまり、吉田所長が不眠不休で対応していたことが裏付けられた。テレビ会議の映像には、３月２０日に会議途中で、吉田所長が「めまいがする」と発言し、２人の社員に抱きかかえられるようにして、医務室に向かう姿も記録されている。取材班とともに分析にあたった災害対応の専門家は「吉田所長も東電本店も当初、事故対応が短期間で終わると考えていたのではないか」と推測し、「吉田所長が全てを把握して対応にあたる指揮命令系統をとっているうちに、代わるリーダーをたてられなくなってしまったのではないか」と指摘している。そのうえで、一般に災害では短期的な緊急対応は、最長でも７２時間が限度で、７２時間を超えると、リーダーをはじめ、交代を含めて、態勢を変えることを考えなくてはいけないと指摘している。

また、免震棟では、食料が補給される３月１５日まで、食事は１日２回、クラッカー２０枚と缶詰１個程度、水はペットボトル２リットルに制限されていた。これだと、摂取できるカロリーは、１日９００キロカロリーしかなく、成人男子に必要な１日２０００キロカロリーの半分以下だった。このように、福島第一原発事故の対応は、指揮命令系統や補給面でも緊急時に備える態勢が不十分だったことは否めない。危機に対する備えをどう準備するかという視点で不断に教訓をくみ取っていく必要があると考える。

４．廃炉作業で浮かび上がる新たな事実　事故像のさらなる解明へ

現在、福島第一原発では廃炉作業が進められている。廃炉作業の最難関は、推定８８０トンある核燃料デブリを取り出すことである。そのためには、原子炉を溶け落ち、格納容器に広がっているデブリの形状や成分の詳細を調査する必要がある。調査は緒についてところだが、事故から１１年を経て、放射能の厚いベールに包まれていた原発内部の状況が少しずつ見えてきている。その過程で、これまで考えられていた事故像が変わる可能性も出てきている。例えば、２号機について、吉田所長は「このまま水

が入らないと核燃料が格納容器を突き破り、東日本一帯が壊滅すると思った」と語っていたが、これまでの調査で、２号機の原子炉内部のデブリには、制御棒やチャンネルボックスが溶け残っている可能性が浮かび上がってきた。そうであれば、２号機の原子炉内部は、場所によって１５００℃程度しか達しておらず、１号機や３号機に比べて、メルトダウンが進まず、高温に達していなかったのではないかという専門家の指摘も出てきている。これが事実だとすれば、事故直後、吉田所長が最大の危機と振り返っていた２号機の事故像の変更を迫られることになる。さらに、２号機の原子炉内部で起きていたメカニズムを丹念に再現・検証することによって、新たな教訓が浮かび上がってくる可能性もある。今後、各号機の原子炉や格納容器の内部調査やデブリの調査が本格的に行われていく。その過程で新たな事実や知見を見つけ出し、まだ途上である福島第一原発事故の全体像を解き明かし、未来につながる教訓を掘り起こす必要があると考えている。

---

*Yasuhiro Kondo
Japan Broadcasting Corporation

2022年秋の大会

社会・環境部会セッション

福島原発事故をふりかえる —2021 年度社会・環境部会賞受賞記念講演

Reflection of Fukushima nuclear accident;
2021 Award Commemorative lecture of Social & Env.Div.

(3) アカデミアの視点から福島原発事故を内省する

(3) Reflection of Fukushima Daiichi Accidents from Academia Perspectives

*佐田　務
学会誌編集長

原子力学会誌では 2021 年 1 月号から 6 月号までの半年間、東電福島原発（1F）事故をふまえた上で、原子力について多角的な視野から分析した特集を掲載した。ここではそれらのうち、原子力学会や原子力業界が受け止めなければならない指摘を中心に、私見をまじえてとりまとめた。なお本稿は部会からの報告であり、受賞講演ではない。

1. 学の連携は限定的—異分野の知の相互触発と新たな知を創発

科学技術をめぐる知は、高度化するために専門化し、細分化される。原子力分野でも同様だ。それらの知が完全に統合されることはない。そこからこぼれ落ちた部分が弱点として残り、時を経てそれが事故の遠因として顕在化することがある。１F 事故後にいくつかの事故調報告は、原子力の安全をめぐる学の連携や協働によって知の統合をめざす必要性を指摘した。例えば原子力学会事故調査委員会は 2014 年に「原子力安全に関する他のアカデミアを含めた俯瞰的な討論と協働のための『場』を構築するとともに、主導的な役割を果たさなければならない」と述べた。けれども原子力学会での取り組みは、自然科学系だけの学協会の集まりである ANFURD（福島復興・廃炉推進に貢献する学協会連絡会）の設立と運営など、いまだに限定的な取り組みにとどまっている。社会科学を含めた異分野の知や相互触発、さらには多くの研究分野にまたがる「社会的目的の共有」や「知の統合プラットフォーム」の構築にはほど遠いのが現状だ。

学会誌での１F 事故特集では原発が立地する自治体、有識者、主要学会、民間第二事故調から、この事故とその後についてさまざまな分析や論をいただいた。これによって前述の「俯瞰的な討論と協働」への端緒を開くことや、「知の統合からこぼれ落ちた部分が事故の遠因として顕在化する」ことをわずかでも軽減することに寄与することをめざした。

2. 能動的な「中央」と受動的な「地方」－「客体」にとどまる地方の悲哀

原子力施設が立地する首長からは、立地点ならではの切実な思いが見てとれた。国のエネルギー政策に翻弄される声や規制委による対応への不満、電力会社に対する原発安全対策の強化を、という自治体首長の言説の背景には、原子力に関わる大もとに位置する行政庁や規制委や電力会社などの「主体的で能動的な存在である中央」に対し、立地点の自治体や地域住民などは「客体で受動的な存在でしかない地方」という側面が強く、そこには切なさや無力感を感じさせた。

また、中央に位置する政府に対しては受動的な存在である地方が、ひとたび再稼働の是非を迫られる局面になると、自治体は「主体的で能動的な存在」となる。その結果として、どちらの選択をとったとしても、その選択に反対する人たちからの非難にさらされる。さらに、そこでの自治体の権限は部分的でしかない。そこには原子力政策への関与における地方の悲哀を感じる。

原子力政策決定過程における自治体の位置づけや役割は、どのようなものが理想的なのだろうか。

3. 有識者の視点と論考

有識者からいただいた論は多岐にわたった。論点やテーマだけを項目として紹介する。

・原子力コミュニティの意識、備えるべき対応を怠っていた不明と怠慢に対する反省
・緊急時におけるモニタリングと、被ばく医療ネットワーク
・組織レジリエンス、レジリエンスエンジニアリングベースの安全学
・科学コミュニケーションの失敗
・安全規制の不合理性や、規制委の「独善」
・福島の問題の単純化と風化
・哲学的・倫理的視点から見た福島の人を傷つける事例
・原子力市場における国際商戦の絵図の変化
・エネルギーコストの変化と 1F 廃炉費用
・原子力をめぐる意思決定を市民に委ねるべき
・戦略や司令塔がない原子力政策
・リスクや経済性、廃棄物を考えれば、脱原発をめざすべき
・検査制度の本格的運用をふまえた上で継続的な安全性向上を
・EPZ が不要なほどに安全な炉の開発を
・PRA の活用
・原子力技術の劣後の防止
・廃炉と復興に関する研究開発と人材育成
・自由な発想と全体を見通す目をもったリーダーの育成
・若手の原子力人材育成
・東北大震災と 1F 事故は、欲望のままに進む社会への警告ではなかったか

4. 学協会による多様なパースペクティブ

学協会からもさまざまな視点からの論をいただいた。主な視点や論点を紹介する。

4－1. 困難を極めた事故後の医療

１F 事故直後の医療は困難を極めた。支援物質は届かず、職員は患者への対応に忙殺され、症状が悪化する人にも対応できなかった。救急医療体制が極めて脆弱だった背景には、安全神話を信じ続けた想像力の欠如があった。この事故は医師や救急医学の限界と脆弱性を示した。多様な職種や専門家との協調と連携が必要不可欠であり、われわれはまだ、福島事故から十分に学びきれていない。

放射線の話はいったん事故が起こると思いこみと危機感をあおるだけの情報に振り回され、科学的エビデンスを知らないままにとる選択や行動がかえってリスクを増大させる。

震災関連死者は２千人ほどにものぼった。その原因究明と教訓抽出と反映は果たして十分だろうか。

4－2. 救援者へのケア、SPEEDI、そしてレジリエンス

原発事故を含む大規模な複合災害について、直接救援活動を行う消防職員や自衛隊員だけでなく、自身が被災者となる可能性もある自治体職員のケアも必要である。

SPEEDI が当初の目的に即した使われ方をなされなかった。しかし、放射性物質の放出条件が不明の場合でも，3 次元的な予測情報を提供することができ、不確実性に配慮して適切に利用することは可能である。

1F 事故当時、多くの計測機器が誤動作を起こした。これに対応したレジジエントなシステムが必要だ。また、システム全体を見極めるシステミック思考や、生物の適応力に代表されるような「しなやかなシステムズアプローチ」が有効である。

4－3. 賠償金の格差がコミュニティの再構築を困難に

原発避難者の生活場所移転により人間関係の再構築を余儀なくされることや、賠償金の格差がコミュニティの再構築を困難にした。

福島イノベーション・コースト構想は被災地の生業との産業連関とは非常に薄いものでしかない。

4－4. 原発との向き合い方への再考

原発のようにそのリスクが顕在化した場合の影響度が著しく高く、かつそれが破綻した場合に代替手段がない場合には、社会への影響を考慮した総合的なリスク概念が必要である。市民や事業者、行政など多くのステークホルダーを交えた意思決定プロセスの共有化を図るべきだ。

日本のエネルギー政策は、1F 事故がまるで発生しなかったようにそれを扱っている。放射能汚染が継続している事実から目をそらすべきではない。原発の賛否は異なる立場のメンバーを含めて熟議をすべきではないか。

4－5. 原発問題の背景にある社会の構造や変動

東日本大震災や原発事故はどのような社会構造や社会機構を背景にして起こってきたのか、それがどのような問題の連鎖を経ながら社会的な影響をもたらしたのか、その災害事象が社会の構造をどのように変化させ長いスパンでの社会変動を誘発させていくのか。

国民は原子力の便益だけでなくコストやリスクを理解した上で電気を使ってきただろうか、さまざまな関係性を捨象した社会は暮らしやすい社会であろうか。

この事故は人類共有の教材であり、事故の進展状況や住民の退避対応を含めて科学的・技術的な検証が必要だ。それは本当に、十分になされているだろうか。

5. 小括

「想定外の事故」は防ぐことはできない。それは文字通り、「想定外」だからだ。けれども最善の人智を尽くせば、「想定外の事故」が起こる可能性は極限まで小さくすることはできる。１F 事故前、そして事故後の私たちの取り組みは、最善をめざしたものだったか。めざしたものであり続けているだろうか。

１F 事故の原因究明や、事故からの教訓抽出とその反映は相応の成果をあげてきた。ただ、この事故が問いかけたものは、単に原発の安全性や利用のあり方にはとどまらなかったのではないか。

この世の中は、私たちが何を望み社会がどうあってほしいという十分かつ真剣な検討がなされないままに、経済と技術が結びついた所産物の集積体へと静かに変容しつつあるように思える。その背後には、無限に膨張する人々の欲求を充足し触発することをめざす市場の姿が見える。

１F 事故は、そんなありようを内省する機会を与えたのではなかったろうか。

＊本稿は佐田務「福島原発事故とその後を総括する－学会誌特集の論点整理」（原子力学会誌 2021 年 10 月号）と「編集後記」（同 2021 年３月号）の内容を加筆修正したものである。

*Tsutomu SATA
ATOMOS Editor-in-Chief

(Fri. Sep 9, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room F)

[3F_PL04] Panel discussion

In this session entitled "Reflection of Fukushima nuclear accident ", three speakers who compiled the following reports will give lectures. The reports are "10-year Investigation Commission on the Fukushima Nuclear Accident" ,"The Truth of the Fukushima Daiichi Nuclear Accident " (by NHK Meltdown Interview Group) ,and "Fukushima Nuclear Accident Special Feature" of AESJ.Based on the reports, three speakers will introduce the causes that could not prevent this accident, the erification of the nuclear safety countermeasures taken after the accident, the extraction of the issues that became apparent after accident, and the perspectives of analysis for the future. Through these, we aim to provide opportunities to learn and practice what we should do about nuclear safety.

(Fri. Sep 9, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room F)

[3F_PL05] Q&A session

In this session entitled "Reflection of Fukushima nuclear accident ", three speakers who compiled the following reports will give lectures. The reports are "10-year Investigation Commission on the Fukushima Nuclear Accident" ,"The Truth of the Fukushima Daiichi Nuclear Accident " (by NHK Meltdown Interview Group) ,and "Fukushima Nuclear Accident Special Feature" of AESJ.Based on the reports, three speakers will introduce the causes that could not prevent this accident, the erification of the nuclear safety countermeasures taken after the accident, the extraction of the issues that became apparent after accident, and the perspectives of analysis for the future. Through these, we aim to provide opportunities to learn and practice what we should do about nuclear safety.

©Atomic Energy Society of Japan

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 Bildg.3F No.31)

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

*Satoshi FUTAGAMI[1], Masanori ANDO[1], Hidemasa YAMANO[1], Naoto KASAHARA[2] (1. JAEA, 2. UTokyo)

2:45 PM - 3:00 PM

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

*Yuichi Onoda[1], Kenichi Kurisaka[1], Hidemasa Yamano[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:00 PM - 3:15 PM

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

*YIJI YE[1], Sho Hasegawa[1], Masakazu Ichimiya[1], Naoto Kasahara[1] (1. UTokyo)

3:15 PM - 3:30 PM

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

*Izumi Nakamura[1], Naoto Kasahara[2] (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 Mano[1], Takuya Sato[1], Masakazu Ichimiya[1], Naoto Kasahara[1] (1. The University of Tokyo)

3:45 PM - 4:00 PM

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

*Kenichi Kurisaka[1], Hiroyuki Nishino[1], Hidemasa Yamano[1] (1. JAEA)

4:00 PM - 4:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

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]
[1]JAEA，[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 ℃(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。

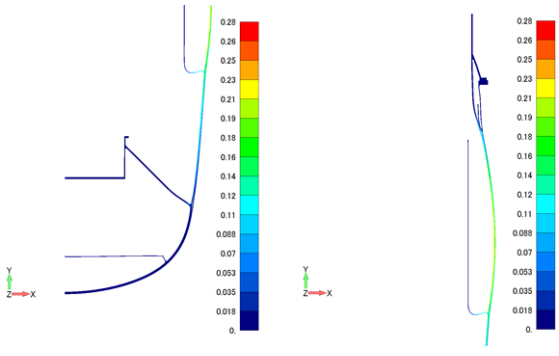


図 1　変形・相当非弾性ひずみ分布

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 Futagami[1], Masanori Ando[1], Hidemasa Yamano[1] and Naoto Kasahara[2]
[1]JAEA, [2]U. 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

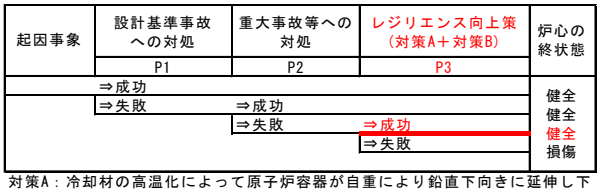
*小野田 雄一[1]，栗坂 健一[1]，山野 秀将[1]
[1]原子力機構

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。



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

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。

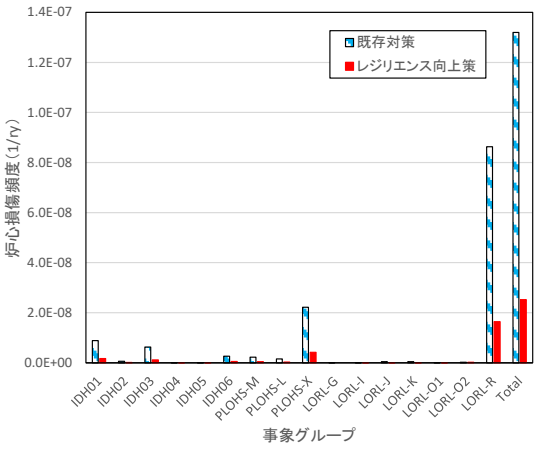


図 2　レジリエンス向上策による炉心損傷頻度の低減効果（もんじゅ）

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 Onoda[1], Kenichi Kurisaka[1], and Hidemasa Yamano[1]　[1]JAEA

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 Ye[1], Sho Hasegawa[1], Masakazu Ichimiya[1], Naoto Kasahara[1]
[1]University 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 9.8×10^6 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。

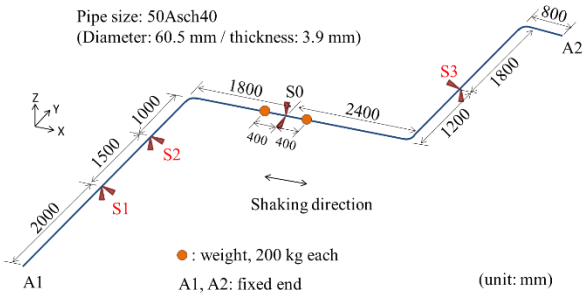


図 1　検討を行った配管系の形状

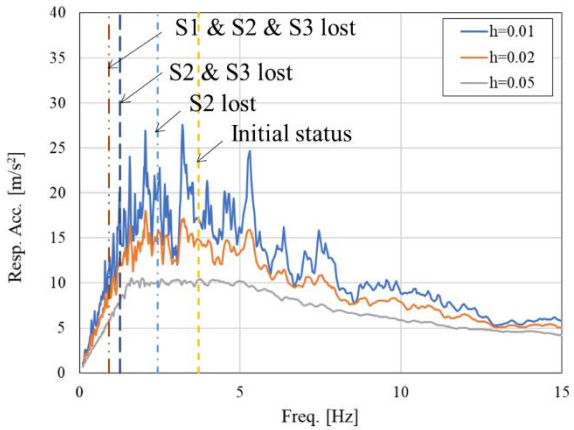


図 2　入力波の加速度応答スペクトルと配管系の 1 次固有振動数（h：減衰定数）

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 Nakamura[1] and Naoto Kasahara[2]
[1]NIED., [2]Univ. of Tokyo

原子炉構造レジリエンスを向上させる破損の拡大抑制技術の開発
（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。

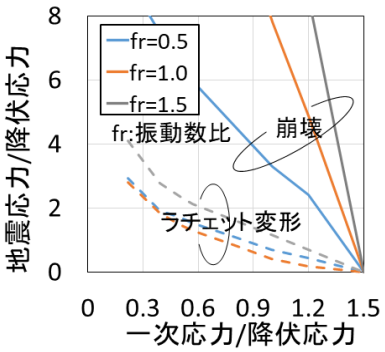


図 1 破損発生クライテリア

2-2. フラジリティ評価手法

材料物性等の不確実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。

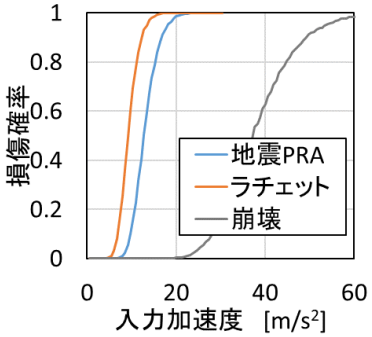


図 2 評価結果

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 Mano[1], Takuya Sato[1], Masakazu Ichimiya[1], and Naoto Kasahara[1] [1]The Univ. of Tokyo

原子炉構造レジリエンスを向上させる破損の拡大抑制技術の開発
（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]

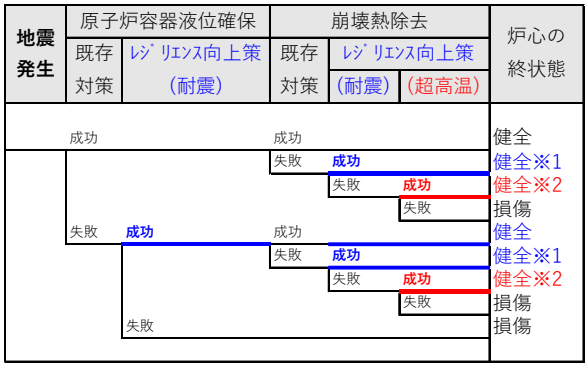
[1]原子力機構

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す。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。



※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

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。

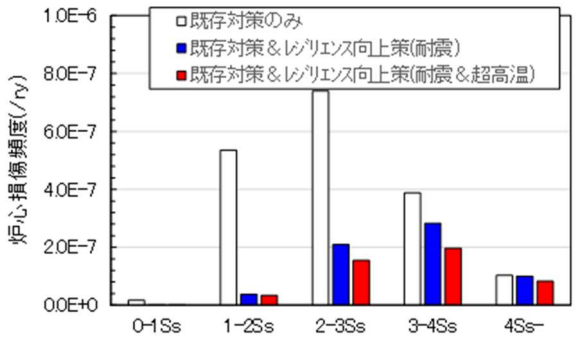


図 2　ループ型次世代 SFR への適用例

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 Kurisaka[1], Hiroyuki Nishino[1], and Hidemasa Yamano[1]　[1]JAEA

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 Bildg.3F No.32)

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

*Willem F.G. van Rooijen[1] (1. Univ. of Fukui)

9:30 AM - 9:45 AM

[3G02] Correlation evaluation of critical and burnup properties

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

9:45 AM - 10:00 AM

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

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

10:00 AM - 10:15 AM

©Atomic Energy Society of Japan

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るべきである。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：

$$S_{k,\sigma} \equiv \frac{\sigma}{k}\frac{\delta k(\delta\sigma)}{\delta\sigma} \tag{1}$$

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：

$$S_{k,p} \equiv \frac{\sigma}{k}\frac{\delta k(\delta\sigma)}{\delta\sigma} \times \frac{p}{\sigma}\frac{\delta\sigma(\delta p)}{\delta p} \tag{2}$$

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]

[1]Universiy 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て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て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て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。

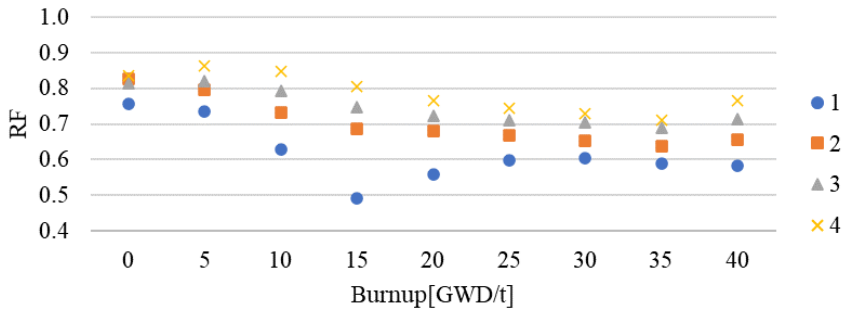


Fig.1　RF when parameters are combined by the extended bias factor method

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 Harada [1], Go Chiba [1]
[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, [2]JAEA

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$y_i^{(\mathrm{model})}$と観測値$y_i^{(\mathrm{obs})}$の残差から、観測値$y_i^{(\mathrm{obs})}$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 ^{239}Pu 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。

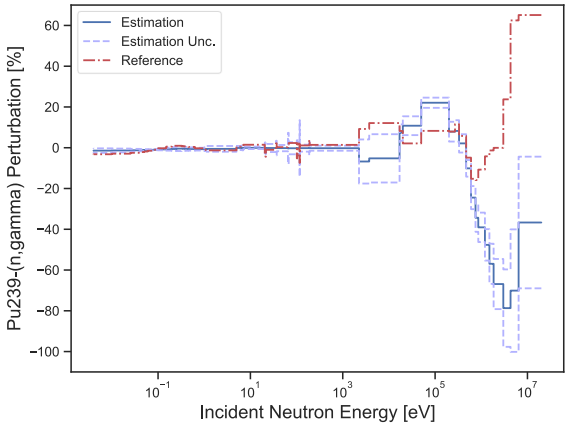


図 1 従来手法による核データ調整

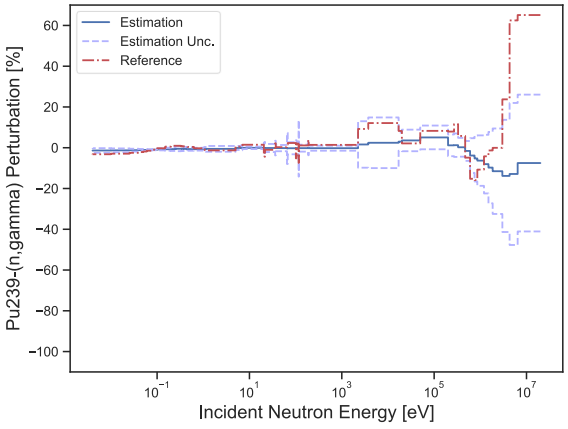


図 2 提案手法による核データ調整

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 Fukui[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] and Shuhei Maruyama[2]

[1]Nagoya University, [2]JAEA

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 Bildg.3F No.32)

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

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

10:20 AM - 10:35 AM

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

*Tatsuya Fujita[1] (1. NRA)

10:35 AM - 10:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

原子燃料の製造公差に起因して生じる核物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)^{235}U 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, 5σ)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。

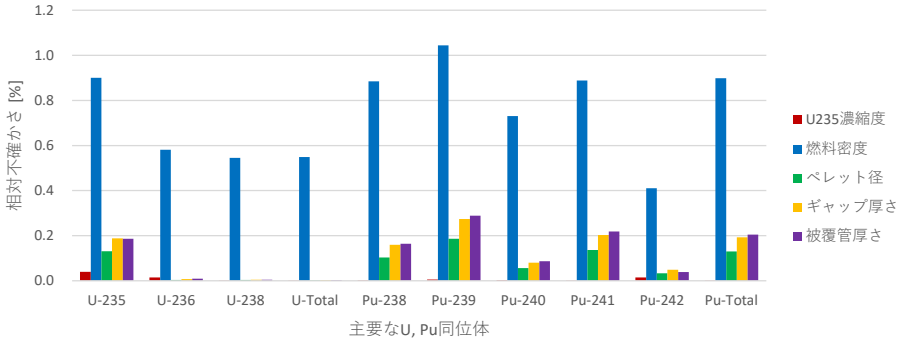


図1 原子燃料の製造公差に起因して生じる主要なU, Pu同位体量の相対不確かさ

参考文献

[1] NEA/NSC/DOC(2013)7. [2] CRIEPI Report L20003.

---

*Shunsuke Sato[1], Motomu Suzuki[1] and Yasushi Nauchi[1]
[1]CRIEPI

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。

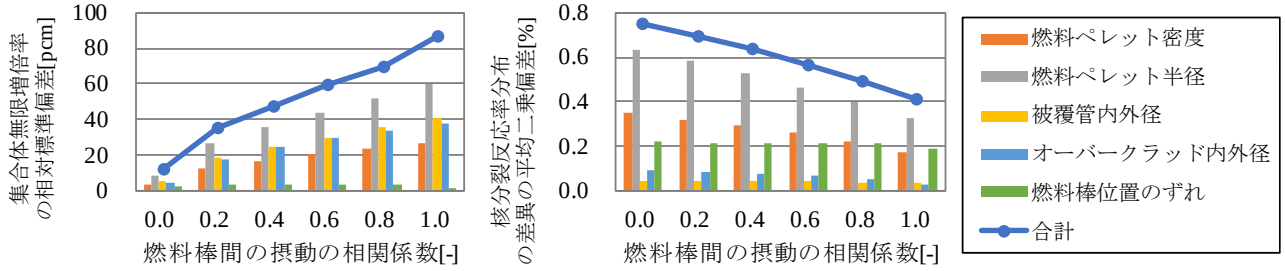


図1　集合体無限増倍率及び核分裂反応率分布の不確かさ評価結果

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 Tatsuya[1]
[1]Nuclear 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 Bildg.3F No.32)

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

*Tsuyoshi Misawa[1], Hironobu Unesaki[1], Yasunori Kitamura[1], Yoshiyuki Takahashi[1] (1. Kyoto University)

10:55 AM - 11:10 AM

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

*Naoto Aizawa[1], Kosuke Kawabata[1] (1. Tohoku Univ.)

11:10 AM - 11:25 AM

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

*Tetsuo Matsumura[1], Takanori Kameyama[1] (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 Shinohara[1], Yuki Sakurai[1], Hiroki Ishida[1,2], Naoyuki Takaki[1] (1. Tokyo City University, 2. Toshiba Plant Systems &Services Corporation)

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

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，宇根﨑博信，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。

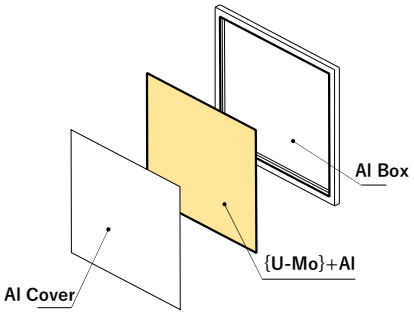


図 1　U-Mo 燃料板

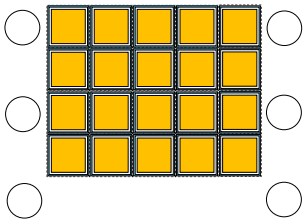


図 2　L2-40cm 炉心配置

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。

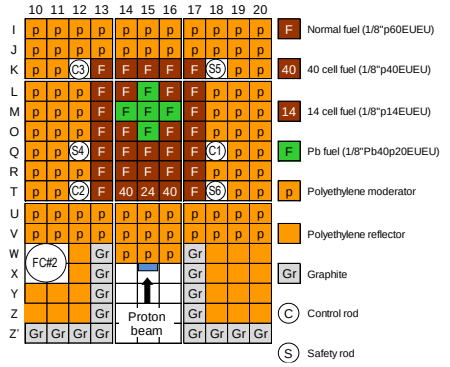


Fig.1:仮想未臨界炉心体系の例

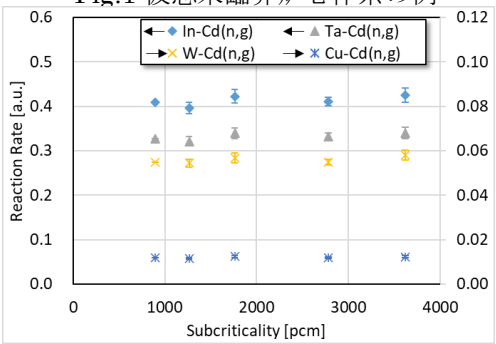


Fig.2: 鉛ゾーン燃料領域における
未臨界度に対する比放射化反応率の変化

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,γ)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
[1]Tohoku Univ.

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-FR2 [1)]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　MVP 3.0 [2)]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 B_4C 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 LISA [3)]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、^{235}U 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.

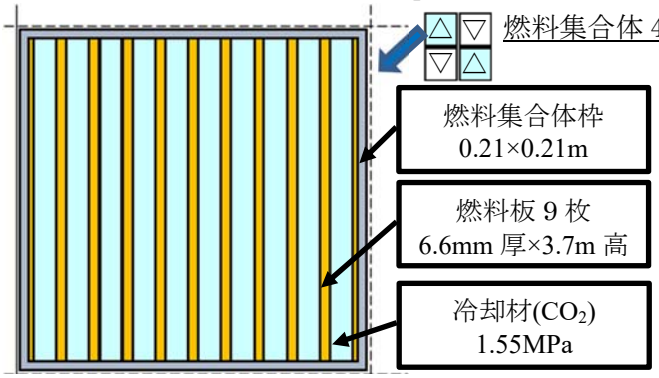


図 1 KAMADO-FR2 の燃料集合体概念（水平面）

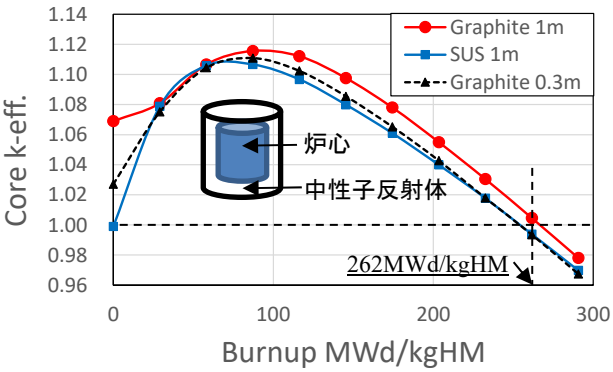


図 2 (U-Pu-10Zr)炉心の中性子反射体の検討

* Tetsuo MATSUMURA[1] and Takanori KAMEYAMA[1]
[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 $^{232}ThO_2$-$^{233}UO_2$ (濃縮度 9.5%)および $^{238}UO_2$-$^{235}UO_2$ (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で、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)

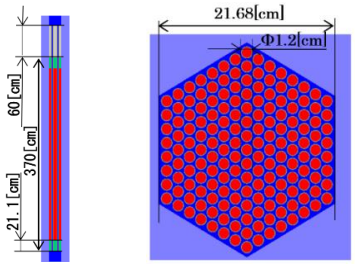


図.1 重水冷却低減速トリウム炉集合体の体系

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)

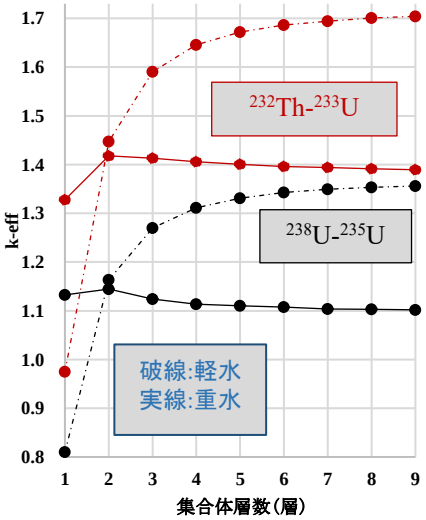


図.2 装荷集合体層数と k-eff の関係

*T. Shinohara[1], Y. Sakurai[1], H. Ishida[1,2], N.Takaki[1]
[1]Tokyo City University, [2]Toshidai Plant Systems & Services Corporation

Planning Lecture | Board and Committee | Standard Committee

[3G_PL] Utilization of research results to the development of standards for the risk-informed activities

Chair: Akio Yamamoto (Nagoya Univ.)

Fri. Sep 9, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room G (E1 Bildg.3F No.32)

[3G_PL01] Activation of reflection of knowledge in standards for the risk-informed activities

*Yoshiyuki Narumiya[1] (1. SC)

[3G_PL02] Research on the level1 PRA for the regulatory activities

*Yoshikane Hamaguchi[1] (1. NRA)

[3G_PL03] PRA research results at NRRC and reflection of the results in standards

*Tai Furuta[1] (1. CRIEPI)

[3G_PL04] Discussion

*Akio Yamamoto[1], Yoshiyuki Narumiya[2], Yoshikane Hamaguchi[3], Tai Furuta[4], Tsuyoshi Takada[5], Takahiro Kuramoto[6] (1. Nagoya Univ., 2. SC, 3. NRA, 4. CRIEPI, 5. JAEA, 6. NEL)

©Atomic Energy Society of Japan

2022年秋の大会

標準委員会セッション

リスク情報活用にかかる標準整備への研究成果の活用

Utilization of research results to the development of standards for the risk-informed activities

（1）リスク情報活用にかかる標準への知見反映

(1) Activation of reflection of knowledge in standards for the risk-informed activities

*成宮祥介[1]

[1]標準委員会

1. はじめに

標準委員会では、いままでリスク情報活用に用いる標準や技術レポートを多数発行し、常に新知見やユーザーの経験を取り込み、改定を行ってきた。そして講習会やシンポジウム、原子力学会年会・大会の企画セッションなどを通じて、標準・技術レポートの内容を伝えるとともに、その活用の支援を行ってきた。これらのリスク情報活用に用いる標準・技術レポートの制改定のための知見は、電中研 NRRC での PRA（Probabilistic Risk Assessment、確率論的リスク評価）研究と産業界における PRA の実炉適用からの経験、さらに海外の PRA 規格（IAEA、ASME/ANS）や文献などをベースにしている。

本企画セッションでは、PRA 標準[1]への知見の反映に焦点を当てて、電中研や規制庁の PRA 関係の研究開発状況を踏まえて、意見交換を行う。本稿では、標準委員会における知見の扱い、PRA 標準に対する知見の収集と反映、そして今後のリスク情報活用の活性化に向けた PRA 新知見反映の重要ポイントを説明する。

2.リスク情報活用関連の標準・技術レポート

2-1. 策定の目的

標準委員会は、発足した 1999 年以来、リスク情報活用に資する標準・技術レポートを多数策定してきた。PRA 標準の第 1 号として停止時 PRA の標準を発行し、以降、PRA のレベル（L1PRA、L2PRA、L3PRA、以下、固有名詞を除いてたとえば「レベル 1」を「L1」と記載する）、PRA 範囲（内的事象、外的事象）、プラント状態・種類（原子炉施設の運転中と停止時、核燃料施設）、PRA の共通事項（パラメータ、品質確保、共通用語）へと、PRA 標準の適用範囲を順次、拡張してきた。「標準委員会の活動にかかる基本方針（2022 年 6 月改定）」[2]に、上位の目的として「原子力施設の安全性・信頼性を高い水準の技術に基づき効果的かつ効率的に確保すること」を掲げられ、リスク専門部会の活動の位置づけとしては「リスク情報活用のための考え方，各原子力施設における PRA の手法及びそれから得られるリスク情報を各分野において活用するための具体的方法を中心に標準の整備を行う」と記されている。

以上のことから、PRA 標準を策定する目的は、PRA から得られるリスク情報を活用して原子力施設の安全性を効果的かつ効率的に確保すること、と要約できる。

2-2.策定の現状と計画

リスク情報活用のために 2022 年 4 月時点で発行されている標準・技術レポートのリストを表 1 に示す。15 の標準と 3 つの標準英語版、そして 2 つの技術レポートである。標準委員会では、専門部会における標準・技術レポートの制改定計画、講習会や国内外学会発表予定などを「標準策定 5 か年計画」に書き込んで標準委員会ホームページに公開している。

表 1 リスク情報活用関連の標準・技術レポート

	名称
標準	
1	原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準(レベル 1PRA 編)：2013 (AESJ SC P008:2013)
2	原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準(レベル 2PRA 編)：2021 (AESJ SC P009:2021)
3	原子力発電所の確率論的リスク評価に関する実施基準(レベル 3 PRA 編)：2018(AESJ SC P010:2018)
4	原子力発電所の停止状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準(レベル 1 PRA 編)：2019 (AESJ SC P001:2019)
5	原子力発電所の確率論的リスク評価用のパラメータ推定に関する実施基準：2015 (AESJ SC RK001:2015)
6	原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2015 (AESJ SC P006:2015)
6E	A STANDARD FOR PROCEDURE OF SEISMIC PROBABILISTIC RISK ASSESSMENT FOR NUCLEAR POWER PLANTS:2015 (AESJ SC P006E:2015)
7	原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2016 (AESJ SC RK004:2016)
7E	IMPLEMENTATION STANDARD CONCERNING THE TSUNAMI PROBABILISTIC RISK ASSESSMENT OF NUCLEAR POWER PLANTS:2011 (AESJ SC RK004E:2011)
8	原子力発電所の内部火災を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2014 (AESJ SC RK007:2014)
9	原子力発電所の内部溢水を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2012 (AESJ SC RK005:2012)
10	原子力発電所に対する断層変位を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2021(AESJSC RK009:2021)
11	外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準：2014 (AESJ SRK008: 2014)
12	核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準：2018 (AESJ SC P011:2018)
13	原子力施設のリスク評価標準で共通に使用される用語の定義：2018 (AESJ SC RK003:2018)
13E	TERMS AND DEFINITIONS SHARED BY THE RISK ASSESSMENT STANDARDS FOR NUCLEAR FACILITIES: 2018 (AESJ SC RK003E:2018)
14	原子力発電所の確率論的リスク評価の品質確保に関する実施基準：2013 (AESJ SC RK006:2013
15	原子力発電所の継続的な安全性向上のためのリスク情報を活用した統合的意思決定に関する実施基準：2019 (AESJ SC S012:2019)
技術レポート	
1	リスク評価の理解のために：2020 (AESJ SC TR011:2020)
2	原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準の評価適用事例集：2012 (AESJ SC TR006:2012)

出典：原子力学会標準委員会「標準目録（2022 年 4 月)」[3]より抜粋)

3. 標準の策定と知見の反映

3.1 PRA 標準の策定手順

PRA 標準策定の方法について、過去の検討状況を振り返ってみる。PRA 手法の導入当初は、当時の原研、プラントメーカ、事業者などが米国の PRA 手法を研究し、試行を繰り返していた。その後、90 年代前半において PSR（Periodic Safety Review、定期安全レビュー）のために L1PRA と停止時 PRA を実施した際には、国内事業者と産業界により、国内研究成果や手順などを基にしていた。その後、1999 年に原子力学会に標準委員会ができ、順次、PRA 標準を整備してきた。当初は PRA の標準的な手順を基に、ASME/ANS の PRA スタンダード[4]、IAEA の PRA ガイドラインなどを参考にして標準化に取り組んだ。福島第一原子力

発電所事故以降は、規制審査対応や安全性向上評価届け出などにおいて PRA が数多く実施されていることから、研究報告書だけでなく実炉評価結果も踏まえた PRA 標準策定も行われている。

PRA 標準策定の手順は大枠として次の a～i になる。なお、たとえば国内で未研究の PRA であれば「a」はなく、海外の研究事例や報告書などを情報源とするので、必ずしもすべての PRA 標準がこの手順に則っているわけではないことに留意されたい。

a. 国内での PRA 実施の手順を調査する
b. 海外（特に米国）の PRA 規格、ガイドライン、PRA 報告書などを調査する
c. 共通的基本的な PRA 実施要件（評価フローと各ステップの評価事項）を a、b の調査結果から抽出する
d. 標準の構成に当てはめて本文規定の骨子案を作成する
e. 新知見として、国内外の PRA 研究論文や講演会などの情報を調査
f. 調査結果を分析し、d の案を修正し標準本文規定に仕上げる
g. 標準本文規定の説明、例示として適切なものを附属書参考とする
h. 制定の目的、経緯、関連動向などを解説に記載する
i. PRA 標準案として専門部会と標準委員会へ報告し、審議を進める

3.2 標準委員会の新知見の扱い

標準委員会は、「標準策定 5 か年計画の更新ガイドライン」[5]において、新知見の優先度判定などを規定している。更新ガイドラインで示されている新知見の 4 つの情報源は、次のとおり。

①各委員から提案された事案
②標準委員会 WEB の問合せ欄に寄せられた事案
③学会員へのアンケートより得られた事案
④意見交換会（有識者，学会内の部会，電事連）の開催に伴い提案された事案

この①については次のような情報源を例示している。

- 標準の使用実績（活用の実績，不具合・不適合などの実績，標準に対する有用な指摘事項など）
- 国内外の法律・規則類，民間の規格・基準類
- 新設の施設，設備，装置等の設計／既存の施設，設備，装置等の改造
- 国内外の施設，設備，装置等の運転経験（トラブル事例など）
- 国内外の自然災害事例
- 国内外の安全研究成果
- 国内外の技術開発成果（公開の自社研，電共研など）

個々の標準の新知見の扱いについては、①に関係する情報源が中心になり、上述したように、国内の研究機関における手法開発研究や事業者の実炉モデルやその使用経験、海外規格のうち主に米国の PRA スタンダードとなる。さらに後述するように、④の学会内部会からの情報を基にすることもある。

3.3 PRA 標準策定における新知見

PRA 標準についても、3.2 の標準委員会のルールに従い新しい知見を調査し分析し、品質向上、理解促進に資するものと判断する場合に取り込んでいる。ここで改めて PRA 標準における「新知見」は、既存の PRA 標準の制定後に得られたものを指すことが一般的である。3.1 のプロセスでは、新しい「a」と「b」、そして「e」の論文や講演要旨などにおいて調査される。

PRA 標準への反映には、大きく 2 つのパターンがある。一つは、PRA 標準の本文規定に取り込むものである。ASME/ANS の PRA スタンダード[4]の HLRs（High Level Requirements)と SRs（Supporting Requirements）を参照して、HLR からは PRA の基本的な要求事項として追加すべきかどうかを検討し、SR

からは PRA 実施にあたり方法や考慮すべき事項を検討する。標準委員会リスク専門部会では 2016 年から PRA 標準の階層化の検討を開始し、現時点で L1PRA 標準を「基準」と「指針」に分けて発行している。これは基本的要件を「基準」に規定し、「指針」には方法論を展開するとともに、今後新しい方法の導入を容易にすることを狙ったものである。これは PRA 標準の構造に新知見を取り入れた例である。もう一つは、参考文献あるいは附属書参考に掲載する知見である。たとえば、L2PRA 標準では格納容器機能喪失に至るシビアアクシデント時の物理現象を規定し、その現象の発生有無（たとえば、水素燃焼が発生するかしないか）を CET（Containment Event Tree、格納容器イベントツリー）の分岐に設定し、解析コードによるシミュレーションを行う。原子力学会をはじめ国内外の会議に投稿される論文や研究機関の研究報告書などから、新しい知見を附属書参考や解析に記載し解析者に考慮を促している。たとえば表 1 の No.2「L2PRA 標準」は内的事象に加え地震 L2 を対象にしたものであるが、欧州の ASAMPSA-E の報告書[6]で「外的事象、マルチユニットでの L2PRA における人源信頼性解析の検討ポイントとして「サイト外からの支援が受けられない地域全体の事象か」「対応準備が間に合わない突然発生する事象か」などが示され、さらに所員の対応時間が長期にわたることにより人的過誤が増加する可能性も挙げられている。これらは 2011 年 3 月の福島第一原子力発電所事故からも重要な事項である。

原子力学会の技術部会からの情報も重要な新知見となる。2016 年の L2PRA 標準の改定は、内的事象 L2 にかかる規定内容の更新が中心であった。この改定では原子力学会熱流動部会の「熱水力ロードマップ」などをもとにシビアアクシデント研究について調査・分析し，最新知見の反映も行っている。

地震 PRA 標準の改定に際しては、分科会の委員および所属組織で地震 PRA 標準を用いて地震リスク評価を行っている人に、標準への批判、疑問、要望を聞き、改定の参考にしている。50 ほどの意見があり改定に反映することで作業中である。一部を示す。

・性能規定化し例示は別冊にするなど、大部の標準を使いやすくする。
・認識論的不確実さ評価の扱いを取り入れる。
・マルチユニット・サイトのリスクへの影響評価手順を記載する。
・規定本文の中の説明文を分離する。

さらに、地震 PRA 英語版は ASME/ANS の 2020 年 2 月の JCNRM 会合に説明し、半年後に意見をもらっている。その数は約 70 に及び米国の著名な地震リスク評価の専門家からの詳細かつ真摯な意見や疑問であった。おおよそ、標準の在り方、位置づけ、構成にかかる意見、ASME/ANS スタンダードの要件に詳細に照らした意見、専門的経験からの意見、などに分かれる。これらの意見は、標準使用者からの意見と同様の扱いとして地震 PRA 標準の改定には参考にすることを JCNRM には伝えている。コメントの対応としては、日本の耐震設計と地震 PRA とを踏まえて改定への反映の是非を検討するものや、方法論開発やデータ蓄積を今後の取り組みとするものもある。

このように、国内外の専門家、使用者からの意見を構成から詳細技術に至るまで入手し、方法論研究や PRA 経験による基盤的な改定案へ、反映することを行っている。

4. PRA 標準への新知見反映の重要点

1) 新知見の意義

国内外での PRA 研究は、実炉のモデル開発に留まらず、基にする現象の実験や解析コード開発にも及んでいる。それらの成果は論文などになり公開される。国内の PRA は、そこから得られるリスク情報を活用して規制活動や事業者安全性向上活動に適用することが活発化している。新知見は PRA 標準、ひいては PRA 手法を改善させていくものであり、新知見反映の意義はそこにあると考える。しかし、新しいだけで PRA の知見を機械的に反映することについては、慎重に判断する必要がある。PRA の研究成果の中には計算に時間がかかることで実用には改善の余地があるものもある。また日本の設計・運用の視点からみると、PRA で考慮する必要がないものもある。一方、いままでの PRA 標準では陽には記載していなかったが、海外の先行例や規格を参照して取り入れたものもある。新知見は PRA 標準、PRA 手法の進展に役立つが、その反映には PRA の実態を慎重に分析することが、意義のある新知見反映につながる。

2) 新知見の入手

リスク情報活用に必要な PRA は、国内外の新知見を反映して改善されてきた。新知見の情報源には、電中研 NRRC の研究報告書や事業者の研究報告書も含めたものに移っている。仕上がった報告書だけでなく分科会会合で執筆者に説明をしてもらったこともある。一方的な情報入手ではなく研究における今後の課題や時間をかけた点などを教えてもらうことで、PRA 標準における規定の検討にも役立つ。また地震 PRA 標準英語版について米国地震 PRA の専門家からのコメントは、メールではあったが質問の意味や日米での耐震設計の違いなど、コメントの背景についても聞き取っている。このように入手に際しては、新知見の真意を十分に獲得するために報告書に加えて意見交換を十分に行うことも必要である。

3) 新知見の反映

いままで見てきたように新知見には、PRA のモデルや成功基準解析などに反映する方法論的な知見もあれば、事故シナリオの考察で考慮すべき点の知見もある。PRA 標準では、それらを分類し規定として要求するものと、参照することで解析者が PRA の目的に応じて応用するものに分類し、標準に盛り込んでいる。このように新知見を PRA 使用者に正しく使ってもらうように工夫することで、安全性向上につながるようにしている。さらに、新知見につながる多くの情報があることから、それらから、原子力施設の安全性向上に有効なものを選別する必要がある。このために、新知見が PRA の品質向上、効率向上にどれだけ効果があるかを検討することも怠ってはいけない。PRA 標準を策定する標準委員会の分科会では、多くの情報をリスト化し、一つ一つを吟味している。その際、実行性も考慮すべき点であるが、効果とのバランスで判断する必要があることは、客観的な検討に基づくものであるべきである。

5. まとめ

今回の企画セッションは、PRA にかかる研究成果や実例が PRA 標準へ反映されていることに着目した。国内の PRA 研究は NRRC、NRA で進められていて、実炉への適用は事業者、プラントメーカ、エンジニアリング会社により実施されている。その成果は PRA 手法、ひいては PRA 標準、IRIDM 標準へ反映されている。今後の PRA 標準及び PRA 手法の改善は、リスク情報を活用することに適した新知見の反映を進めていくことが期待される。

標準委員会と PRA 手法に関係する組織（規制庁、電中研 NRRC、事業者、プラントメーカ、エンジニアリング会社)、原子力学会技術部会、さらに海外の組織との意見交換、情報交換は、PRA 標準・PRA 手法の改善に有効であることから、研究報告書・論文の分析に加えて活発な PRA に関する組織間のコミュニケーションを、より一層、進めていくことも提言したい。

参考文献

[1] 日本原子力学会　標準委員会　たとえば“原子力発電所の内的事象を起因とした確率論的リスク評価に関する基準（レベル 1 PRA 編）: 2022”, AESJ-SC-RK010:2022

[2] 日本原子力学会　標準委員会“標準委員会の活動にかかる基本方針（細則)” 2022 年 6 月

[3] 日本原子力学会　標準委員会“原子力学会標準目録”2022 年 4 月

[4] ASME/ANS たとえば“Addenda to ASME/ANS RA-S-2008, Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”, ASME/ANS RA-Sb-2013, 2013

[5] 日本原子力学会　標準委員会“標準策定 5 か年計画の更新ガイドライン” 2020 年 12 月改定

[6] Technical report ASAMPSA_E, たとえば “List of external hazards to be considered in ASAMPSA_E,” 2017. http://asampsa.eu/wp-content/uploads/2014/10/ASAMPSA_E-D21.2_External_Hazard_List.pdf

*Yoshiyuki Narumiya[1]

[1]Standards Committee

2022年秋の大会

標準委員会セッション

リスク情報活用にかかる標準整備への研究成果の活用

Utilization of research results to the development of standards for the risk-informed activities

（2）規制活動のためのレベル 1PRA の研究

(2) Research on the level1 PRA for the regulatory activities

*濱口　義兼[1]

[1]原子力規制庁

1. はじめに

原子力規制庁（以下「規制庁」という。）は、国際原子力機関（以下「IAEA」という。）の総合規制評価サービス（以下「IRRS」という。）の勧告[1]等を踏まえて、令和 2 年 4 月から新たな原子力規制検査を開始する等、確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）から得られるリスク情報を活用した規制活動を実施している。本稿では、PRA のうち起因事象の発生から炉心損傷までのリスクを評価する PRA（以下「レベル 1PRA」という。）を対象に、リスク情報を活用した規制活動及び今後実施するレベル 1PRA に係る安全研究の計画を紹介する。

2. リスク情報を活用した規制活動とレベル 1PRA に係る安全研究の活用

2-1. リスク情報を活用した規制活動

リスク情報を活用した原子力規制検査では、PRA から得られるリスク情報を日常検査において機器を選定する際に活用することになっている[2]。さらに、検査において発見された指摘事項については、リスク情報を用いて重要度を決めることになっている[3]。

また、新規制基準では重大事故対策の規制が一つの柱となっており、重大事故対策の有効性を評価する際の事故シーケンスグループの選定のために PRA が活用されている[4]。さらに、原子炉施設の安全性の向上のための評価において、事業者は PRA を実施し、この結果を届出、公表し、原子力規制委員会は事業者が行った PRA 手法及びそれらの技術的根拠を確認することとしている。実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド[5]では、PRA 手法の成熟状況に応じて、PRA の評価範囲を段階的に拡張していくとしており、拡張していく例として内部火災 PRA、内部溢水 PRA 等の実施を挙げている。

このように、PRA を規制活動に活用する機会が増えてきており、活用する PRA の精度向上や地震、津波等の対象範囲の拡張が求められ[6]、規制庁では PRA に係る安全研究を進めている[7]。

2-2. レベル 1PRA に係る安全研究の活用例

規制庁では、PRA を規制活動に活用するため、検査ガイド等を作成している。これまでに規制庁で実施したレベル 1PRA に係る安全研究で得た知見[7]を基に、一般社団法人原子力学会の実施基準等[8][9]を参考として、「原子力規制検査において使用する事業者 PRA モデルの適切性確認ガイド」[6]を作成した。また、「原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」[3]を作成し、検査指摘事項の重要度評価に活用している。特に「原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」の附属書である「火災防護に関する重要度評価ガイド」[10]では、これまでの安全研究[7]において妥当性を確認してきた火災進展解析コード FDS[11]を用いた詳細な火災伝播解析による火災リスク評価の方法と、適切性確認をした事業者 PRA モデルを組み合わせた評価方法を導入している。

2-3. レベル 1PRA に係る課題

規制庁で実施した安全研究の成果は、上記のように原子力規制検査のガイド等に反映されている。これまでに活用した実績では主に施設内にある機器故障等を起因とした内部事象 PRA の範囲に限られており、地震、津波等の外部事象における PRA の安全研究成果の活用までには至っていない。そのような研究成果の活用に至らない要因として、以下にいくつかの課題を例示する。

例えば、PRA の評価の中において、事故の進展が進み、複数の重大事故等対処設備が使用される状況にな

ると、運転員操作の環境悪化や運転員操作の複雑化を考慮する必要があるが、従来の一般的な人間信頼性解析手法（THERP 等）ではこのような状況を考慮することができていない。地震等の外部事象を起因とした場合、一般的な内部事象と比べると原子炉施設内の複数箇所で不具合が出る点で運転員操作の環境悪化等の影響は顕著になると考えられ、より人間信頼性解析手法の性能が重要になる。

また、外部事象レベル 1PRA では、地震等の外部からの共通する力による炉心損傷を防止する種々の対処設備の故障（機器フラジリティ）の関係性については、複数の機器が同じ条件で損傷する等の保守的な評価を実施している。さらに、地震時に津波が発生する場合には原子炉施設に影響する外部からの力の到達時間が異なるなど、対象とする外部事象に応じて原子炉施設に及ぼす影響が複雑となるが、現状、複数の事象が重畳するような災害を対象とする適切な評価の方法が確立されていない。

これらに加えて、PRA の結果が持つ不確かさを特定した上で検査指摘事項の重要度評価等の活動に適切に考慮していく必要がある[12]ものの、これまでのところ明確な考え方や方法論の確立には至っていない。このようなことから外部事象の PRA は、依然としてリスク要因の考慮不足など種々の不確実な要素を含むために、原子力規制検査への活用には課題が多い。したがって、地震、津波等により発生する事故及びトラブルを対象にした PRA に対する安全研究の促進と知見の獲得は、依然として重要性が高い。

3. 今後のレベル 1PRA に係る安全研究の計画

3-1. 安全研究計画の流れ

レベル 1PRA の種々の課題を解決するため、規制庁では、令和 4 年度～令和 8 年度の 5 ヶ年計画で安全研究プロジェクト「原子力規制検査のためのレベル 1PRA に関する研究」[13]を進めている。

この安全研究プロジェクトにおいては、図 1 に示すように、内部事象レベル 1PRA 及び外部事象レベル 1PRA の高度化及び手法開発を行い、原子力規制検査へこれらの研究成果を導入していく研究を実施していく。

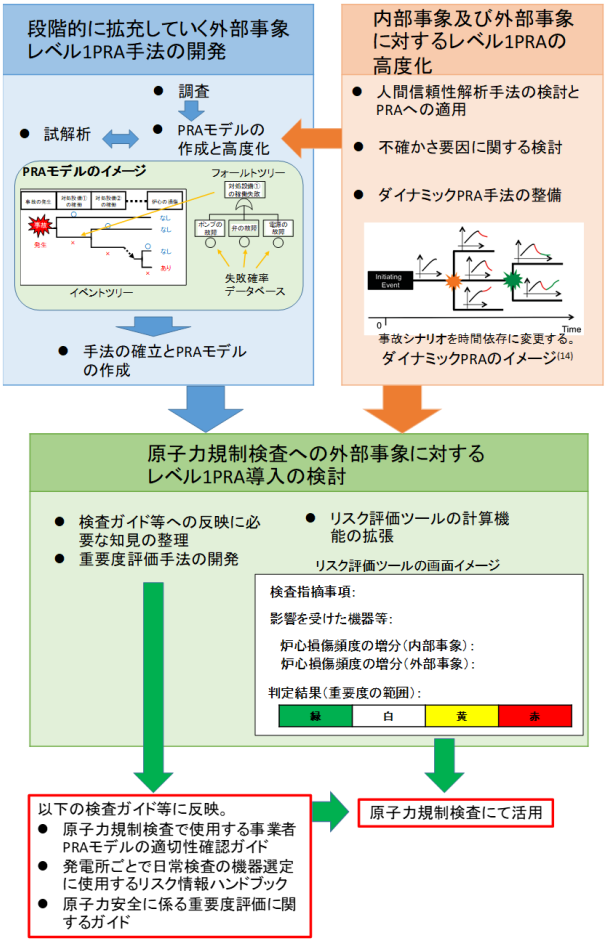


図 1　安全研究計画の概要[13]

3-2. 今後開発していく PRA 手法

外部事象 PRA の手法開発については、特に、地震時に発生する可能性のある津波、地震時に発生する可能性のある火災、地震時に発生する可能性のある溢水等の複数の事象が発生した場合の外部事象レベル 1PRA の手法を開発する。

人間信頼性解析については、米国で開発されている運転員の認知に焦点を当てた人間信頼性解析[14]に加え、本研究では運転員による複数の操作間の失敗に係る依存関係を解析手法に組み込んでいく。また、ダイナミック PRA については、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が開発したダイナミック PRA 及び米国で開発されている運転員の認知に焦点を当てた人間信頼性解析を基に、本研究では新しくダイナミック PRA と人間信頼性解析を統合させて、刻一刻と変化するプラント状況と運転員との関係を解析できるようにする。これらの研究に加え、レベル 1PRA が持つ不確かさを特定し分類することで、不確かさを明確にして、低減できる不確かさについては低減していく。

3-3. レベル 1PRA の原子力規制検査への導入

原子力規制検査で活用するリスク情報は、内部事象のリスク情報に加え、段階的に外部事象のリスク情報へ拡張することとしている。安全研究プロジェクト「原子力規制検査のためのレベル 1PRA に関する研究」で得られた成果は、「原子力規制検査において使用する事業者 PRA モデルの適切性確認ガイド」や「原子力

安全に係る重要度評価に関するガイド」に反映するとともに、日常検査の機器選定等に使用するリスク情報ハンドブックに得られた知見を追加していく。

4. まとめ

本稿では、リスク情報を活用した規制活動及び今後実施するレベル 1PRA に係る安全研究の計画を示した。今後も原子力規制検査等の規制活動の中で PRA が活用され、同活動がさらに合理的で透明性のある活動になるように、レベル 1PRA に係る安全研究を続けていく。

参考文献

[1] International atomic energy agency, "Integrated regulatory review service (IRRS) mission to Japan," IAEA-NS-IRRS-2016, January 2016.

[2] 原子力規制庁、「原子力規制検査等実施要領」、令和元年 12 月、https://www2.nsr.go.jp/data/000361161.pdf

[3] 原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課、原子力安全に係る重要度評価に関するガイド、https://www2.nsr.go.jp/data/000360584.pdf

[4] 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」、原規技発第 1306193 号、平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定

[5] 「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド」、 原規規発第 17032914 号、平成 29 年 3 月 29 日原子力規制委員会決定

[6] 原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課、「原子力規制検査において使用する事業者 PRA モデルの適切性確認ガイド」、https://www2.nsr.go.jp/data/000360587.pdf

[7] 原子力規制庁　技術基盤グループ　シビアアクシデント研究部門、「安全研究成果報告書　規制への PRA の活用のための手法開発及び適用に関する研究」、令和 4 年 5 月、https://www.nsr.go.jp/data/000392321.pdf

[8] 日本原子力学会「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル 1 PRA 編）: 2013、AESJ-SC-P008、平成 26 年 8 月

[9] “Addenda to ASME/ANS RA-S-2008—Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications,” ASME/ANS RA-Sb-2013, The American Society of Mechanical Engineers, 2013

[10] 原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課、「原子力安全に係る重要度評価に関するガイド 附属書 5 火災防護に関する重要度評価ガイド」、https://www2.nsr.go.jp/data/000360576.pdf

[11] K. McGranttan, et al., "Fire Dynamics Simulator User's Guide," NIST Special Publication 1019

[12] 濱口義兼、「確率論的リスク評価（PRA）モデルの現状と課題　内部事象レベル 1PRA」、研究報告会資料、原子力規制委員会原子力規制庁、令和 3 年 5 月、https://www.nsr.go.jp/data/000353595.pdf

[13] 「令和 4 年度安全研究計画」、原子力規制庁、https://www.nsr.go.jp/data/000398336.pdf

[14] The B. John Garrick Institute for the Risk Science, “Human reliability analysis for nuclear power plants using the extended PHOENIX methodology”, GIRS-2019-02, University of California, Los Angele

*HAMAGUCHI, Yoshikane[1]

[1] Nuclear Regulation Authority, Japan

2022年秋の大会

標準委員会セッション

リスク情報活用にかかる標準整備への研究成果の活用
Utilization of research results to the development of standards for the risk-informed activities

（3）NRRC における研究成果と標準等への反映等の関わり

(3) NRRC research results and their reflection in AESJ standards

*古田　泰[1]，桐本 順広[1]，橋本 和典[1]，桜本　一夫[1]
[1]原子力リスク研究センター (NRRC)，電力中央研究所 (CRIEPI)

1. はじめに

原子力リスク研究センター（NRRC）は、2014 年 10 月、各原子力事業者が、リスクを直視し、規制遵守に留まることなく安全性を追求する意識と仕組が必要との認識のもと、大地震・大津波などの低頻度事象に伴うリスクの低減にかかる技術課題解決や、安全性向上活動への PRA 活用手法の確立のための一元的研究開発体制を構築すべく（一財）電力中央研究所（以下、「電中研」）内に設置された。爾来、従来の決定論的な手法に加えてリスク情報を活用する手法を適用して、継続的安全性向上の取り組みに貢献してきた。研究成果は、論文投稿など公知化を進めるとともに、電中研あるいは NRRC のウェブサイトで報告書の形で公表し、得られた成果の実務への適用支援も行うことで継続的安全性向上の取り組みに活用している。

本セッションでは、原子力学会標準の内、PRA に係る標準について、電中研 NRRC からの人的、研究成果的貢献の実績・見込みについて、実例を交えながらご紹介し、最後に、これまでの電中研 NRRC の取組みを振り返り、標準活用のための方策について考えを示す。

2. NRRC におけるリスク研究開発

2-1. 安全性向上を支えるリスク研究開発

NRRC は、従来の決定論的な手法に加えてリスク情報を活用する手法を適用して、継続的安全性向上の取り組みに貢献してきた。安全性向上を支えるリスク研究開発の概要を図 1 に示す。NRRC は、低頻度だが大きな被害をもたらし得る事象のさらなる解明と対策立案のために、従来の決定論的な手法に加えてリスク情報を活用する手法を適用している。研究開発項目は、事象評価研究、リスク評価技術、リスクコミュニケーションの 3 つに大別される。事象評価研究は、シビアアクシデントのほか、地震にかかわるハザード･フラジリティ関係（活断層、地震動、断層変位、地盤・斜面・土木構造物耐震、建屋・機器耐震）、津波、火山、強風等の極端気象、また、内部火災・内部溢水に及んでいる。リスク評価技術はこういった内的・外的事象に対する PRA 手法の開発に加え、プラントリスクで重要な要素である人間信頼性、そして、環境放出時影響について研究を進めている。リスクコミュニケーションに関する研究では、このような研究のアウトプットとして生まれる原子力プラントのリスク評価の結果について、事業者内部から公衆に至るまで、広いステークホルダーと意思疎通を図ることが必要と考えられ、その効果的な方策についてフィールドワークも含めて実践的な取組みも含めた形で進めている。

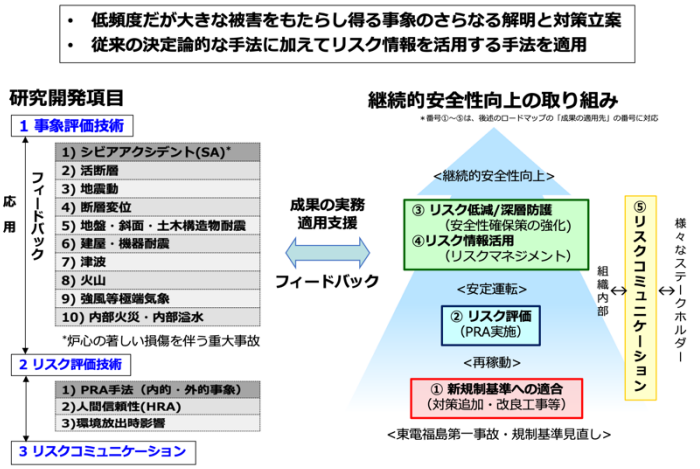


図 1　安全性向上を支えるリスク研究開発

このような研究の成果を、原子力プラントへ適用することで、継続的安全性向上の取組みに寄与するうえで、NRRC は、自らの研究成果が、事業者の取り組んでいる新規制基準への適合において活用されたり、再稼働後に事業者がおこなう安全性向上評価におけるリスク評価に生かされることで貢献を果たしていると考えている。そのような研究成果の活用が定着する中で、事業者においては、リスク低減／深層防護の観点で安全性確保策の強化を図るが、その際、PRA 評価も参照して実機へのリスク情報の活用が行われる。リスクマネジメントとは、規制基準への適合状態をプラント供用期間中に維持する中で、プラント運用中に生じる多様な状況においてリスクをより低く保ちながら原子力施設としての機能を十全に発揮できるように、リスクの評価とその評価から得られた情報を活用して、安全性の維持・向上を図るものである。そして、リスクコミュニケーションは、PRA 評価そのものの結果よりはむしろ、安全性向上に取り組む事業者の活動も含めた多様な情報を元に、立地自治体、周辺自治体、広く公衆までも念頭に置いて実施される。

2-2. NRRC における PRA 技術開発

前節で述べた NRRC 研究開発の事象評価研究、リスク評価技術、リスクコミュニケーションの内、前二者を整理すると図 2 のようになる。左側に、プラントに外乱を与える要因を内的事業と外的事象に大別し、それぞれに含まれる、PRA 評価手法を挙げた。PRA は、リスクを評価する段階に応じてレベル 1（炉心損傷）、レベル 2（格納容器機能喪失、ソースターム評価）、レベル 3（大気中に放出された放射性物質の移流・拡散による被ばく評価、健康影響評価）の段階に分けられる。

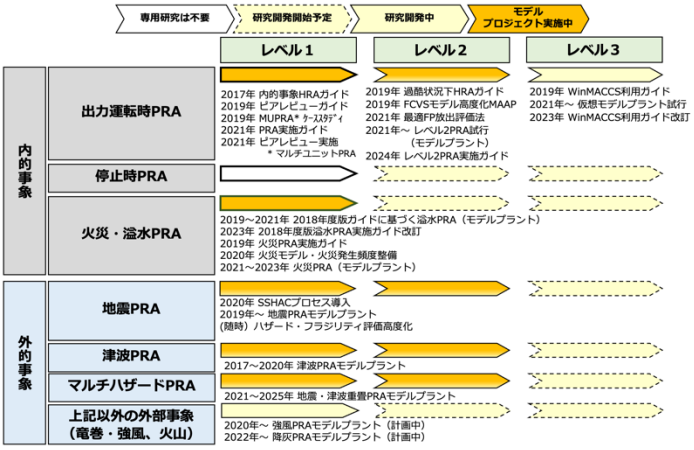


図 2　NRRC における PRA 技術の改良/開発の状況

NRRC ではモデルプラントでのプロジェクト等を実施しながら、それぞれの PRA に必要となる技術開発を行い、ガイド等の形で実務評価において活用可能な形で成果を拠出し、他プラントでの展開を行えるように進めている。

3.原子力学会リスク関連標準と NRRC の研究成果

原子力学会では、内的事象及び各種外的事象を対象としたレベル 1 からレベル 3 に至る PRA 標準を包括的に整備している。NRRC においては、先に述べたようにプラントの安全性向上を支えるリスク研究開発を展開しており、その研究成果も目に見える形で出始めているところである。

これらの NRRC の研究成果は、原子力学会標準の策定に反映できる新知見の一つとして寄与できると考えている。また、原子力学会の PRA 標準では、標準の階層化が検討されてきており、内的事象レベル 1PRA 標準において、要求事項を規定する「基準」と基準に適合する評価手法を規定する「指針」に階層化した新規標準[1][2]が発行されたところである。指針においては、原子力学会に限らず外部の成果においても基準に適合する手法であれば参照することとしており、NRRC の研究成果も標準に適合する評価手法として反映していけるものと考えている。

ここでは、原子力学会の PRA 標準と NRRC の研究成果の標準反映について総括するとともに、その中から次のような研究成果の反映実績例についていくつかをピックアップして紹介する。

- 内的事象のレベル 1PRA 及び PRA パラメータ推定

  運転時、停止時を含めた標準の統合化、標準の階層化素案検討などへの対応、PRA の機器故障率等のパラメータ推定に関わるデータ収集技術やパラメータのベイズ推定技術等を開発し、国内の機器故障率推定に応用した[3]。これらの検討内容はパラメータ推定標準における要求事項記載や附属書での

評価事例記載などに反映が行われた。

- 外的事象における断層変位 PRA の評価手法

  ハザード評価に関しては決定論および確率論的な断層変位の定量評価手法、フラジリティ評価に関しては断層変位に対する構造物および機器の設計条件の設定とそのフラジリティ評価結果、断層変位 PRA における事故シナリオと事故シーケンス解析を開発し、断層変位 PRA 標準の開発と連動して技術の反映が行われた。

- 外的事象における地震 PRA での地震ハザード評価[4]

  特に地震ハザード解析専門家委員会(SSHAC：Senior Seismic Hazard Analysis Committee)の手順を用いた確率論的地震ハザード分析（PSHA）に対する実施プロセスが行われている。日本においては海外に比較し複雑な地震テクトニクス環境からくる技術的課題や不確実さ要素が多く、これらの不確実さや異なる解釈を明示的に検討する SSHAC プロセスは非常に重要性が高い。

さらに NRRC の研究成果が今後標準への活用が期待されるものとして、以下のものが挙げられる。

- 火災 PRA 実施ガイド[5]・溢水 PRA 実施ガイド

  モデルプラントでの評価とともに火災 PRA 実施ガイド、溢水 PRA 実施ガイドが開発されている。原子力学会の火災 PRA 標準、溢水 PRA 標準は 2014 年の発行から実プラントでの評価実績を待ったまま改定されていないため、今後の改定ではこの研究成果の知見を取り込む事による実用性の向上などが期待できる。また、NRRC のガイドは実務上のガイドとして技術レポートとして反映することなども可能であると考える。

- 資源エネルギー庁の委託事業による地震 PRA・津波 PRA・地震津波重畳 PRA の技術開発研究

  福島第一原子力発電所事故からの教訓として、津波を含む自然外部事象への対策と炉心損傷後の影響緩和対策やリスク評価等が不十分であったことが認識されている。このため、実機プラントを対象に地震 PRA（2014～2016 年度）、津波 PRA（2017～2020 年度）について PRA の整備と評価技術の開発が研究プロジェクトとして行われてきた。現在（2021 年度～）はこれらの技術開発を受けて地震津波重畳 PRA の実施を通じて、複合ハザード事象を対象とした評価技術開発を行うプロジェクトが開始されている。これらの成果は、ハザードの入力条件の作成手法や津波の建屋浸水解析とフラジリティ評価手法、地震や浸水影響を考慮したソースターム評価等、具体的な評価例として原子力学会標準においても重要な知見となるものと考えられるため、標準改定時にも活用されることが期待できる。

- 人間信頼性解析（HRA）の定性分析ガイド[6]

  PRA の高度化に伴い、事故時の緩和シナリオにおける人的対応の影響評価の重要性がより増している。操作・対応での人的過誤事象の発生確率（人的過誤確率、HEP：Human error probability）をより現実的な評価とするために、定性分析の過程を重視した HRA 定性分析ガイドが NRRC により開発され、各 PRA での活用が始まっている。HEP の定量化手法は、外的事象や複合ハザード PRA に対応するために米国等で開発された新手法等が別途必要となって来ることも考えられるが、人的過誤事象が発生する因果関係や文脈、発生に至るまでのタイムラインなど、現実の人間応答を理解するための分析が非常に重要となる。またこのアプローチは内的事象レベル 1 のみならず、レベル 2 や外的事象など様々な PRA でも活用が必要となるため、今後標準においても広く活用されることが期待できる。

4. 標準活用のための方策について

前節でも述べてきたように、NRRC の研究開発は継続的安全性向上の取り組みのための成果の実務適用支援とまたそれらから得られるフィードバックにより、実用性の高い技術開発を目的として実施されてきた。このため技術開発状況にも見られるように、PRA 実施、レベル 2PRA、火災、HRA 等の実用的な実施ガイド

が開発され、これらを実機適用したモデルプラント評価により応用を重ねることで技術向上が図られてきている。また、これらの成果が電中研報告書や学術論文等で公知化されることで、原子力学会のリスク関連規格からも、改定時における要求事項への反映や具体的な評価事例として標準規格から参照可能な技術レポートとして研究成果やガイド自体が活用される段階になりつつある。今後も産業界や学会のニーズを汲み取りながら実用的な研究開発を進めていくことで、学会の標準もより活用しやすいものとなるように連携していくことが重要であると考える。

5. まとめ

本稿では、NRRC における研究開発の概要や開発技術を概説するとともに、原子力学会のリスク関連標準と NRRC の研究成果の活用について述べた。また、各標準改定時に反映が期待される NRRC のガイド類など研究成果も挙げられている。今後も実務適用研究と現場からのフィードバックを効果的に促進していくことで、リスク低減と安全性向上のたゆまぬ取り組みを支援し、標準規格への最新知見の反映として NRRC の研究成果を活用するための活動を支援していく。

参考文献

[1] 日本原子力学会　標準委員会　“原子力発電所の内的事象を起因とした確率論的リスク評価に関する基準（レベル 1PRA 編）: 2022”，AESJ-SC-RK010:2022

[2] 日本原子力学会　標準委員会　“原子力発電所の内的事象を起因とした確率論的リスク評価に関する指針（レベル 1PRA 編）: 2022”，AESJ-SC-RK011:2022

[3] 一般社団法人　原子力安全推進協会，“故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定（1982～2010 年度 29 ヵ年 56 基データ）”，JANSI-CFR-02, 2016.6

[4] 酒井俊朗，“確率論的地震動ハザード評価の高度化に関する調査・分析 －米国 SSHAC ガイドラインの適用に向けて－”，電力中央研究所報告 O15008, 2016.7

[5] 内田剛志　他，“国内原子力発電プラントを対象とした火災 PRA ガイドの策定”, 電力中央研究所報告 O20001, 2020.6

[6] 桐本順広　他，“叙事知に重点を置いた人間信頼性解析（HRA）の定性分析ガイド （2020 年度版）”，電力中央研究所報告 O20003, 2021.5

*Tai Furuta[1], Yukihiro Kirimoto[1], Kazunori Hashimoto[1]and Kazuo Sakuramoto[1]

[1]Nuclear Risk Research Center (NRRC), Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI).

(Fri. Sep 9, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room G)

[3G_PL04] Discussion

*Akio Yamamoto[1], Yoshiyuki Narumiya[2], Yoshikane Hamaguchi[3], Tai Furuta[4], Tsuyoshi Takada[5], Takahiro Kuramoto[6] （1. Nagoya Univ., 2. SC, 3. NRA, 4. CRIEPI, 5. JAEA, 6. NEL）

標準委員会では、リスク情報活用に用いるPRA標準やIRIDM標準、技術レポートを多数発行してきた。また常に新知見やユーザーの経験を取り込み、改定を行ってきた。これら標準の制改定のための知見は、電中研NRRCでのPRA研究と産業界でのPRAの実炉適用からの経験をベースにしている。また、規制庁でも検査制度での活用等の規制活動のための手法開発及び適用に関する研究を実施している。本企画セッションでは、リスク情報活用のさらなる促進に資する研究開発と知見の標準への反映について、関係者による講演を行い、それを受けて、今後標準委員会が行うこと、更には関連学協会への展開や連携の可能性等を意見交換する。

©Atomic Energy Society of Japan

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 Bildg.3F No.32)

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

*Seiji Yamasaki[1], Soichiro Moriya[1], Irwan Liapto Simanullang[1], Nozomu Fujimoto[1], Atsushi Sakon[2], Tadafumi Sano[2], Yoshiyuki Takahashi[3] (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 Soichiro[1], Nozomu Fujimoto[1], Irwan liapto Simanullang[1], Seiji Yamasaki[1], Yoshiyuki Takahashi[3], Atsushi Sakon[2], Tadashi Sano[2] (1. Kyushu Univ., 2. Kindai, 3. Kyoto Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

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 Simanullang[1], 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(B_4C)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 反応度価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 制御棒の反応度価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．

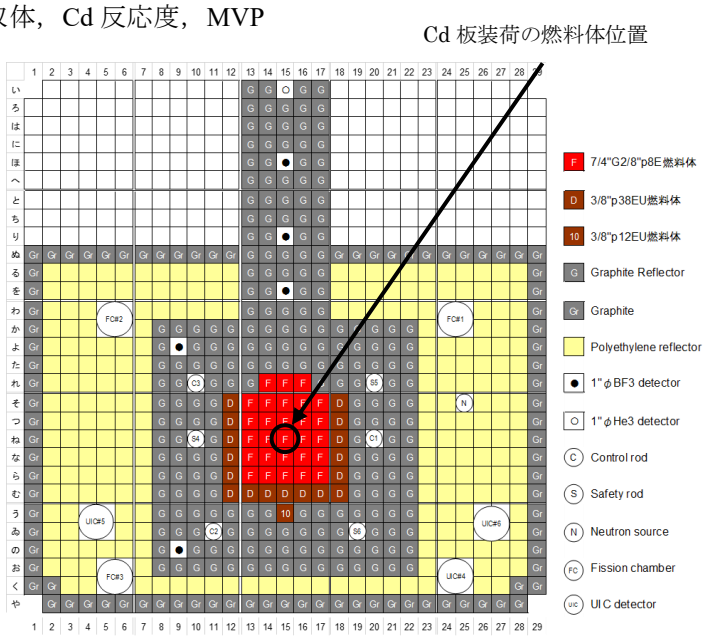


図 1 炉心構成

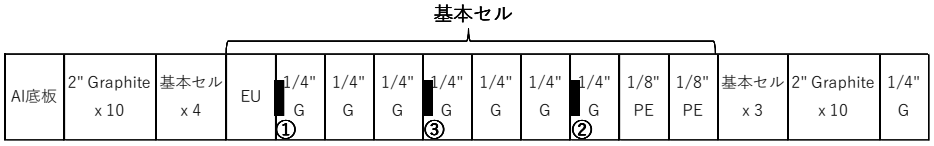


図 2 燃料体 F(ね - 15)中の Cd 板挿入位置

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 Yamasaki[1], Soichiro Moriya[1], Irwan Liapto Simanullang[1], Nozomu Fujimoto[1], Atsushi Sakon[2], Tadafumi Sano[2], Yoshiyuki Takahashi[3]
[1]Kyushu Univ., [2]Kindai Univ., [3]Kyoto 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 Simanullang[1]，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 反応度価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価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.

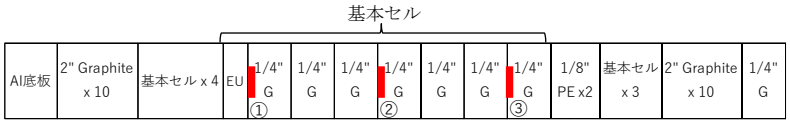


図 1 Cd 燃料体中の Cd 板の挿入位置

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。

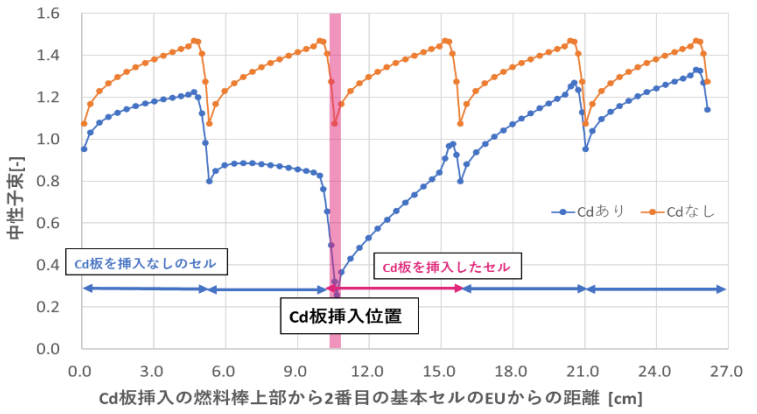


図 2 Cd サンプルの燃料棒内での影響範囲

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 Moriya[1] ,Seiji Yamasaki[1] Irwan Liapto Simanullang[1] , Nozomu Fujimoto[1] , Atsushi Sakon[2] , Tadafumi Sano[2] , Yoshiyuki Takahashi[3]

[1]Kyushu Univ., [2]Kindai Univ., [3]Kyoto 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 Bildg.3F No.32)

[3G12] Medical RI production in existing reactors

*Daiki Iwahashi[1], Yuto Sasaki[1], Shigetaka Maeda[2], Naoyuki Takaki[1] （1. TCU, 2. JAEA）

3:20 PM - 3:35 PM

[3G13] Medical RI production in existing reactors

*Yuto Sasaki[1], Daiki Iwahashi[1], Shigetaka Maeda[2], Naoyuki Takaki[1] （1. TCU, 2. JAEA）

3:35 PM - 3:50 PM

[3G14] Medical RI Production in existing reactors

*Naoyuki Takaki[1], Daiki Iwahashi[1], Yuto Sasaki[1], Shigetaka Maeda[2] （1. Tokyo City University, 2. Japan Atomic Energy Agency）

3:50 PM - 4:05 PM

©Atomic Energy Society of Japan

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、[2]JAEA

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/cm^3)又は Th-230(ThO_2、密度 9.5g/cm^3)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。

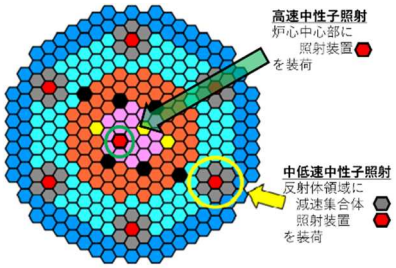


図 1.　中低速中性子照射場設置炉心

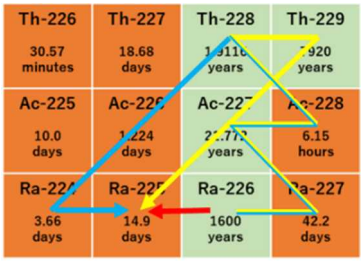


図2.　Ra-226 照射により Ac-225 の親核 Ra-225 を生成する核変換パス

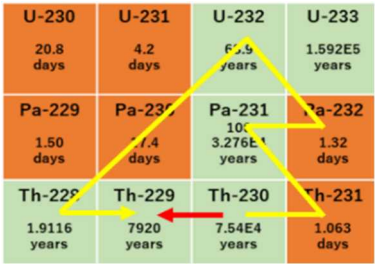


図3.　Th-230 照射により Ac-225 の親核 Th-229 を生成する核変換パス

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 Iwahashi[1], Yuto Sasaki[1], Shigetaka Maeda[2] and Naoyuki Takaki[1]　[1]Tokyo City Univ. [2]JAEA

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)/ ^{99m}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、^{99m}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}Mo (ɤ,n)反応を利用する方法や、原子炉で中性子を照射し ^{98}Mo (n,ɤ)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}Mo (n,ɤ)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 YD_2、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}Mo(n,γ)反応率との相関(図 2)を評価した。

その結果、^{98}Mo(n,γ)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。

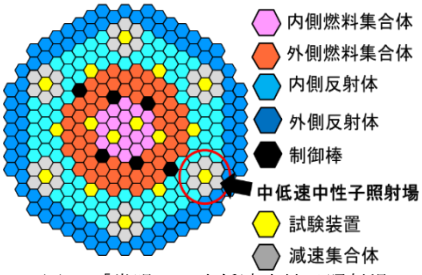


図 1 「常陽」の中低速中性子照射場

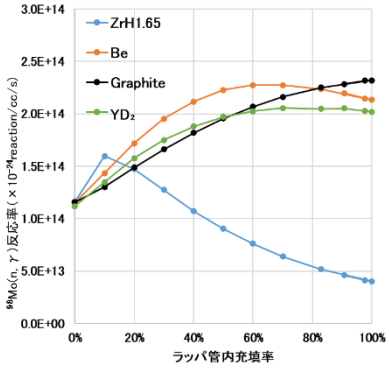


図 2 減速材と ^{98}Mo(n,γ)反応率の相関

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 YD_2 を用いた際の、YD_2 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}Mo(n,γ)反応率が最大となったのは、YD_2混合率 90%ケースであったが、YD_2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、YD_2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、YD_2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 YD_2を混合せずにターゲットを照射することが有効である。

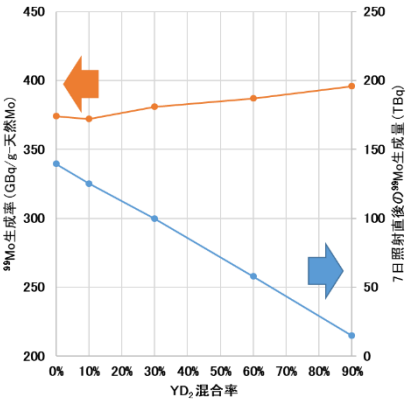


図 3 YD_2 混合率と ^{99}Mo 生成量の相関

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 Sasaki [1], Daiki Iwahashi[1], Shigetaka Maeda[2], and Naoyuki Takaki[1]

[1] Tokyo City University, [2] Japan Atomic Energy Agency.

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 ^{225}Ac の生成特性を比較した。

キーワード： ^{99m}Tc、^{225}Ac、中性子スペクトル、^{226}Ra 原料、^{230}Th 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 ^{99}Mo/^{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 ^{99}Mo/^{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 ^{225}Ac 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 ^{225}Ac 供給分野に寄与できる可能性がある。

2. ^{99}Mo の生成

核分裂法の代替反応である ^{98}Mo(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、^{99}Mo 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 MoO_3 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 ^{99}Mo 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 本のシンブルチューブを用い、運転中の挿入／引抜のため数珠つなぎにした全長 3600mm の MoO_3 ターゲットの 7 日照射により 360 GBq/g-^{98}Mo 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、^{98}Mo 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 ^{99}Mo 放射能量（6-day Ci/週単位）としては、両炉とも MoO_3 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. ^{225}Ac の生成

原子炉で ^{225}Ac 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 ^{227}Ac（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(^{225}Ra もしくは ^{229}Th)からの崩壊で純粋な ^{225}Ac を得る。^{99}Mo 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。

図 1　常陽/PWR での ^{225}Ac 生成

	常陽（60日運転＋60日停止）					PWR（390日運転＋30日停止）	
照射位置	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_2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**

高速中性子束の高い常陽の炉心中心では、1g の ^{226}Ra 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 ^{226}Ra 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 ^{230}Th 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 ^{230}Th (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 ^{226}Ra(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 ^{229}Th を生成するため、ミルキングで半永久的に ^{225}Ac を得る有効な方法となる可能性がある。特に ^{232}U を経由する ^{230}Th (3n,αβ)法は、原子炉停止中の ^{232}U 崩壊による ^{228}Th 増大により ^{228}Th (n,γ) ^{229}Th 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。

* Naoyuki Takaki[1], Yuto Sasaki [1], Daiki Iwahashi[1]and Shigetaka Maeda[2]　[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 Bildg.3F No.33)

[3H01] Ion irradiation response of cold rolled and recrystallized 12Cr ODS steel

*Jingjie Shen[1], Takuya Nagasaka[1], Takeo Muroga[1], Huilong Yang[2], Sho Kano[2], Hiroaki Abe[2] (1. NIFS, 2. UTokyo)

9:30 AM - 9:45 AM

[3H02] Evaluation of irradiation effects on high entropy cuprate superconductors

*Kota Sakurai[1], Naoko Oono[1], Aichi Yamashita[2], Yoshikazu Mizuguchi[2], Kiyohiro Yabuuchi[3], Okinobu Hashitomi[3] (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 microstrctural development of HFIR irradiated Tungsten

*Akira Hasegawa[1], Kenta Yoshida[1], Takeshi Miyazawa[2] (1. Tohoku Univ., 2. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM

[3H04] TEMPERATURE DEPENDENCE ON D RETENTION FOR DAMAGED W-10%RE ALLOY

*Yasuhisa Oya[1], Shiori Hirata[1], nao Inozume[1], Naoaki Yoshida[2], Tatsuya Hinoki[3], Kiyohiro Yabuuchi[3] (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 Hatano[1], Jing Wang[1,4], Takeshi Toyama[2], Tatsuya Hinoki[3], Kiyohiro Yabuuchi[3] (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 Oya[3] (1. National Institute for Fusion Science, 2. SOKENDAI, 3. Shizuoka University)

10:45 AM - 11:00 AM

©Atomic Energy Society of Japan

Ion irradiation response of cold-rolled and recrystallized 12Cr ODS steel

*Jingjie Shen[1], Takuya Nagasaka[1], Takeo Muroga[1], Huilong Yang[2], Sho Kano[2], Hiroaki Abe[2]
[1]NIFS, [2]UTokyo

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 Fe^{2+} 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-0.25Y_2O_3 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 Fe^{2+} 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]、橋冨興宣[3]
[1]横浜国大，[2]都立大、[3]京大

超伝導体 $YBa_2Cu_3O_{7-\delta}$(YBCO)と Y サイトをハイエントロピー(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：ハイエントロピー、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 10^{22}n/m^2 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ハイエントロピー合金(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 $YBa_2Cu_3O_{7-\delta}$(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 $Y_{0.39}Sm_{0.31}Eu_{0.30}Ba_2Cu_3O_{7-\delta}$ (ME-REBCO)および 6 元素に置換した $Y_{0.18}La_{0.24}Nd_{0.14}Sm_{0.14}Eu_{0.15}Gd_{0.15}Ba_2Cu_3O_{7-\delta}$ (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点のサイズは 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き、特性を向上させていると考えられる。

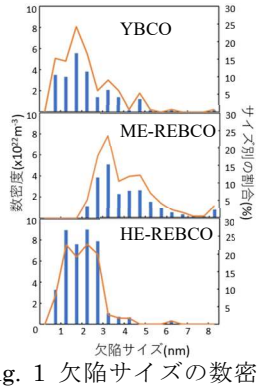


Fig. 1 欠陥サイズの数密度

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.

---

*Kota Sakurai[1], Naoko Oono[1], Aichi Yamashita[2], Yoshikazu Mizuguchi[2], Kiyohiro Yabuuchi[3], Okinobu Hashitomi[3]

[1]Yokohama Natl. Univ., [2]Tokyo Metropolitan Univ., [3]Kyoto 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℃～1100℃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℃20 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、0.25mmt 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℃（0.4dpa）、800℃（0.7dpa）、1100℃(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℃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℃、800℃照射材では微細な転位ループとボイドが認められ、1100℃照射材では少し成長したボイドのみが観察された。800℃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。

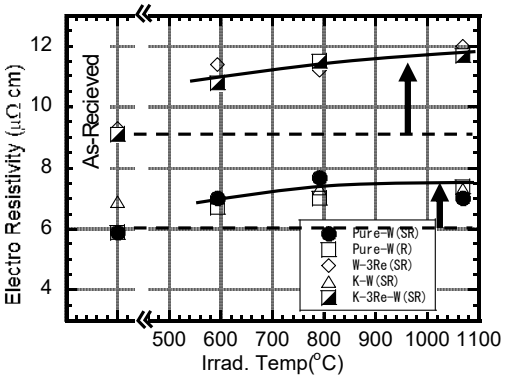


Fig. 1　電気抵抗率測定の結果

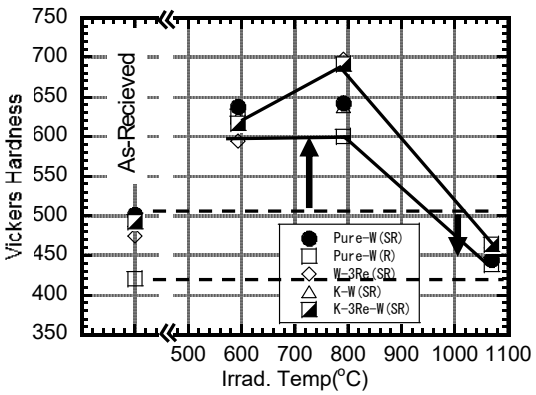


Fig.2　ビッカース硬さ測定の結果

*Akira Hasegawa[1], Kenta Yoshida[1] and Takeshi Miyazawa[1,2]
[1]Tohoku Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency.

タングステンー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，アニーリング

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、タングステンー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、タングステンー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リングとして室温～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リ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 1.0×10^{22} D^+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リングおよびポスターアニーリ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リングでは 573 K で減少しているのにポストアニーリングした試料では 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リングでは照射欠陥形成とともにアニーリングによって照射欠陥が直ちに回復するのに対して、ポストアニーリ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。

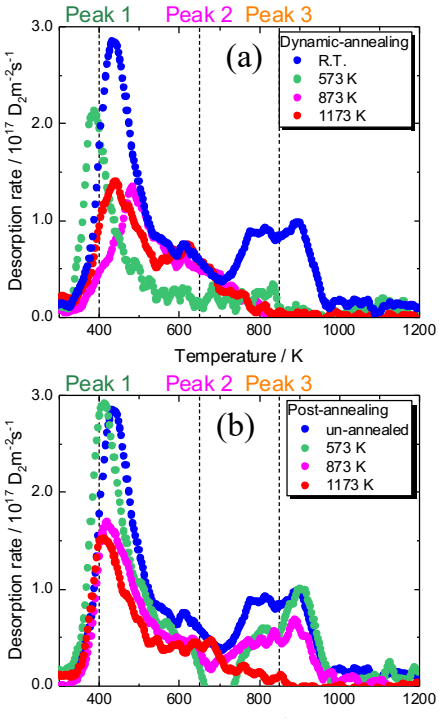


図 ダイナミックアニーリングおよびポストアニーリングにて照射欠陥を導入した W-10%Re 合金における重水素 TDS スペクトル

*Yasuhisa Oya[1], Shiori Hirata[1], Nao Inozume[1], Naoaki Yoshida[2], Tatsuya Hinoki[3], Kiyohiro Yabuuchi[3]

[1]ShizuokaUniv., [2]Kyushu Univ., [3]Kyoto 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 ℃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の形成挙動を調べるため，^{22}Na 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 Hatano[1], Jing Wang[1], Takeshi Toyama[2], Tatsuya Hinoki[3] and Kiyohiro Yabuuchi[3]

[1]Univ. of Toyama, [2]Tohoku Univ., [3]Kyoto 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 μm, z=10 μm)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 μm 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。

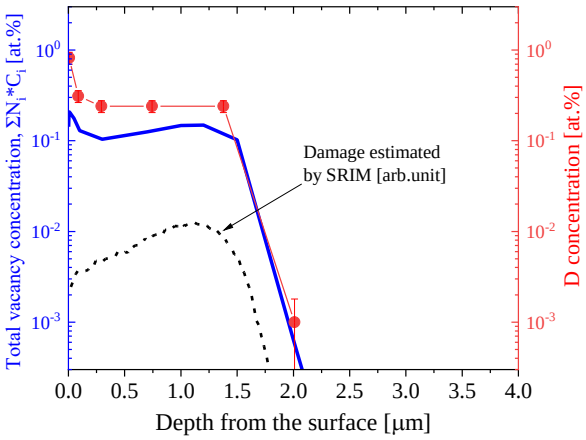


図 6.4 MeV 鉄イオン照射により損傷を導入したタングステンにおける、計算で予測された原子空孔密度と実験で得られた重水素の密度の深さ分布の比較

* Makoto I. Kobayashi[1,2], Yasuhisa Oya[3]
[1]NIFS, [2]SOKENDAI, [3]Shizuoka 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 Bildg.3F No.33)

[3H07] Investigation of thermal property of W-SiC/SiC joints under high heat load using ACT2

*Hiroya Ise[1], Naofumi Nakazato[1], Yukinori Hamaji[2], Jingjie Shen[2], Hirotatsu Kishimoto[1] （1. Muroran IT, 2. NIFS）

11:00 AM - 11:15 AM

[3H08] Multiple irradiation experiment of tungsten materials by negative hydrogen ion beam

*Koichiro Hirano[1], Makoto Fukuda[3], Koichiro Ezato[3], Kazutoshi Tokunaga[2] （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 Fukuda[1], Koichiro Hirano[2], Kazutoshi Tokunaga[3], Koichiro Ezato[1] （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 Tokunaga[1], Yukino Nomiyama[1], Makoto Fukuda[2], Koichiro Ezato[2], Koichiro Hirano[3] （1. Kyushu Univ., 2. QST, 3. JAEA）

11:45 AM - 12:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

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ープ、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/m^2 までの接合体の高熱負荷特性データを取得した。マイクロスコープ、SEM 観察より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。

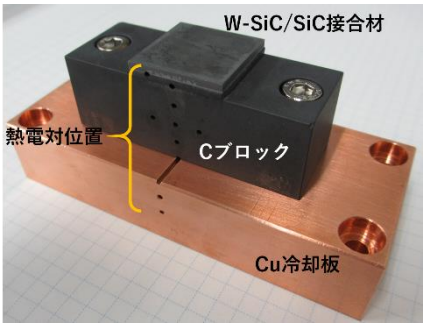


図 1 試験体の外観

---

*Hiroya Ise[1], Naofumi Nakazato[1], Yukinori Hamaji[2], Jingjie Shen[2] and Hirotatsu Kishimoto[1]
[1]Muroran Institute of Technology, [2]National 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

３MeV 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 ℃）及び冷却（160 ℃）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的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 mm^3 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-LO（測定範囲 350～3500 ℃）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 ℃）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 ℃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/m^2、0.64 MJ/m^2 である。

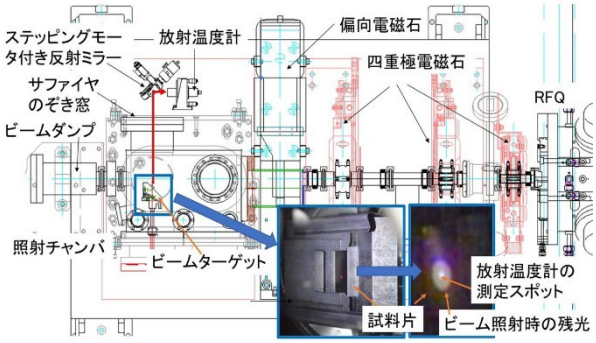


図 1 試験体系および固定された試験片の様子

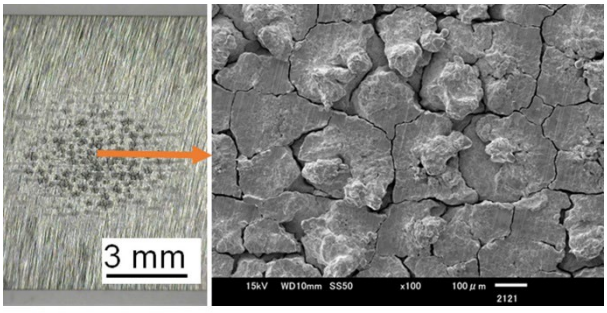


図 2 照射後試験片表面の SEM 観察

3. 結果

試験片表面温度は加熱時 2500～3200 ℃、冷却時 160 ℃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。温度変化を繰り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 ℃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 Hirano[1], Makoto Fukuda[2], Koichiro Ezato[2], Kazutoshi Tokunaga[3]
[1]JAEA, [2]QST, [3]Kyushu 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 mm^3（28 x 12 mm^2 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 200μs 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 200μs の試験片で、それぞれ約 1640~1710℃及び 2610~2930℃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℃）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。

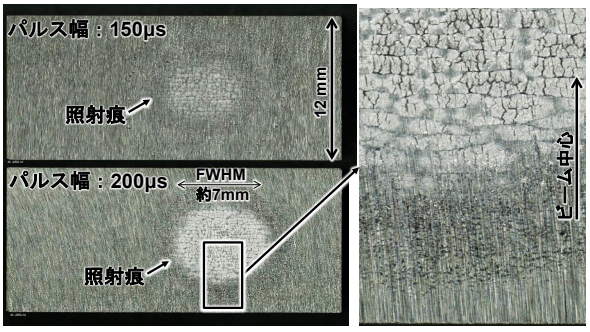


図 1 照射後の試験片表面観察結果

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 Fukuda[1], Koichiro Hirano[2], Kazutoshi Tokunaga[3], Koichiro Ezato[1]
[1]National Institutes for Quantum Science and Technology, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Kyushu 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 mm^3（28 x 12 mm^2 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 150μs、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℃、表面ベース温度：100℃)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℃、表面ベース温度：140℃)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 300μs、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溶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。

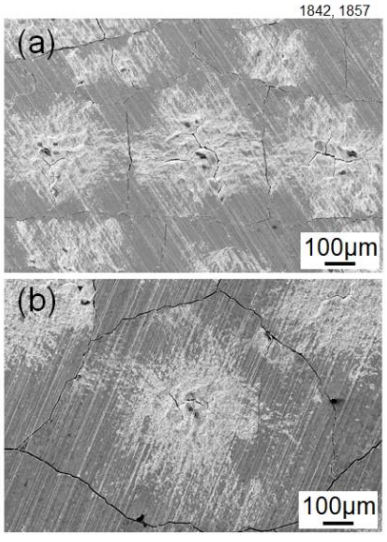


図 1 照射後の表面の SEM 像
(a)RD 面、(b)ND 面

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 Tokunaga[1], Yukino Nomiyama[1], Makoto Fukuda[2], Koichiro Ezato[2], Koichiro Hirano[3]
[1]Kyushu Univ., [2]National Institutes for Quantum Science and Technology, [3]Japan Atomic Energy Agency

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

[3H11-12] Divertor Particle and Heat Tranport

Chair:Keisuke Mukai(Kyoto Univ.)

Fri. Sep 9, 2022 2:45 PM - 3:20 PM Room H (E1 Bildg.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 Hirata[1], Naoaki Yoshida[2], Kazuaki Hanada[2], Yasuhisa Oya[1] (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 Matsuura[1], Som Xuan Nhat Bui[2] (1. Osaka Metropolitan University, 2. Osaka Prefecture University)

3:00 PM - 3:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

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 1.0×10^{22} D^+ 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たと考えられる。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。

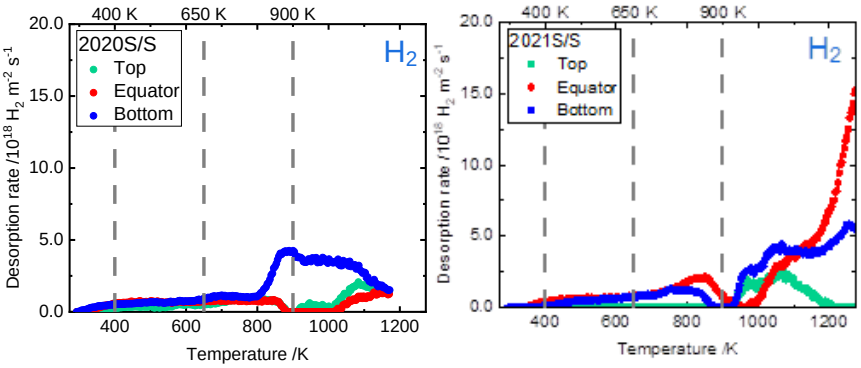


図 1 重水素イオン照射後試料の TDS スペクトル
(左: 2020S/S, 右: 2021S/S)

*Shiori Hirata [1], Naoaki Yoshida [2], Kazuaki Hanada [2], Yasuhisa Oya [1]

[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て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。

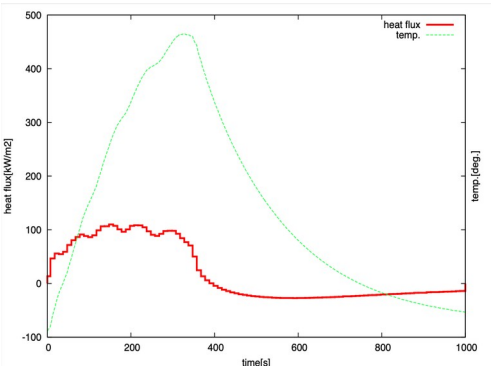


図 1 . LHD ダイバータタイルの温度モニタデータ(緑)を再現する熱流束時間変化(赤)の解析例

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 $q(x)=q_0 f(x)$ が入射した時の温度応答関数の一般形は以下のようになる。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。

$$S(x,z,t)=\Delta T\left(\frac{1}{2}\alpha_0 g_0\left(\frac{z}{L_z},t\right)+\Sigma_{n=1}\alpha_n g_n\left(\frac{z}{L_z},t\right)\cos\left(n\pi\frac{x}{L_x}\right)\right)$$

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 Matsuura[1], Bui Xuan Nhat Son[2]

[1]Osaka Metro. Univ., [2]Osaka Pref. Univ.

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 Bildg.3F No.33)

[3H13] UNITY: Unique Integrated Facility for Fusion Power Generation

*Shutaro Takeda[1,3], Satoshi Ogawa[1], Yoshifumi Kume[1], Colin Baus[1], Taishi Sugiyama[1], Masato Tabuchi[1], Takashi Ino[1], Kiyoshi Seko[1], Taka Nagao[1], 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 Ogawa[1], Colin Baus[1], Yoshifumi Kume[1], Taishi SugiyamSugiyama[1], Masato Tabuchi[1], Takashi Ino[1], Shutaro Takeda[1], Kiyoshi Seko[1], Taka Nagao[1], Satoshi Konishi[1] (1. Kyotofusioneering)

3:35 PM - 3:50 PM

[3H15] Study on organizing safety regulations and licensing requirements for fusion DEMO reactors

*Takashi Ino[1], Satoshi Konishi[1], Yoji Someya[2] (1. Kyoto Fusioneering Ltd., 2. QST)

3:50 PM - 4:05 PM

©Atomic Energy Society of Japan

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]、小川聰[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、ＭＣＦ，ＩＣＦ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。

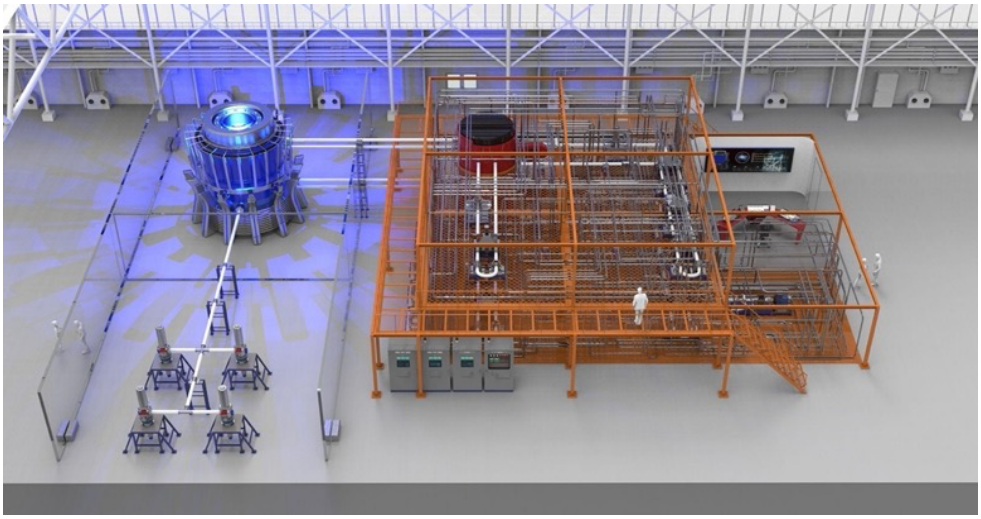


図 1　UNITY 完成予想図

*Shutaro Takeda[1,2]、Satoshi Ogawa[1]、Colin Baus[1,3]、Yoshifumi Kume[1]、Taishi Sugiyama[1]、Masato Tabuchi[1]、Takashi Ino[1]、Kiyoshi Seko[1]、Taka Nagao[1,3]、Satoshi Konishi[1,3]

[1]Kyoto Fusioneering Ltd., [2]Kyushu University, [3]Kyoto 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

*小川聰[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。

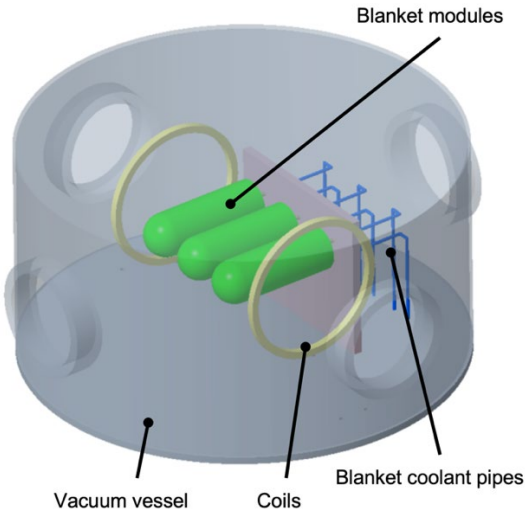


図 1　UNITY ブランケット試験部概要図

* Satoshi Ogawa[1]、Colin Baus[1,2]、Yoshifumi Kume[1]、Taishi Sugiyama[1]、Masato Tabuchi[1]、Takashi Ino[1]、Shutaro Takeda[1,3]、Kiyoshi Seko[1]、Taka Nagao[1,2]、Satoshi Konishi[1,2]
[1]Kyoto Fusioneering Ltd., [2]Kyoto University, [3]Kyushu 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, [2]QST

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 Ino[1], Satoshi Konishi[1], Yoji Someya[2], Joint Special Design Team for Fusion DEMO
[1]Kyotofusioneering Ltd., [2] QST

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 Bildg.3F No.34)

[3I01] Proliferation Resistance and Physical Protection of MSR

*Ritsuo Yoshioka[1], Yoichiro Shimazu[2], Takeshi Morita[1], Koji Ogasawara[1], Motoyasu Kinoshita[1] （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 Yoshizako[1], Shin Muraoka[1], Mitsutoshi mitsutoshi Suzuki[1], Shuichi Hasegawa[1] （1. School of Engineering, Nuclear Professional School, The University of Tokyo）

10:00 AM - 10:15 AM

©Atomic Energy Society of Japan

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、^{233}U、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、外部からの携行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 Yoshioka[1], Yoichiro Shimazu[2], Takeshi Morita[1], Koji Ogasawara[1], Motoyasu Kinoshita[1]

[1]International Thorium Molten-Salt Forum, [2]Beyond 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―

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.5[2)]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、一般の不特定の人の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 Yoshizako[1], Shin Muraoka[1], Mitsutoshi Suzuki[1], Shuichi Hasegawa[1]

[1]Nuclear 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 Bildg.3F No.34)

[3I03] Development and Demonstration of a Neutron Resonance Transmission Analysis System using a Laser Driven Neutron Source

*Jaehong Lee[1], Fumiaki Ito[1], Kota Hironaka[1], Mitsuo Koizumi[1], Jun-ichi Hori[2], Kazushi Terada[2], Akifumi Yogo[3] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. KYOTO UNIVERSITY, 3. OSAKA UNIVERSITY)

10:15 AM - 10:30 AM

©Atomic Energy Society of Japan

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 ^{6}Li 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。

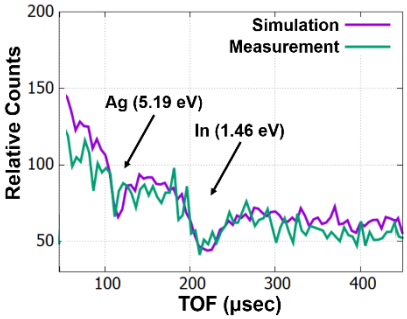


図 1 測定結果とシミュレーション計算による TOF スペクトル

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 Lee[1], Fumiaki Ito[1], Kota Hironaka[1], Jun-ichi Hori[2], Kazushi Terada[2], Akifumi Yogo[3] and Mitsuo Koizumi[1]

[1]JAEA, [2]Kyoto Univ., [3]Osaka Univ.

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 Bildg.3F No.34)

[3I04] Risk Communication in Energy Issues

*MIKIHIRO TADA[1] (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 Kitada[1] (1. INSS)

10:50 AM - 11:05 AM

[3I06] Measurement of Public Opinion on Nuclear Power Generation (14)

*Tomohiro Fujita[1] (1. INSS)

11:05 AM - 11:20 AM

[3I07] Analysis on the relationship between opinion and knowledge possessed for nuclear power generation

*Makoto Takahashi Takahashi[1], Saki Watanabe[1], Ryuma Shineha[2] (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 Shiino[1], Makoto Takahashi[1], Ekou Yagi[2] (1. Tohoku Univ., 2. Osaka Univ.)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

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)

*夛田 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] 木下冨雄(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.

*Mikihiro Tada[1]

[1]Institute 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 Kitada[1]
[1]Institute 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 Fujita[1]

[1]Institute 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の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 Takahashi[1], Saki Watanabe[1] and Ryuma Shineha[2]

[2] [1]Tohoku Univ. / [2]Osaka 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. 各項目の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。

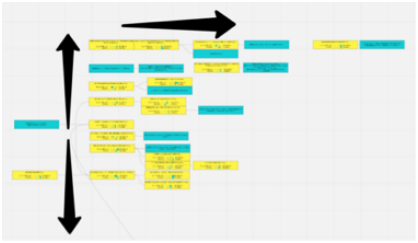


Fig.1 意見の構造化結果の例

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、双方の態度の人の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 Shiino[1], Makoto Takahashi[1], Ekou Yagi[2]
[1]Tohoku Univ., [2]Osaka 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 Bildg.3F No.34)

[3I09] Residents' Attitudes towards Shelter-in-place: The Case of Mito City, Ibaraki Prefecture

*Fumie Yamaguchi[1], Shogo Takahara[1], Kazuya Yamamoto[1], Naoya Sekiya[2] (1. JAEA, 2. UTokyo)

2:45 PM - 3:00 PM

[3I10] About ethical issues in the practice of dialogue

*Yoshihito Takeda[1] (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 Oiso[1] (1. INSS)

3:15 PM - 3:30 PM

[3I12] Differences in Knowledge and Experience regarding Radiation Risk between the Public and Experts

*REIKO KUWAGAKI[1], MOTOKO KOSUGI[2], TOMOKO TSUCHIYA[3] (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 Oba[1], Noboru Yanase[2], Ryota Matsui[3] (1. JAEA, 2. Nihon Univ., 3. Yamanashi Prefectural Univ.)

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

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ら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（α= .79）、②**災害の被害に遭う可能性**:6 項目 5 件法（α= .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（α= .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 α= .85、原子力防災に関する用語の認知 α= .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（α= .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（α= .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（β= .18, p<.01）、原子力災害発生時の健康被害想定が高いほど（β= .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), I_51-I_63.

*Fumie Yamaguchi[1], Shogo Takahara[1], Kazuya Yamamoto[1], and Naoya Sekiya[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Tokyo 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タリー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 Takeda[1]
[1]Hokkaido 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, Kuwagaki[1], Motoko Kosugi[2], Tomoko Tsuchiya[3]

[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]
[1]JAEA，[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 Oba[1], Noboru Yanase[2] and Ryota Matsui[3]
[1]JAEA, [2]Nihon Univ., [3]Yamanashi 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 Bildg.4F No.42)

[3J01] A Framework of RI-PB Design Application for Seismic Events

*Noa Matsumaru[1], Yasuki Ohtori[1], Hitoshi Muta[1], Toshiaki Sakai[2], Yoshifumi Katayama[3] (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 Ogawa[1], Shota Terayama[1], Yasuki Ohtori[1], Hitoshi Muta[1] (1. TOKYO CITY UNIVERSITY)

9:45 AM - 10:00 AM

[3J03] Evaluation of Seismic Diversity of SSC system in PRA

*Katayama Yoshifumi[1], Yasuki Ohtori[2], Toshiaki Sakai[3], Hitoshi Muta[2] (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 Ohara[1], Yasuki Ohtori[1], Hitoshi Muta[1], Yoshifumi Katayama[2], Toshiaki Sakai[3] (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 Watanabe[1], Shudai Fujimoto[2], Shuhei Matsunaka[3], Bumpei Fujioka[4], Ryusuke Haraguchi[5], Takashi KATO[6], Kensuke Toyoshima[7] (1. TEPCO HD, 2. KEPCO, 3. TEPSYS, 4. HGNE, 5. MHI, 6. TOSHIBA ESS, 7. NEL)

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

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]，大鳥靖樹[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

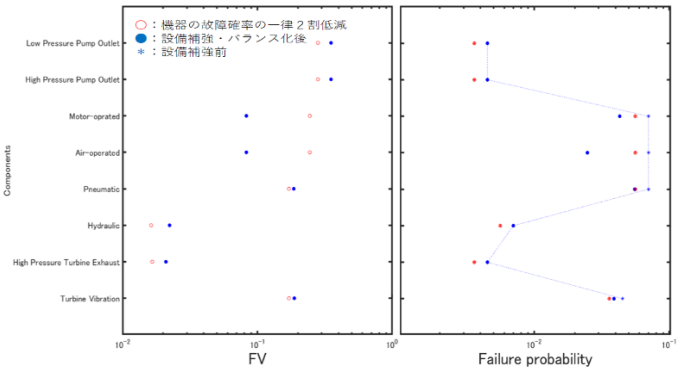
抄録　RI-PB 設計手法構築の一環として、既設の原子力発電所プラントのシステムの FT に対して FV 重要度を指標としたバランス化を行い、FV 重要度と損傷確率を比較した結果について報告している。

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 Vaishanav 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はなく拘束条件が機能していることがわかる。



(a)FV　　(b)機器故障率

図　HPI 系の機器の評価結果

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] Vaishanav 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 Matsumaru[1], Yasuki Ohtori[1], Hitoshi Muta[1], Toshiaki Sakai[2] and Yoshifumi Katayama[3]

[1]Tokyo City Univercity, [2]CRIEPI, [3] Chuden 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、Vaishanav 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 10^2～10^5 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。

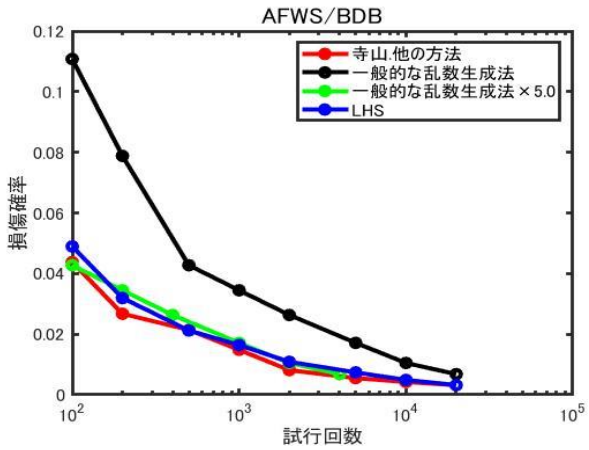


図 AFWS における乱数生成法毎の分布

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] Vaishanav P., et al., Nuclear Engineering and Design 370 (2020) 110899

*Daichi Ogawa[1], Shota Terayama[1] and Yasuki Ohtori[1] and Hitoshi Muta[1]
[1]Tokyo 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。

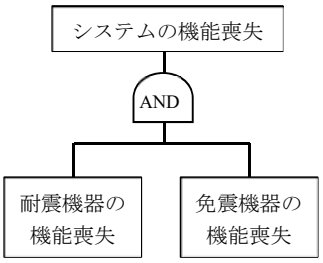


図-1 対象システム(2 基)

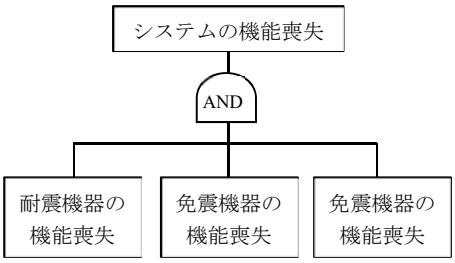


図-2 対象システム(3 基)

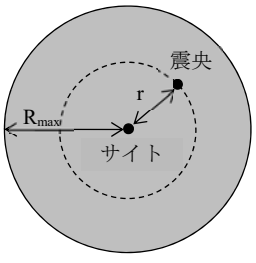


図-3 領域震源

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 Katayama[1], Yasuki Ohtori[2], Toshiaki Sakai[3] and Hitoshi Muta[2]
[1]Chuden Engineering Consultant., [2]TCU, [3]CRIEPI

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ダル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、スペクトルモーダル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ダル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。

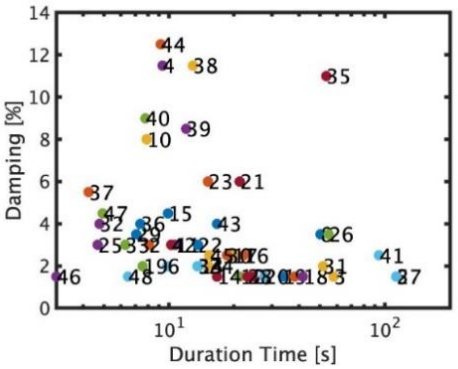


図　継続時間と等価減衰の関係

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 Ohara[1], Yasuki Ohtori[1], Hitoshi Muta[1], Yoshifumi Katayama[2] and Toshiaki Sakai[3]

[1]TCU, [2]CEC, [3]CRIEPI

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

*渡邉　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，[5]MHI，[6]東芝 ESS，[7]NEL

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。

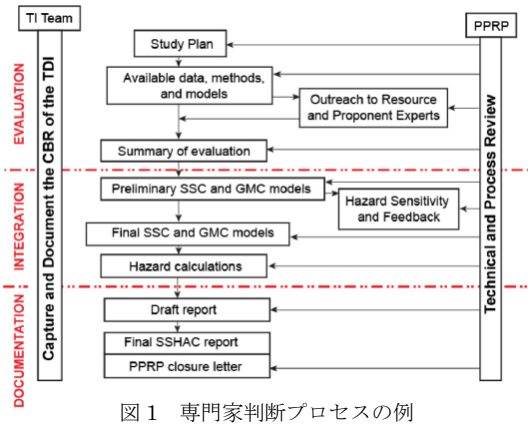


図 1　専門家判断プロセスの例
（SSHAC レベル 2 の場合，NUREG-2213 より転載）

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 Watanabe[1], Shudai Fujimoto[2], Shuhei Matsunaka[3], Bumpei Fujioka[4], Ryusuke Haraguchi[5], Takashi Kato[6] and Kensuke Toyoshima[7]

[1]TEPCO HD, [2]KEPCO, [3]TEPSYS, [4]HGNE, [5]MHI , [6]TOSHIBA ESS, [7]NEL

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 Bildg.4F No.42)

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

*Daichi Nagai[1], Koji Tasaka[1], Koji Shirai[1] (1. CRIEPI)

10:55 AM - 11:10 AM

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

*YUZURU EGUCHI[1], TAKAHIRO MURAKAMI[1], KOSUKE NAMBA[1], YASUO HATTORI[1] (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 Hanai[1], Satoshi Shinzaki[1], Takamasa Kurokawa[1], Kensuke Toyoshima[1], Masayuki Hijiya[1], Sunghyon Jang[2], Akira Yamaguchi[2] (1. NEL, 2. UTokyo)

11:25 AM - 11:40 AM

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

*Xiaoyu Zheng[1], Hitoshi Tamaki[1], Tomoyuki Sugiyama[1] (1. JAEA)

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

内部溢水 PRA における溢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

内部溢水 PRA における溢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溢水伝播特性は、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、これら溢水伝播特性を適用した溢水伝播解析を試行した。

キーワード：内部溢水 PRA，溢水伝播，非水密扉，フラジリティ曲線

1. はじめに：内部溢水 PRA における、従来の溢水伝播評価手法[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、溢水伝播解析に適用した。

2. 非水密扉の溢水伝播特性： 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. 溢水伝播解析：図 1 に溢水伝播解析モデル、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）を比較した溢水伝播解析例を示す。溢水量は 3.8 m^3/min (1000 gpm)の中規模溢水、溢水発生エリアと隣接エリアの床面積はそれぞれ 100 m^2 とした。床ドレン排出量は隣接エリアのみ 1.3 m^3/min (350 gpm)とした。溢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、溢水発生エリアでは蓄水効果が顕著となる一方、隣接エリアへの溢水伝播時間が大幅に遅延し、溢水発生後約 30 分は溢水が伝播しないことわかる。

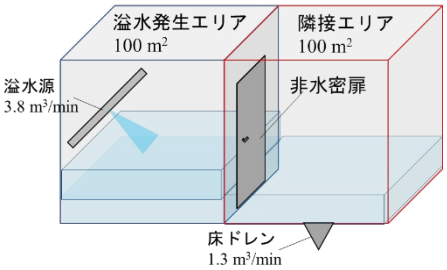


図 1　溢水伝播解析モデル

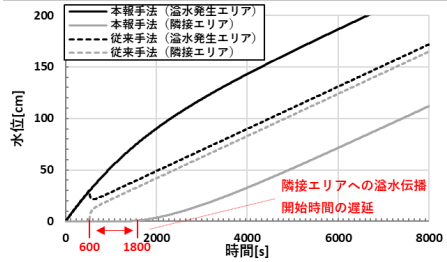


図 2　隣接エリアへの溢水伝播評価例

4. まとめ：本報手法の適用により、溢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 Nagai[1], Koji Shirai[1] and Koji Tasaka[1]
[1]CRIEPI

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ともに，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[1m^2]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。

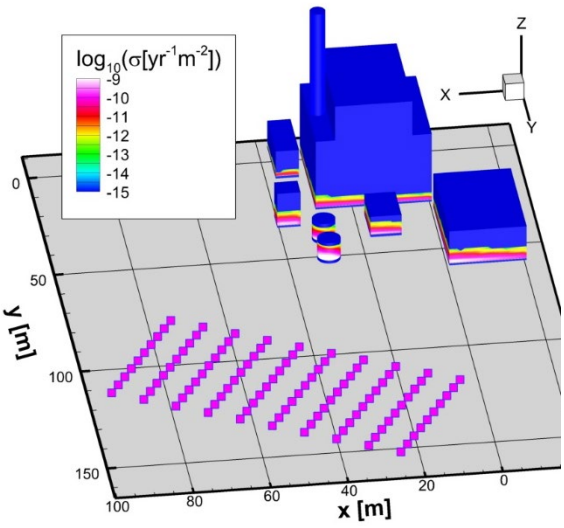


図 1　単位表面積当たりの年衝突確率（常用対数値）［手前の■が 10×10 個の飛来物，奥が仮想ターゲット（原子炉建屋の高さ 30m，煙突の地面からの高さ 50m）］

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 Eguchi[1], Takahiro Murakami[1], Kosuke Namba[1] and Yasuo Hattori[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

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]，新﨑　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（発生確率に拠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。

$$W_{After} = \begin{cases} \dfrac{p_i(t_k)}{p_i'(t_k)} W_{Before} & (\text{事象 i 発生時}) \\ \dfrac{(1-p_i(t_k))}{(1-p_i'(t_k))} W_{Before} & (\text{事象 i 未発生時}) \end{cases} \quad (1)$$

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。

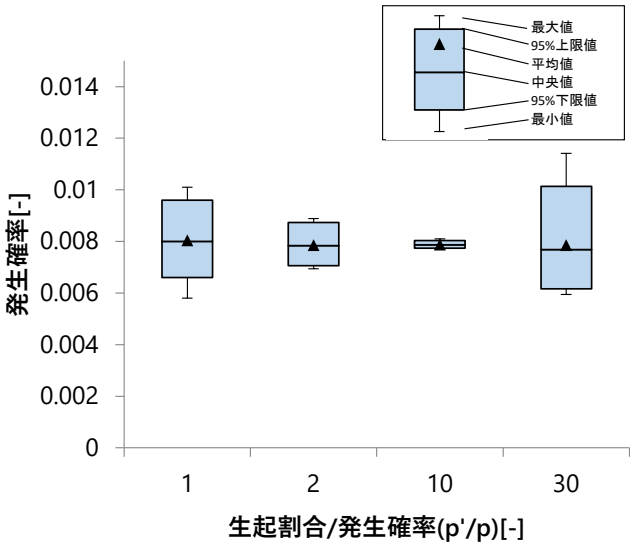


図 1　2 系統同時機能喪失の発生確率の評価結果

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 Hanai[1], Satoshi Shinzaki[1], Takamasa Kurokawa[1], Kensuke Toyoshima[1], Masayuki Hijiya[1], Sunghyon Jang[2] and Akira Yamaguchi[2]
[1] NUCLEAR ENGINEERING, Ltd., [2] The University of Tokyo.

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、事故発生の偶然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 の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、系統や機器（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。

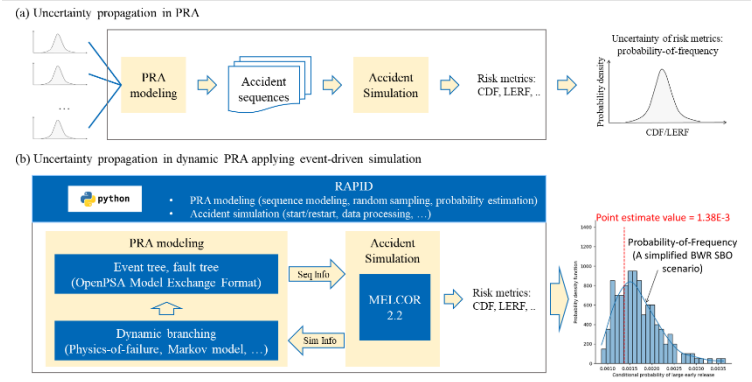


図 1 PRA と動的 PRA による認識論的不確かさ評価方法の比較

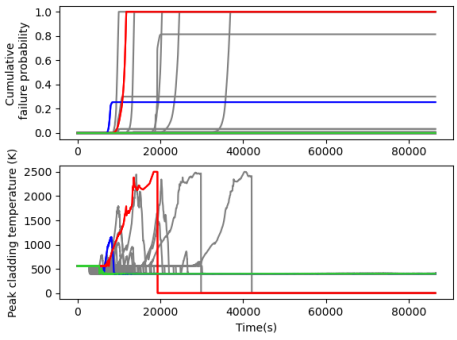


図 2 事故シーケンスに依存する故障率の例

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 Zheng[1], Hitoshi Tamaki[1] and Tomoyuki Sugiyama[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

General Meeting

[3J_GM] The 11st General Meeting of Risk Division

Fri. Sep 9, 2022 12:05 PM - 12:55 PM Room J (E1 Bildg.4F No.42)

[3J_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Fri. Sep 9, 2022 12:05 PM - 12:55 PM Room J)

[3J_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network | Risk Science and Technology Division

[3J_PL] Improvement activities for domestic NPPs' PRA

Improvement of PRA toward Risk-Informed Applications

Chair: Yu Maruyama (JAEA)

Fri. Sep 9, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room J (E1 Bildg.4F No.42)

[3J_PL01] NRRC Activities for Good PRA

*Kazuo Sakuramoto[1] (1. CRIEPI)

[3J_PL02] Improvement of PRA at Ikata Unit 3

*Nozomu Hashimoto[1] (1. YONDEN)

[3J_PL03] Challenges emerging from PRA model refinement

*Go Hasada[1] (1. TEPCO HD)

©Atomic Energy Society of Japan

2022年秋の年会

リスク部会セッション

PRA の高度化の活動 —リスク情報の活用に着目した PRA の改善—

Improvement activities for domestic NPPs' PRA
- Improvement of PRA toward Risk-Informed Applications -

（1）PRA の高度化に関する電中研 NRRC の取り組み

(1) NRRC Activities for Good PRA

*桜本　一夫
（一財）電力中央研究所　原子力リスク研究センター

1. はじめに

PRA は、原子力発電所の設置許可、安全性向上届出において実施されるとともに、原子力発電所の日々の運用における安全性向上に有効なリスク情報を提供することに活用されている。リスク情報のプラント運用への適用の推進にあたり、国内外の専門家による技術会議（NRRC 技術諮問委員会）、PWR 及び BWR の PRA 高度化プラントを対象とした PRA 海外専門家レビューを推進し、海外の実践（State of the practice）PRA と同レベルとなるように、国内整備に向けた PRA の見直し及び技術検討を行い、PRA の高度化を支援してきた。

本稿では、NRRC において実施している、リスク情報の活用に着目した PRA の高度化の活動と改善の活動について紹介する。

2. NRRC の取り組み

NRRC は、RPA に必要となる技術やノウハウを獲得するための研究開発拠点として発足し、最新手法を研究開発し用いることで、電力事業者のリスク情報活用を支援している。NRRC では、研究開発のために３チーム体制を構成し、リスク情報活用推進チームにおいて、PRA パラメータ整備、PRA の外部レビュー、人材育成などと通じて、PRA の改善に寄与している。

3. PRA パラメータ整備

NRRC では、我が国の PRA 用パラメータを整備するため、パラメータ整備 WG を設置し、世界標準に則ったデータ収集方法と体制の構築を進め、パラメータ評価手法の技術検討を行っている。NRRC では、各電力事業者が収集したプラント個別データを集約して、電力事業者共通の機器故障率データを推定・提供するだけでなく、共通原因故障、アンアベイラビリティ時間、外部電源喪失発生頻度などの技術検討も行っている。

4. PRA の外部レビュー

日本の PRA は世界標準（State-of-the-Practice）より見劣りする部分（起因事象項目、人間信頼性評価手法、故障率データなど）があるため、PWR、BWR の代表プラントを決め、海外の PRA 専門家のレビューを受け PRA モデルの高度化を図っている。また、レビューの成果については NRRC 技術諮問委員会において、国際的権威から助言を受けている。

5. 人材育成

リスク情報を活用した意思決定の今後の継続的な実施を見据え、PRA を含む必要な機能を担う人材を育成する必要があり、職務やレベルに応じて、①PRA およびリスク情報活用基礎教育（導入編）、②PRA 実務者育成教育（PRA 実務者編）、③リスク情報活用教育（発電所リーダー編）の３つの育成プログラムを活用して人材育成に取り組んでいる。

---

*Kazuo Sakuramoto

Nuclear Risk Research Center (NRRC), Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI)

2022年秋の大会

リスク部会セッション

PRA の高度化の活動 —リスク情報の活用に着目した PRA の改善—

Improvement activities for domestic NPPs' PRA
- Improvement of PRA toward Risk-Informed Applications -

（2）伊方 3 号機における PRA の高度化について

(2) Improvement of PRA at Ikata Unit 3

*橋本　望[1]，山下　博文[1]，岡本　直道[1]，片上　雄介[1]
[1]四国電力（株）

1. 伊方３号プロジェクトの活動

伊方発電所の安全性向上のための取り組みとして、従前より設備の保全重要度の設定や施設定期検査時におけるリスク評価・管理などに確率論的リスク評価（PRA：Probabilistic Risk Assessment）を適用し、発電所のリスク管理に活用してきた。

平成 27 年 1 月より、一般財団法人電力中央研究所原子力リスク研究センター（NRRC）の支援を得て、伊方 3 号機を国内加圧水型原子炉（PWR）のパイロットプラントとし、海外で実践されている現実に即した PRA（Good PRA）の構築に向けた PRA の改善活動「伊方 3 号プロジェクト」を開始した。

本プロジェクトでは、NRRC の技術諮問委員会（TAC）の提言に基づき、PRA モデルのイベントツリー等の高度化、PRA パラメータの高度化、人間信頼性評価の高度化等を行い、その成果を伊方 3 号機の初回の安全性向上評価に活用した。

2. 海外の PRA 専門家によるレビュー

平成 29 年 1 月より NRRC の支援を受け、海外の PRA 専門家によるレビューを実施している。これまで合計 7 回のレビューにより、地震 PRA、出力運転時及び停止時の内的事象 PRA を対象としたレビューの他、レビューコメントの技術課題への対応方針に関する議論等を実施している。レビュー結果を受け、海外の最新知見を取り入れた起因事象発生頻度の評価、最適条件での成功基準解析の実施、PRA モデル説明書への根拠情報の記載充実等の改善を進めている。

- 第 1 回(2017 年) ：地震レベル 1&2
- 第 2 回(2017 年) ：出力運転時内的事象レベル 2
- 第 3 回(2018 年) ：出力運転時内的事象レベル 1（1 回目）
- 第 4 回(2018 年) ：出力運転時内的事象レベル 1（2 回目）
- 第 5 回(2019 年) ：停止時内的事象レベル 1
- 第 6 回(2020 年) ：実施済みレビューに対するフォローアップ等
- 第 7 回(2021 年) ：実施済みレビューで受けたコメントへの対応方針確認

3. レビューコメントへの対応方針

レビューで受けた指摘事項、改善提案への対応を合理的かつ計画的に進めるため、図 1 に示すフローに基づき対応方針を分類した。NRRC 研究においてパラメータ整備（機器故障率、共通要因故障パラメータ、待機除外時間パラメータ）等が進められているものはその成果を活用することとし、その他のコメントに対しては、技術的課題の有無や PRA の評価結果への影響の大きさ等から対応方針を分類し、技術検討並びに PRA モデル及びモデル説明書への反映を進めている。反映した内容については、海外 PRA 専門家にフォローアップレビューを受ける予定である。

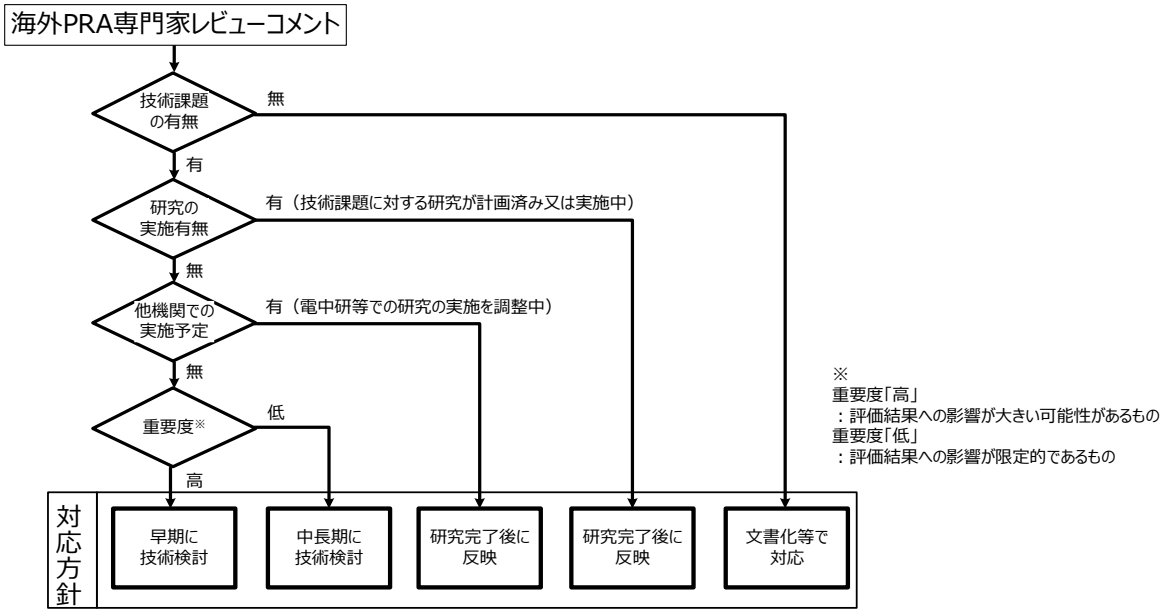


図 1　海外 PRA 専門家レビューコメントの対応方針分類フロー

4. レビューコメントへの対応

レビューコメントへの対応例として、稀有な起因事象の発生頻度評価の改善を実施した。PRA の高度化以前は、工学的判断に基づく頻度推定、または、日米の発生実績及び運転時間に基づく単純な頻度評価（日米の発生実績÷日米の運転時間）であったが、米国 PRA 知見及び運転実績を考慮した事前分布に対して国内データでベイズ更新する評価方法に改善した。国内実績のみでは推定が困難な稀有事象について、その不確かさを含めた起因事象発生頻度の評価精度の向上が図られた。

5. PRA の高度化とリスク情報の活用

伊方 3 号機の初回の安全性向上評価において､PRA の結果から抽出した追加措置を紹介する｡通常運転中、保修のため原子炉補機冷却水ポンプを待機除外する際、原子炉補機冷却水系統の負荷を制限する運用を追加措置として抽出し、同運用を整備した。具体的には、保修によりポンプを待機除外している間に運転ポンプが故障した場合、他の運転ポンプが過負荷により停止して原子炉補機冷却水系統機能が全喪失する事故シナリオのリスク寄与が大きいことを特定できた。このため、ポンプを待機除外する際は予め原子炉補機冷却水系統の負荷制限を図り、過負荷によるポンプ停止を防ぐ運用を整備した。TAC 提言に基づく PRA の高度化により、系統の構成機器をフォールトツリーでモデル化することで、個々の機器の待機除外や故障の組み合わせによって系統機能喪失頻度の評価が可能となり、同事故シナリオのリスク寄与が大きいことを把握できた。PRA の高度化前には特定できなかった事故シナリオであり、高度化により具体的な発電所の安全性向上に繋がった事例である。

PRA の高度化により、発電所のリスクに対して有意な事故シナリオを特定できる他、設備や運転操作のより現実的なリスク寄与の大きさを把握することが可能となる。発電所の設備情報、運用情報を PRA モデルの設計情報として適宜反映し、PRA から得られるリスク情報を発電所マネジメントへ活用（リスク情報を活用した意思決定：Risk-Informed Decision-Making:RIDM）することで、プラント全体のリスク低減と安全・安定運転の継続をより強固なものとしたい。

*Nozomu Hashimoto[1], Hirofumi Yamashita[1], Naomichi Okamoto[1] and Yusuke Katakami[1]
[1]Shikoku Electric Power CO.,Inc.

2022年秋の大会

リスク部会セッション

PRA の高度化の活動 —リスク情報の活用に着目した PRA の改善—

Improvement activities for domestic NPPs' PRA
- Improvement of PRA toward Risk-Informed Applications -

（3）PRA モデルの高度化から見えてきた課題

(3) Challenges emerging from PRA model refinement

*羽佐田 剛[1]，喜多 利亘[1]，寶田 翔[1]
[1]東京電力ホールディングス(株)

1. 緒言

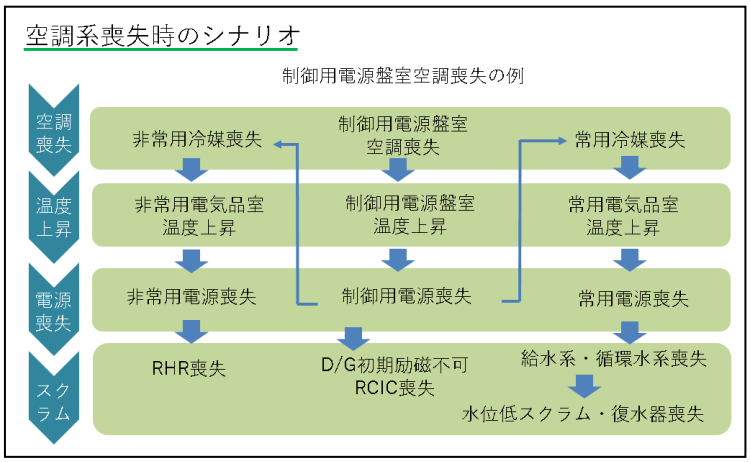
当社では福島第一原子力発電所事故の反省も踏まえ，原子力の安全性向上について更なる高みを目指すため，PRA の活用等をはじめリスクに向き合い安全性を継続的に向上させる取組を進めている。また，電事連大では発電所の継続的な安全性向上を目指した取り組みとして、リスク情報に基づく意思決定（RIDM）を導入しており、リスクを定量化できる PRA から得られる知見を活用している。

RIDM の実践、適用拡大には高品質な PRA が必要であり、国際水準に比肩する PRA（Good PRA）の構築に向け、柏崎刈羽発電所 7 号機を国内沸騰水型原子炉（BWR）電力のパイロットプラントとする PRA の改善活動「KK-7 プロジェクト」を一般財団法人電力中央研究所原子力リスク研究センター（NRRC）の支援を得て開始した。この中で，海外の PRA 専門家によるレビューを通じて得られた情報に基づき PRA の改善を進めている。

2. 高度化から見えてきた課題

当社ではこれまで柏崎刈羽発電所 7 号機の各種 PRA において様々なモデルの高度化を実施している。当社が目指す高度化とは，ただ単純にモデルを精緻化することに拘るのではなく，実用的に使うことが可能で適切なリスクプロファイルを導き出すための手段を構築することである。

モデルの高度化を実施していく中で新たな課題も見えてきており，空調系機能喪失の大きなリスク寄与を認識している。モデル高度化の中で電気品室を対象に簡易的な室温評価は行ったものの，空調系機能喪失によって短期間で室温が電源盤の設計上限温度に到達する評価となっており，その評価を基に CDF を算出しているため現実的な評価となっていない可能性がある。また，空調系機能喪失時の緩和手順が定められていないため，PRA モデル上でも緩和策に期待できず，同様に CDF が高く評価されている可能性が考えられる。空調系機能の喪失に対しては、より現実的な条件に基づく温度評価の実施、空調系機能喪失時の対応手順の明確化、電源盤の耐熱性の見直し等を検討していく。



---

*Go Hasada[1], Toshinobu Kita[1], Sho Takarada[1]
[1]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc

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 Bildg.4F No.42)

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

*Sunghyon Jang[1], Akira Yamaguchi[2], Tomomi Hanai[3], Satoshi Shinzaki[3], Takamasa Kurokawa[3], Kensuke Toyoshima[3], Masayuki Hijiya[3] (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 Mori[1], Yuki Morishita[1], Akio Yamamoto[1], Tomohiro Endo[1] (1. Nagoya Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM

[3J12] Importance Measure Considering Common Cause Failure

*Yasuki Ohtori[1], Hitoshi Muta[1], Toshiaki Sakai[2] (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 Takeda[1], Masaki ONODERA[1], Shintaro YAGI[1], Tomoaki SUENAGA[1], Harunaga YANAGAWA[1], Kiyoshi NAKAJIMA[1], Junji ETO[1], Hiroshi SUZUKI[1] (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 Onodera[1], TOshiyuki Takeda[1], Shintaro Yagi[1], Tomoaki Suenaga[1], Harunaga Yanagawa[1], Kiyoshi Nakajima[1], Junji Eto[1], Hiroshi Suzuki[1] (1. MRI)

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

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]，新﨑　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）→行う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。

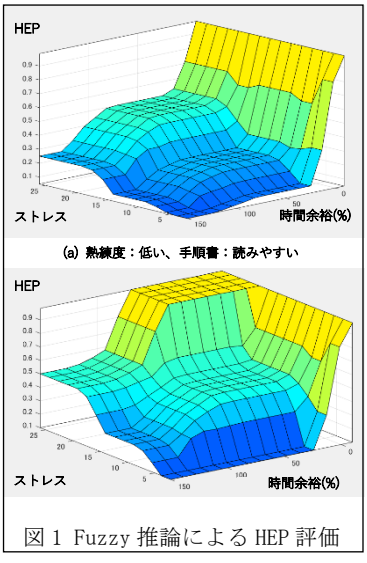


図 1 Fuzzy 推論による HEP 評価

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、1O06、2019 年原子力学会秋の大会、[3] 張承賢他、1O07、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 Jang[1], Akira Yamaguchi[2], Tomomi Hanai[3], Satoshi Shinzaki[3], Takamasa Kurokawa[3], Kensuke Toyoshima[3] and Masayuki Hijiya[3] [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。

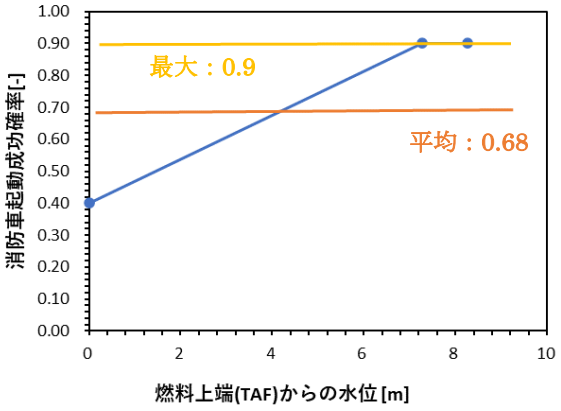
キーワード：CMMC 法，確率論的リスク評価，人的因子，SFP

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を想定し、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。



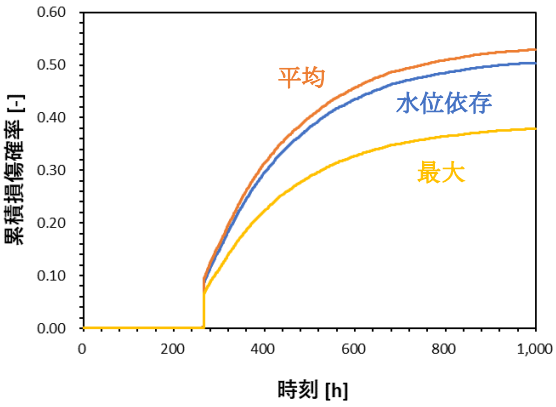


図 2　累積燃料損傷確率

*Kaito Mori[1], Yuki Morishita[1], Akio Yamamoto[1] and Tomohiro Endo[1]
[1]Nagoya Univ.

共通原因故障を考慮した重要度指標の提案
（2）地震起因で表出しうる未想定の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

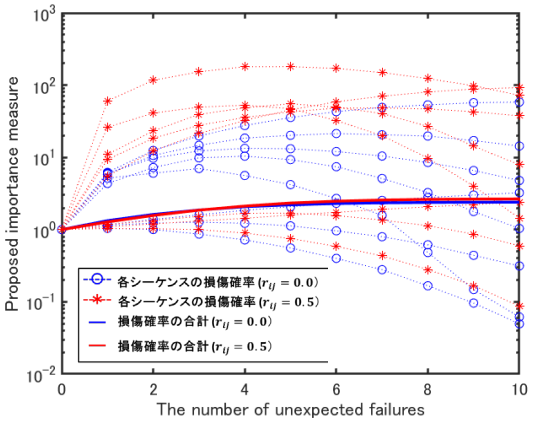
1. 緒言　原子力発電施設のような複雑かつ大規模なシステムでは、設計ミスや設計・評価時には想定しなかった原因等により機器が正常に機能しない可能性を完全否定することは難しい。特に、地震等の自然外部事象の分野は、設計・評価時には未想定であった損傷モードで損傷したことにより学問が発展してきた歴史がある。本稿では、地震の発生前には未想定であった原因により複数機器が同時・多重に損傷することを考慮して、システムの脆弱性を定量化する指標を提案する。

2. 未想定の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、未想定の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。

$$IM_{unexpected\ failure} = Prob\left(failure|r_{ij},n\right)/Prob\left(failure|r_{ij},n=0\right) \quad (1)$$

2-2. 例示計算　Vishanav 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。未想定の機器の故障は 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、未想定の機器の多重故障に対する耐性の指標を提案し、地震起因の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] Vaishanav, P. et al., Gupta, A., and Bodda, S., Nuclear Engineering and Design, 370 (2020) 110899

*Yasuki Ohtori[1], Hitoshi Muta [1] and Toshiaki Sakai[2]

[1]Tokyo City University, [2]CRIEPI

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 Takeda[1], Masaki Onodera[1], Shintaro Yagi[1], Tomoaki Suenaga[1], Harunaga Yanagawa[1], Kiyoshi Nakajima[1], Junji Eto[1] and Hiroshi Suzuki[1]

[1]Mitsubishi 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 Onodera[1], Toshiyuki Takeda[1], Shintaro Yagi[1], Tomoaki Suenaga[1], Harunaga Yanagawa[1], Kiyoshi Nakajima[1], Junji Eto[1] and Hiroshi Suzuki[1]

[1]Mitsubishi 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 Bildg.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 Kumagai[1], Kazuma Hirosaka[1], Naotomo Maruyama[2], Yusuke Minakawa[2] (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 Hidaka[1], Gaku Shoji[1] (1. University of Tsukuba)

10:30 AM - 10:45 AM

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

*Ryuki Tahara[1], Yasutomi Morimoto[1], Daisuke Koike[2], Yasuharu Kimura[2], Masanori Ijichi[2], Paul Boyadjan[3] (1. JGC, 2. IHI, 3. NuScale Power)

10:45 AM - 11:00 AM

[3K04] Technical Demonstration for NuScale " VOYGR™"

*Daisuke Koike[1], Satoru Kai[1], Yasutomi Morimoto[2], Paul Boyadjan[3] (1. IHI, 2. JGC, 3. NuScale Power)

11:00 AM - 11:15 AM

[3K05] Technical Demonstration for NuScale " VOYGR™"

*Eiji Kawada[1], Yuuki Sato[1], Shunji Kataoka[1], Tomoyuki Umezawa[1], Tsuyoshi Fujita[1], Shinichi Aya[1], Yasutomi Morimoto[1], Daisuke Koike[2], Paul Boyadjan[3] (1. JGC, 2. IHI, 3. NuScale Power)

11:15 AM - 11:30 AM

[3K06] Technical Demonstration for NuScale " VOYGR™"

*Yuki Sato[1], Shunji Kataoka[1], Eiji Kawada[1], Yasutomi Morimoto[1], Tomoyuki Umezawa[1], Takahisa Kawase[2], Daisuke Koike[3], Paul Boyadjan[4] (1. JGC, 2. Kajima, 3. IHI, 4. NuScale Power)

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

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、局部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。

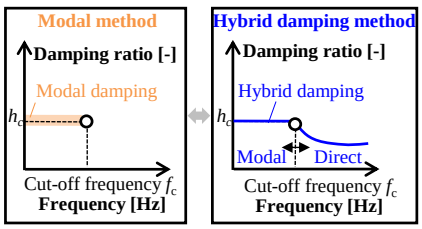


Fig. 1 Schematic drawings of error estimation method with hybrid damping

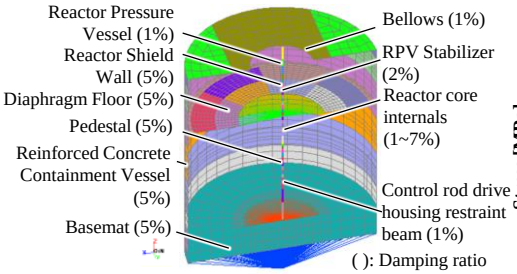


Fig. 2 Analysis model with multiple damping properties

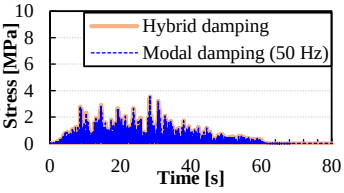


Fig. 3 Time histories of von Mises stress

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 Kumagai[1], Kazuma Hirosaka[1], Naotomo Maruyama[2] and Yusuke Minakawa[2]
[1]Hitachi, Ltd., [2]Hitachi-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

*日髙 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，多質点系はリモデル，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。

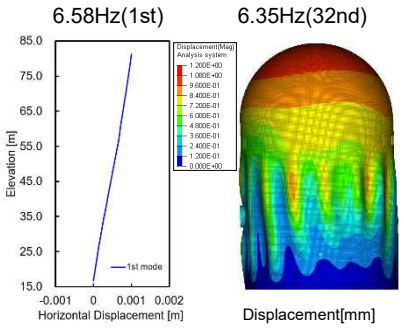


図 1 固有値及び固有モード

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.

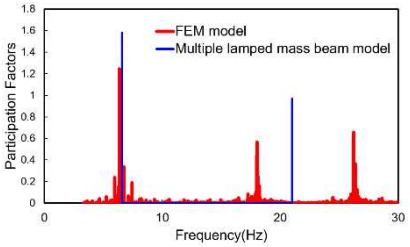


図 2 刺激係数の比較

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。

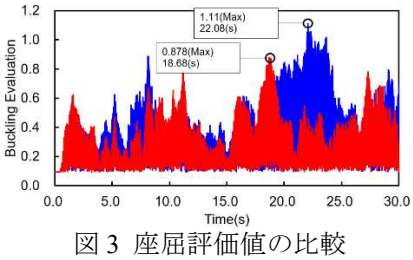


図 3 座屈評価値の比較

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]日髙慎士郎,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 Hidaka[1] and Gaku Shoji[1]

[1]University of Tsukuba.

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 Boyadjan[3]

[1]日揮グローバル，[2]IHI，[3]NuScale 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。

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

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。

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 Tahara[1], Yasutomi Morimoto[1], Daisuke Koike[2], Yasuharu Kimura[1], Masanori Ijichi[2], and Paul Boyadjan[3]

[1]JGC, [2]IHI, [3]NuScale 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 Paul[3]

[1]IHI，[2]日揮グローバル，[3]NuScale Power

VOYGR™ は一体型設計の原子炉 NuScale Power Module（以下、NPM）を採用した原子力発電所である。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 Koike[1], Satoru Kai[1], Yasutomi Morimoto[2] and Boyadjan Paul[3]

[1]IHI, [2]JGC, [3]NuScale 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 Boyadjan[3]
[1]日揮グローバル，[2]IHI，[3]NuScale Power

日揮グローバルは石油・ガスプ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・ガスプ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 Kawada [1], Yuuki Sato[1],Shunji Kataoka[1], Tomoyuki Umezawa[1], Tsuyoshi Fujita[1], Shinichi Aya[1], Yasutomi Morimoto[1], Daisuke Koike[2], and Paul Boyadjan[3]

[1]JGC, [2]IHI, [3]NuScale 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 Boyadjan[4]
[1]日揮グローバル，[2]鹿島建設，[3]IHI，[4]NuScale 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 Sato[1], Shunji Kataoka[1], Eiji Kawada[1], Yasutomi Morimoto[1], Tomoyuki Umezawa[1], Takahisa Kawase[2], Daisuke Koike[3], and Paul Boyadjan[4]

[1]JGC, [2]Kajima, [3]IHI, [4]NuScale Power

General Meeting

[3K_GM] The 42nd General Meeting of Operation and Power Division

Fri. Sep 9, 2022 12:05 PM - 12:55 PM Room K (E1 Bildg.4F No.43)

[3K_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Fri. Sep 9, 2022 12:05 PM - 12:55 PM Room K)

[3K_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network | Operation and Power Subcommittee

[3K_PL] Activites for restart of nuclear power plants over 40 years old and Aging-management for safe long-term operation of nuclear power plants

Chair: Takashi Takata (UTokyo)

Fri. Sep 9, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room K (E1 Bildg.4F No.43)

[3K_PL01] KEPCO's Mihama Unit 3 Activites for Restart and Long Term Operation

*Akira Tanahashi[1] （1. KEPCO）

[3K_PL02] ATENA's Initiatives on Aging Management for Safe Long Term Operation of Nuclear Power Plants

*Hirohisa Tanaka[1] （1. ATENA）

©Atomic Energy Society of Japan

2022年秋の大会

原子力発電部会セッション

原子力発電所の 40 年超プラントの再稼動対応および安全な長期運転に向けた経年劣化に関する取り組み

Activites for restart of nuclear power plants over 40 years old and Aging-management for safe long-term operation of nuclear power plants

（1）美浜３号機の再稼動および今後の長期運転に向けた取り組み

(1) KEPCO's Mihama Unit 3 Activites for Restart and Long Term Operation

*棚橋　晶[1]

[1]関西電力株式会社

1. はじめに

昨年 2021 年 6 月 29 日、美浜発電所 3 号機（加圧水型原子炉、定格熱出力 82 万 6 千 kW）は、新規制基準下において国内初となる 40 年超運転プラントとして、約 10 年ぶりとなる再稼動を実現した。再稼動に至るまでには、原子力規制庁による厳格な審査、数多くの新規制対応工事の実施、実施した工事の使用前検査等に対して、社内一丸となって取組みを行ってきた。

本稿では、これら取組みのうち、発電所の最前線で実施した新規制対応工事管理、使用前検査を含む再稼動時の準備や管理についての経験を紹介するとともに、現在進めている長期運転への理解に向けた取組みとして外部組織のレビュー活動について紹介する。

2. 美浜発電所の概要と主な新規制対応工事

美浜発電所は福井県敦賀半島の西側に位置しており、半島とは陸続きにはなっているものの、途中のアクセス道路は地域住民の生活道路かつ狭隘であることから、非常時以外には使用せず、発電所へは専用の橋梁から丹生湾を横断して入構する立地となっている。また、敷地面積は約 59 万 m^2 と弊社の発電所の中では最も小さな発電所である。（図 1）

図 1　美浜発電所全景（東日本大震災前に撮影）

プラント状況は 1 号機、2 号機は既に廃止措置中であり、唯一 1976 年 12 月に営業運転を開始した 40 年超の 3 号機が稼働中である。3 号機の新規制対応工事については原子炉設置変更許可申請等を 2015 年 3 月に初回申請し、2017 年 6 月に本格着工した。新規制基準においては、基準地震動（Ss）が大幅に引き上げられ、当社発電所の中でも最大の 993 ガルとなったことから、新規制対応工事においても耐震強化工事が中心となったことが特徴である。

3. 新規制対応工事及び使用前検査等の管理体制

新規制対応工事については美浜発電所の狭隘な敷地、発電所内のアクセス性、耐震対策等による多岐に渡る大規模工事に対して、安全を十分に確保しつつ円滑かつ早期に完了させることが求められた。また、新規制対応工事に伴い実施が必要な使用前検査や再稼動に伴い必要な機器点検等も抜けなく確実に実施する必要があった。

このため、発電所内に新規制対応工事を管理するエリア調整及び工程会議と再稼動に向けた活動を管理する再稼動検討会議の 2 つの会議体を新たに設置し、所員が主体的に活動を実施した。

3-1. エリア調整及び工程会議

従来、定期検査時における点検、補修工事は、技術課が機器保全を担当する保修課および、主要な協力会社（メーカー含む）を集め、一元的に工事エリア、時期調整を実施してきた。しかし、新規制対応工事では、1 日あたり数百件に及ぶ増改造工事、約 3,000 名に及ぶ作業員数が長期にわたり継続したことから、当初、管理不能に陥り大混乱をきたした。（図 2.3）

このため、発電所内を 10 箇所のエリアに区分し、それを管理する WG（ワーキンググループ）を発足させるとともに、4 つの機能別 WG を発足させた。各 WG は、各々業務を主に所管する課長級の職員を責任者として定め、主体的に調整を実施させた。

この WG は、関係する関電社員、協力会社（メーカー含む）社員で構成されており、毎週調整会議を実施するとともに、毎月 1 回、WG 全体への情報共有、および発電所幹部への状況報告を実施した。これにより、関係者全員が全体進捗を把握するとともに、課題を共有することで、迅速な対応策の立案や判断ができ、不測な工程遅延を防止できた。更に、毎月 1 回原子力事業本部との状況、課題の共有を行うことで、経営層のタイムリーな判断も可能となった。

図 2　格納容器外部遮蔽壁耐震補強工事

図 3　構台設置工事

3-2. 再稼動検討会議

新規制対応工事が上記 WG により順調に進捗していることを踏まえ、2019 年 5 月に再稼動を実施するにあたり必要な工事以外の課題（規制との整合確認、検査、訓練、通常機器点検等）に対しても計画的に準備を進めるため、新たな会議体として再稼動検討会議を発電所に発足させた。また、この会議体は、当初 6 つの WG から組織したが、工事終了間近の 2020 年 8 月には、3-1 項の WG も含め再稼動準備を中心とした会議体に再編した。（図 4）

この WG の責任者は 3-1 項で述べた WG が保修課主体で組織したものに対して、管理部門の課長級職員を中心に責任者を定め運用した。これにより発電所員がより一体感をもち再稼動に邁進することができた。

また、この WG においても、毎月 1 回の頻度で全体会議を開催し、各 WG の情報共有や発電所幹部への状況報告を行い、迅速な対応策の立案、判断を行うことで効果的な運用を実施した。

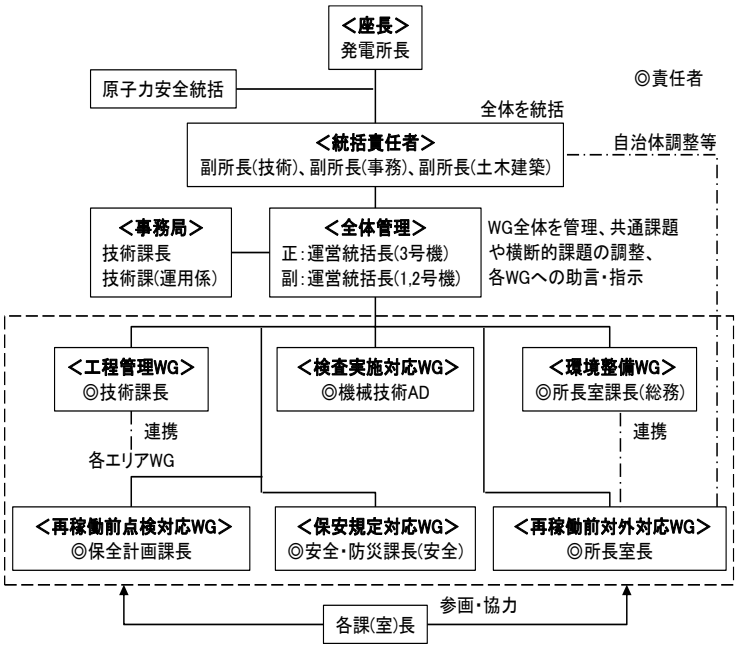


図 4　再稼働検討会議体制図

4. 再稼動時の取組み

4-1. 再稼動各ステップでのプラント点検

再稼動に際しては、プラントの停止期間が約 10 年にも及んだこと、国内初の 40 年を超えるプラントの起動であったことから、細心の注意を払っての稼働とするため、再稼動工程の各ステップにおいて重点的な点検・確認を実施した。

先ず、従来は各設備を所管する箇所に任せていた復水器真空上昇時、1 次冷却材系統水張前、1 次冷却材系統昇温・昇圧前の計 3 回のステップにおける点検を「総点検」と称し、発電所員、協力会社社員など延べ約 300 名の体制で実施した。また、点検に際しては、JANSI より米国 40 年超のプラントの経年劣化事象からプラントトリップ・出力変動事象に結びつく可能性のある経験部位について教示頂き、重点的に点検を実施した。

次に原子炉起動前、発電機並列前、一定熱出力運転到達後の計 3 回のステップにおける点検を「集中的な安全確認」と称し、発電所員、協力会社、先行再稼動の経験を有する大飯発電所員、当社 OB など延べ約 430 名の体制で確認を実施した。ここでは影響の大小に関わらず約 460 件の気づき事項を抽出し、直ちに処置を実施することで、確実な再稼動に繋げることができた。(図 5.6)

図 5　発電所幹部による意識づけ

図 6　赤外線による温度診断状況

4-2. プラント運営監視体制強化

美浜発電所における燃料装荷開始からの運営は、万一の事故発生に備え当社社員の協力会社員を合わせて、休日夜間も含め常に 49 名体制により行われている。再稼動に当たっては、燃料装荷から本格運転に至るまでの期間を「特別な監視体制期間」として、当社の特別管理職社員 11 名、協力会社社員（メーカーを含む）10 名以上を追加常駐させて不測な事態に備えた。

更に原子炉起動から定格熱出力一定運転に到達するまでの期間は「重要な局面」と位置づけ当社社員を 5 名増員、協力会社社員（メーカー含む）を 20 名増員して対応にあたった。この結果、昼夜を問わず様々な兆候や事象を捉え迅速な対応を行うことで、円滑な起動を行うことができた。(図 7)

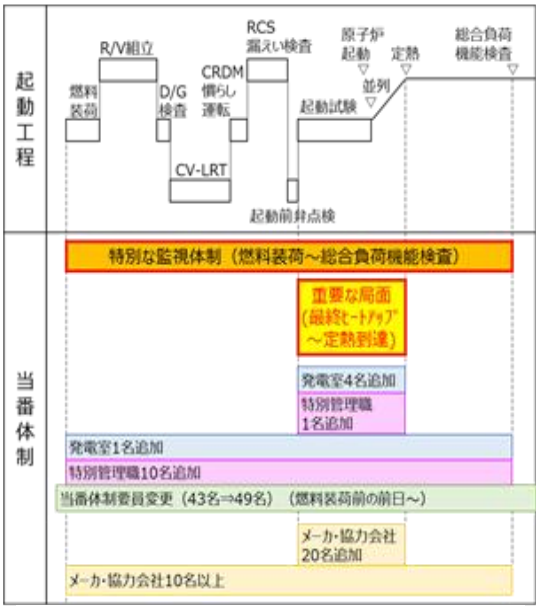


図 7　プラント運営監視強化体制

5. 今後の長期運転に向けた取組み

今回の新規制下での再稼動は、特定重大事故等対処施設が完成していないことにより、約 4 ケ月間の短期の運転期間であったが、今後運転開始後 60 年までの長期運転においては、更なる機器保全活動の充実、マネジメントを含む運用の充実を図っていく必要がある。これら改善活動については、社内の確認体制はもとより、外部専門家の意見を積極的に聴取し、改善活動に繋げる必要性がある。このため当社では、長期運転に

係る外部専門家レビューを受けるため、2022 年 5 月に国際原子力機関（IAEA）の SALTO（Safety Aspects of Long Term Operation）チームを美浜発電所に招聘することを決定した。この調査は約 5 年以上に亘り、調査から改善状況の確認まで行われるレビューであり、この調査を通して更なるプラント運営の改善を図っていくものである。（表 1）

表 1　SALTO レビューの分野

分野	項目	レビュー内容
分野A	長期運転のための組織/体制	関連する規制基準、LTOのための組織、方針 現行の安全解析書や他現行認可ベース文書 設計基準図書含めた構成/変更管理
分野B	長期運転のためのSSCスコープ及びプログラム、是正処置	SSCのスコーピング、スクリーニングの方法/基準 保守管理、ISI、サーベランス、水質管理　是正処置
分野C	機械設備の経年劣化管理	各機器/設備の経年劣化管理 AMP及びTLAA EQ管理、旧式化管理
分野D	電気/計装設備の経年劣化管理	
分野E	コンクリート構造物の経年劣化管理	
分野F	長期運転のための人的資源、力量及び知識管理	人的資源に関する方針と戦略 LTOに関する力量管理（訓練、資格認定等） LTOに関する知識管理と技術伝承

SSC：**S**tructures, **S**ystems and **C**omponents　構造物，系統および機器
AMP：**A**geing **M**anagement **P**rogram　経年劣化管理プログラム
TLAA：**T**ime **L**imited **A**geing **A**nalyses　期間限定経年劣化解析

5. まとめ

今回の美浜発電所 3 号機の再稼動に際しては、国内初の 40 年超運転プラントの再稼動ということで、注目度が非常に高く、極度な緊張感の下での再稼動であったが、当社社内、メーカー・協力会社が一丸となり、主体的に問題を解決し、一歩一歩着実に進めていくことで無事成し遂げることができた。

今後も緊張感をもって、プラント運営を行うとともに、外部レビュー等の意見に真摯に対応、改善活動を行うことで、地域の方々の信頼を得つつ、安全安定運転を行っていく。

*Akira Tanahashi[1]
[1]The Kansai Electric Power Co., Inc.

2022年秋の大会

原子力発電部会セッション

原子力発電所の 40 年超プラントの再稼動対応および安全な長期運転に向けた経年劣化に関する取り組み

Activites for restart of nuclear power plants over 40 years old and Aging-management for safe long-term operation of nuclear power plants

（2）安全な長期運転に向けた経年劣化管理に関する ATENA の取り組み

(2) ATENA's Initiatives on Aging Management for Safe Long Term Operation of Nuclear Power Plants

*田中 裕久[1]

[1]原子力エネルギー協議会（ATENA）

１．はじめに

福島第一原子力発電所事故の後、原子力産業界は、このような事故を二度と起こさないという強い決意の下、安全性向上に資する組織による原子力事業者への支援等を通じて、規制の枠に留まらないより高い次元の安全性確保に向けた取り組みを進めているところである。

ATENA は、このような原子力産業界の自律的かつ継続的な取り組みを定着させることを目的に、2018 年 7 月に、原子力事業者、メーカー及び関係団体など 19 の法人・団体を会員として設立され、「原子力産業界全体の知見・リソースを効果的に活用しながら、原子力発電所の安全性に関する共通的な技術課題に取り組み、自主的に効果ある安全対策を立案し、事業者の現場への導入を促すことにより、原子力発電所の安全性をさらに高い水準に引き上げる」ことをミッションとして活動を行っている。

現在、ATENA では、安全性向上に向けた重点項目の一つとして、安全な長期運転に向けた経年劣化管理に係る取組を行っている。

２．現状の取組

国内における経年劣化管理の取組と海外の知見を比較分析することにより、物理的な劣化に加え非物理的な劣化にも着目し、従来の取組を強化する以下の３つの分野を抽出し、それぞれに関するガイドを作成するなどの活動を実施している。

① 長期停止期間中の経年劣化管理 ②設計経年化管理 ③製造中止品管理

更に、①の取組に加え、プラント運転中も含めた経年劣化管理に係る取組として、８０年運転認可がなされている米国の知見などを参考に、経年劣化評価に関する知見拡充事項を取りまとめたレポートを作成し、現在もレポートの改訂に向け、更なる知見調査を実施しているところである。

また、上記の包括的な取組の他、運転経験から得られた新知見についても技術的共通課題と考えられるものは、個別にその解決等に向けた取組も行っており、現在は、大飯３号機加圧器スプレイ配管溶接部の粒界割れ事象を踏まえ、PWR 一次系ステンレス鋼配管粒界割れに関する知見拡充に取り組んでいるところである。

３．今後の取組

経年劣化管理に関する諸活動（研究開発、規格策定等）を戦略的・体系的に行っていくためには、最新知見・運転経験等を踏まえて課題を整理し、それらに基づき活動の方向性と達成目標を設定・実施していく機能が必要である。

そのため、ATENA に経年劣化知見拡充 WG を設置、関係機関が一堂に会し連携し、最新知見・運転経験等に係る情報を収集・分析することにより、活動計画（研究開発計画等）を策定・実行していく。

国内では４０年の運転期間を経験したプラントも現れ、知見は蓄積しつつあるものの、経年劣化管理に関する知見は常に更新・拡充していくべきものであるとの見地に立ち、ATENA としては、引き続き経年劣化管理に関する取組を行い、原子力発電所の安全な長期運転に貢献していく。

2022年秋の大会

*Hirohisa Tanaka[1]

[1]Atomic Energy Association

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 Bildg.4F No.43)

[3K07] Study on the improving the operation of nuclear regulatory inspections

*Shintaro Yagi[1], Junji Eto[1], Hiroki Sugino[1], Masaki Onodera[1], Kiyoshi Nakajima[1], Nobuaki yoshizawa[1], Kiyoteru Suzuki[1] (1. Mitsubishi Research Institute)

2:45 PM - 3:00 PM

[3K08] Research on the improving the operation of nuclear regulatory inspections

*Junji Eto[1], Hiroki Sugino[1], Masaki Onodera[1], Shintaro Yagi[1], Kiyoshi Nakajima[1], Nobuaki Yoshizawa[1], Kiyoteru Suzuki[1] (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 Takahashi[1], Keita Okuyama[1], Junta Yamada[2], Tomoyasu Inoue[2], Eisuke Wakabayashi[2], Michiaki Kurosaki[2], syonosuke Yukita[3] (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 Yamada[1], Tomoyasu Inoue[1], Michiaki Kurosaki[1], Eisuke Wakabayashi[1], Shiro Takahashi[2], Keita Okuyama[2], Shonosuke Yukita[3] (1. HGNE, 2. Hitachi, 3. Hitachi Industry &Control Solutions)

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

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 Yagi[1], Junji Eto[1], Hiroki Sugino[1], Masaki Onodera[1], Kiyoshi Nakajima[1], Nobuaki Yoshizawa[1] and Kiyoteru Suzuki[1]
[1]Mitsubishi 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ースト・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 Eto[1], Shintaro Yagi[1], Hiroki Sugino[1], Masaki Onodera[1] , Kiyoshi Nakajima[1], Nobuaki Yoshizawa[1], Kiyoteru Suzuki[1]
[1]Mitsubishi 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]，黒﨑 通明[2]，行田 将之佑[3]
[1]日立，[2]日立 GE，[3]日立産業制御ソリューションズ

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。

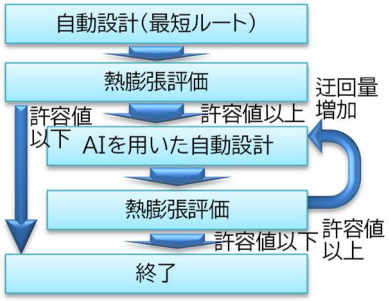


図 1　自動設計の手順

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。

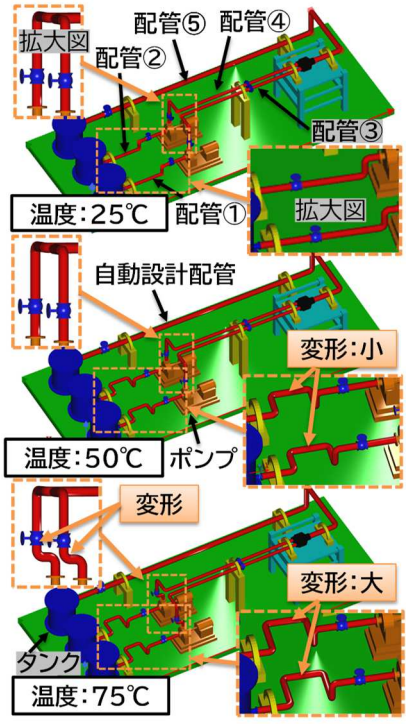


図 2　自動設計結果例

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。

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)

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 Takahashi[1], Keita Okuyama[1], Michiaki Kurosaki[2], Eisuke Wakabayashi[2], Tomoyasu Inoue[2], Junta Yamada[2] and Shonosuke Yukita[3]　[1]Hitachi, [2]Hitachi-GE, [3]Hi-ICS

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 （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]，黒﨑 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，人工知能，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）。

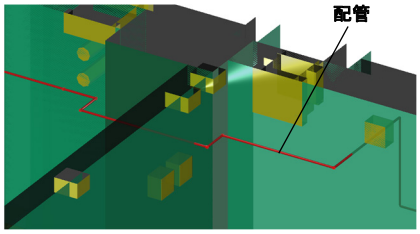


図 1 壁周りの配管ルート結果

2-2. 系統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系統構成情報に基づき、配管ルートの途中に、レジューサ、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。

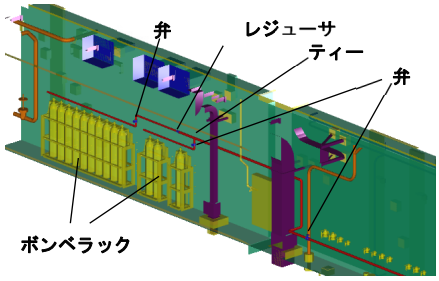
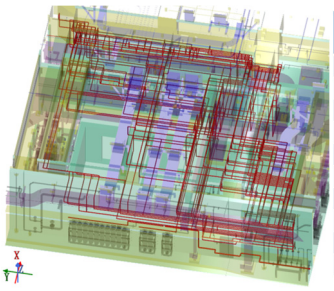


図 2 ボンベラック周りの配管ルート結果

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。



平均物量に対する割合	配管本数
94%-96%	3
96%-98%	59
98%-100%	8
100%-102%	8
102%-104%	5
104%-106%	3
106%-108%	1
108%-110%	7
110%-112%	4
112%-114%	2

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 Yamada[1], Tomoyasu Inoue[1], Michiaki Kurosaki[1], Eisuke Wakabayashi[1], Shiro Takahashi[2], Keita Okuyama[2] and Shonosuke Yukita[3]
[1]Hitachi-GE, [2]Hitachi, [3]Hi-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 Bildg.4F No.44)

[3L01] In-Vessel Phase MAAP Analysis Based on the Latest Findings on Fukushima Daiichi Nuclear Power Station in JFY2021

*Ikken Sato Sato[1], Takuya Yamashita[1], Shinji Yoshikawa[1], Michal Cibula[2], Shinya Mizokami[2] (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 Yamashita[1], Ikken Sato[1], Shinji Yoshikawa[1], Michal Cibula[2], Shinya Mizokami[2] (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 TANABE[1] (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 Yoneyama[1], Kazuo Watanabe[2], Kouji Kihara[3], Kouhei Kawano (1. H.O.Yoneyama, 2. WNR-Cx Watanabe Lab., 3. Tokyo Gas Co.Ltd.)

10:15 AM - 10:30 AM

©Atomic Energy Society of Japan

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デスタル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 ZrO_2 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、ZrO_2 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 はスティール、SSO_x は酸化 SS）

下部プレナム移行前									
UO_2	ZrO_2	SSO_x	Zr	SS	B_4C	U-Zr-O			計
						O	Zr	O	
104, 922	9, 088	376	20, 951	19, 197	7	1, 832	17, 912	1, 003	175, 288

下部プレナム移行後		
	Zr	ZrO_2
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 Sato[1], Takuya Yamashita[1], Shinji Yoshikawa[1] a, Michal Cibula[2] and Shinya Mizokami[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Tokyo 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$(U,Zr)O_2$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 はスティール、SSO_x は酸化 SS）

下部プレナム移行前									
UO_2	ZrO_2	SSO_x	Zr	SS	B_4C	U-Zr-O			計
						O	Zr	O	
102, 175	6, 093	44	17, 634	20, 482	37	4, 307	23, 770	2, 629	177, 171

下部プレナム移行後		
	Zr	ZrO_2
変化量	−8, 372	+11, 308
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デスタル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、ペデスタル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 1 F 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 Yamashita[1], Ikken Sato[1], Shinji Yoshikawa[1] a, Michal Cibula[2] and Shinya Mizokami[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Tokyo 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 ポンプサクションライン貫通部)、面積 10cm^2 で 14:48:30 に始まったと仮定して、トリチエ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。

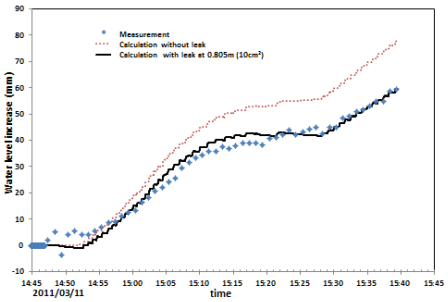


Figure 1 Calculated water level in suppression chamber (S/C) of 1FNPP Unit-2

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 水位とトーラス室（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。

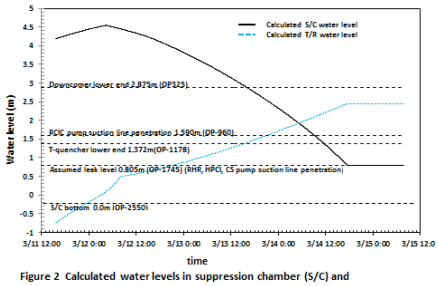


Figure 2 Calculated water levels in suppression chamber (S/C) and torus room (T/R) of 1FNPP Unit-2

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　/　[1]Sociotechnical 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]
[1]H.O.米山　[2]WNR-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。

$$q = \varepsilon\, Eq\, \sigma\, A\, (T_1^4 - T_2^4) \qquad (1)$$

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。

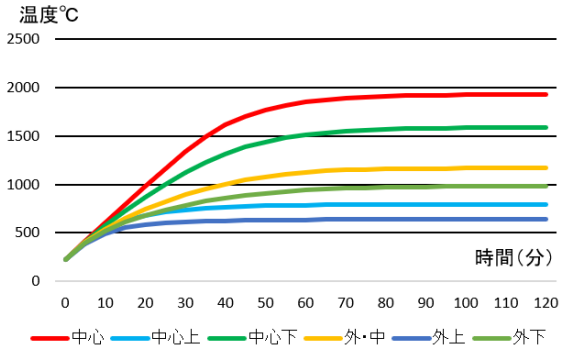


図１．各位置での温度変化

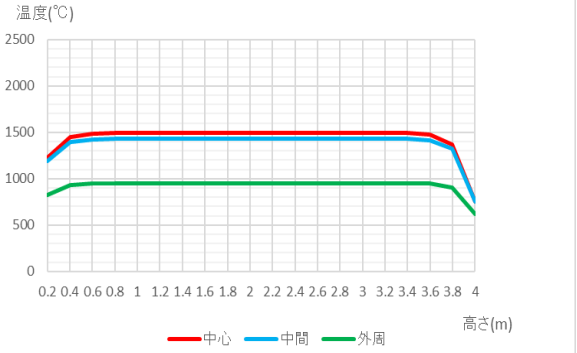


図２．上下間の温度分布（35 分後）

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 Yoneyama[1] ([1]H.O.Yoneyama),　Kazuo Watanabe[2] ([2]Watanabe Lab. for WNR-Cx)　Kouichi Kihara[3] ([3]Tokyo Gas Co.)
Kouhei Kawano[4]

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 Bildg.4F No.44)

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

*Junji Endo[1], Hiroyuki Hagiwara[1], Akira Imamura[1], Tomo Imamura[1], Ezure Toshiki[2], Hamase Erina[2], Masaaki Tanaka[2] （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 Aoyagi[1], Akihiro Uchibori[1], Toru Makino[2], Hiroshi Ohki[3] （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 Uchibori[1], Yasushi Okano[1], Takashi Takata[1] （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 Abe[1], Hirotaka Nakahara[1], Mitsuhiro Aoyagi[2] （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 Sonehara[1], Mitsuhiro Aoyagi[1], Wataru Kosaka[1], Akihiro Uchibori[1], Yasushi Okano[1] （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 Suzuki[1], Haruki Honda[1], Shuntaro Aono[1], Ken-ichi Kawada[2], Shinya Ishida[2], Yasushi Okano[2] （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 Ohishi[1], Tomoya Takatani[1], hiroaki Muta[1], Toshiki Kondo[2], Shin Kikuchi[2] （1. Osaka Univ., 2. JAEA）

12:05 PM - 12:20 PM

©Atomic Energy Society of Japan

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-ε 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。

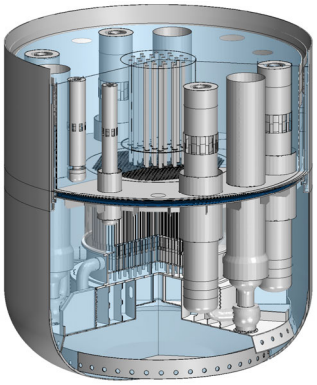


図 1　解析モデルの概略

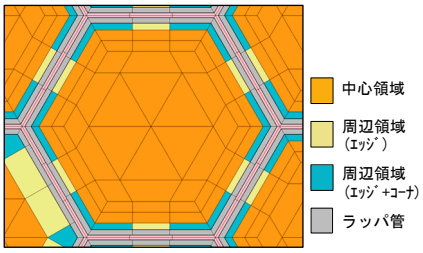


図 2　燃料集合体内メッシュ分割

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、自然循環除熱時で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。

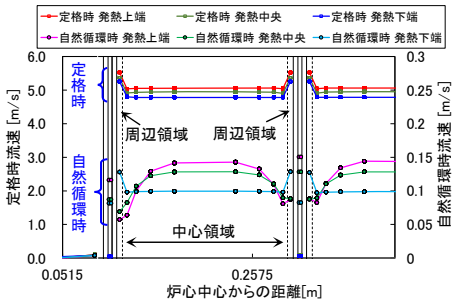


図 3　炉心部流速分布

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 Endo[1], Hiroyuki Hagiwara[1], Akira Imamura[1], Tomo Imamura[1], Toshiki Ezure[2], Erina Hamase[2], Masaaki Tanaka[2]
[1]Mitsubishi FBR Systems, [2]Japan Atomic Energy Agency

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]

[1]JAEA，[2]NESI，[3]NDD

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ーコンクリート相互作用等の重畳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，ナトリウムー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ー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ー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ー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ー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。

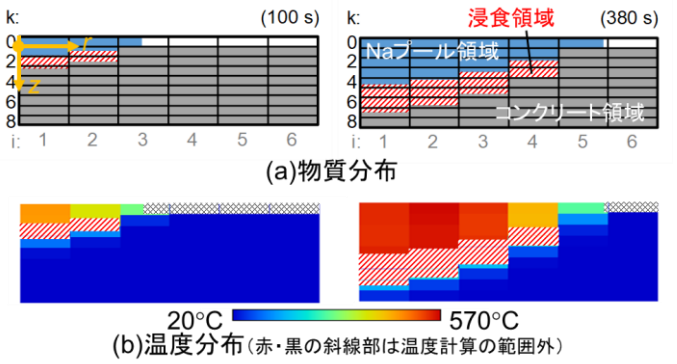


図　Na 燃焼・コンクリート浸食模擬の解析結果

3. 結論

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 Aoyagi[1], Akihiro Uchibori[1], Toru Makino[2] and Hiroshi Ohki[3]

[1]JAEA, [2]NESI, [3]NDD.

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]
[1]JAEA

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、高温高圧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。

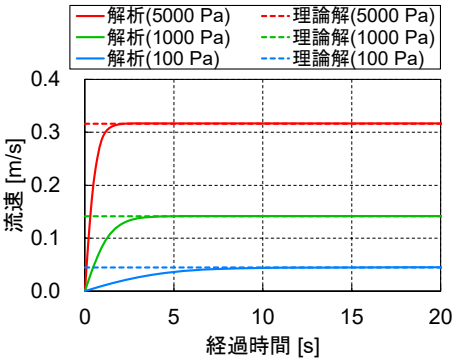


図 1 流速・圧力計算機能検証結果

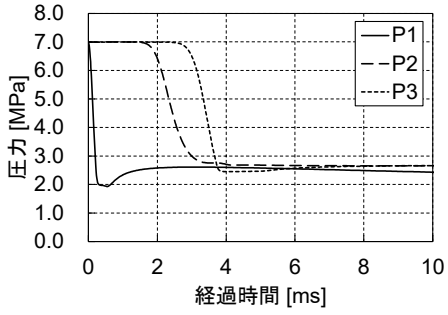


図 2 圧縮性気液二相流解析結果

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 Uchibori[1], Yasushi Okano[1] and Takashi Takata[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

多様な革新的ナトリウム冷却高速炉における 統合安全性評価シミュレーション基盤システムの開発 （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，[2]JAEA

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。

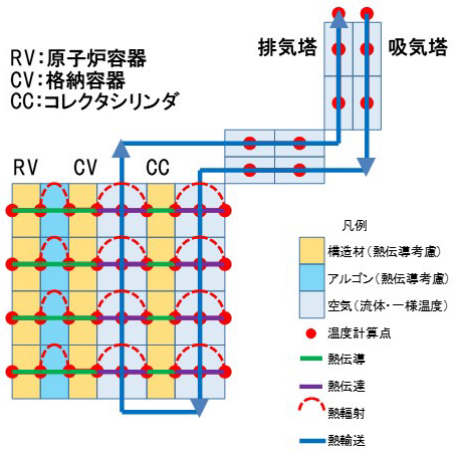


図 RVACS 質点系モデルの範囲

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。

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

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 Abe[1], Hirotaka Nakahara[1] and Mitsuhiro Aoyagi[2]

[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [2]Japan Atomic Energy Agency

多様な革新的ナトリウム冷却高速炉における
統合安全性評価シミュレーション基盤システムの開発
（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

*曽根原 正晃[1]，青柳 光裕[1]，小坂 亘[1]，内堀 昭寛[1]，岡野 靖[1]
[1]JAEA

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、入力の 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ため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。

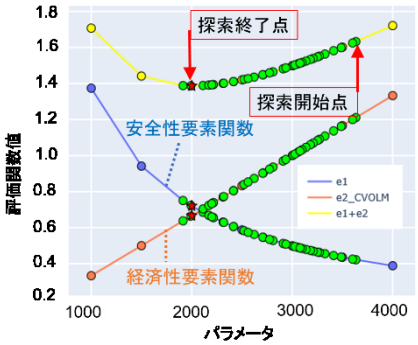


図　評価関数最適解探索結果

2-2. ユーザーインターフェースの整備

解析者の作業負荷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 Sonehara[1], Mitsuhiro Aoyagi[1], Wataru Kosaka[1], Akihiro Uchibori[1] and Yasushi Okano[1]
[1] Japan Atomic Energy Agency

多様な革新的ナトリウム冷却高速炉における統合安全性評価シミュレーション基盤システムの開発 (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。

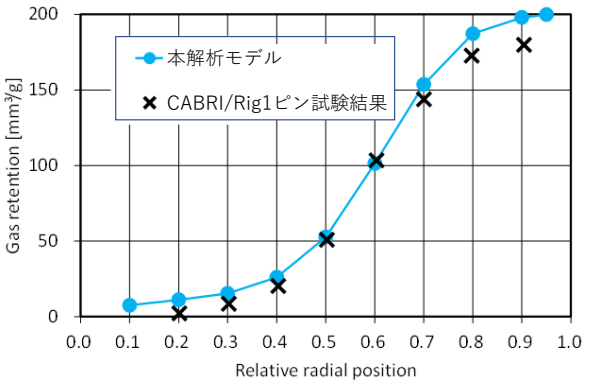


図 1　FP ガス保持量に関する本モデルと試験結果の比較

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 BI1 with SAS SFR code including two phase sodium behaviour, Proc. ICAPP 2014, Charlotte, North Carolina, USA, April 6-9, 2014.

*Tohru Suzuki[1], Haruki Honda[1], Shuntaro Aono[1], Ken-ichi Kawada[2], Shinya Ishida[2] and Yasushi Okano[2]
[1]Tokyo City Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency

多様な革新的ナトリウム冷却高速炉における統合安全性評価シミュレーション基盤システムの開発（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，[2]JAEA

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。(Al_2O_3-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。

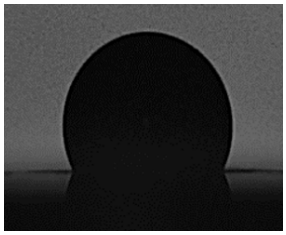


図 1　ガス浮遊法により浮遊溶融した Al_2O_3。

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かを確認するために、水素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。

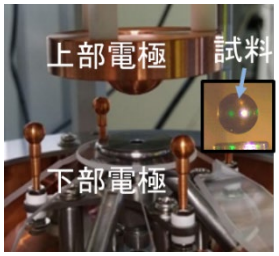


図 2　静電浮遊装置。

＊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 Ohishi[1], Tomoya Takatani[1], Hiroaki Muta[1], Toshiki Kondo[2], and Shin Kikuchi[2]
[1]Osaka Univ., [2]JAEA

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 Bildg.1F No.102)

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

*yasunori matsuo[1], Jun-ichi Hori[2], Yoshiyuki Takahashi[2], Hiroshi Yashima[2], Kazushi Terada[2], Takashi Kanda[1], Tadafumi Sano[1] (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 Hori[1], Tadafumi Sano[2], Kazushi Terada[1], Yoshiyuki Takahashi[1], Hiroshi Yashima[1] (1. Kyoto Univ., 2. Kindai Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM

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

*Masahide Harada[1], Yutaka Abe[2], Makoto Teshigawara[1], Motoki Ooi[1], Yujiro Ikeda[3], Kenichi Oikawa[1], Seiko Kawamura[1], Yasuhiro Inamura[1] (1. JAEA, 2. Kyoto Univ, 3. RIKEN)

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

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（0.2mmt）に加えて薄い試料(0.03mmt)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 0.1,1,4μsec 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(ΔE/E)の評価結果を図 1 に示す。Ta の第一共鳴(4.3eV)の ΔE/E は、パルス幅 4μsec では 0.6%、パルス幅 0.1μsec 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、想定の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、ΔE/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 からも明らかなように、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。

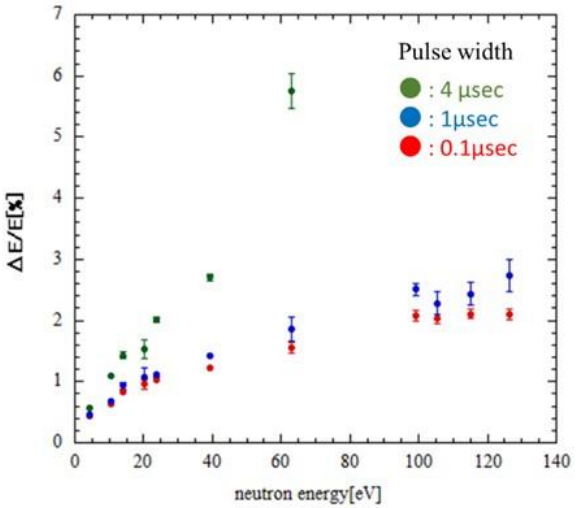


図1 エネルギー分解能評価結果

参考文献

[1] 松尾他、原子力学会 2022 年春の年会、2A07、(2022 年)

* Yasunori Matsuo[1], Jun-ichi Hori[2], Yoshiyuki Takahashi[2], Hiroshi Yashima[2], Kazushi Terada[2], Takashi Kanda[1], Tadafumi Sano[1]
[1]Kindai University, [2]Kyoto 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）からの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 ヵ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。

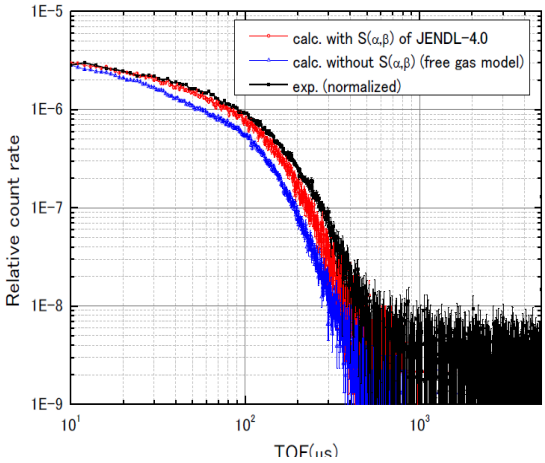


図 1　軽水体系からの 2.2MeV の中性子捕獲ガンマ線の発生時間分布の計算と実験の比較

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。

* Jun-ichi Hori[1], Tadafumi Sano[2], Kazushi Terada[1], Yoshiyuki Takahashi[1]and Hiroshi Yashima[1]
[1]Kyoto University, [2]Kindai 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、不確定性が存在する。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。

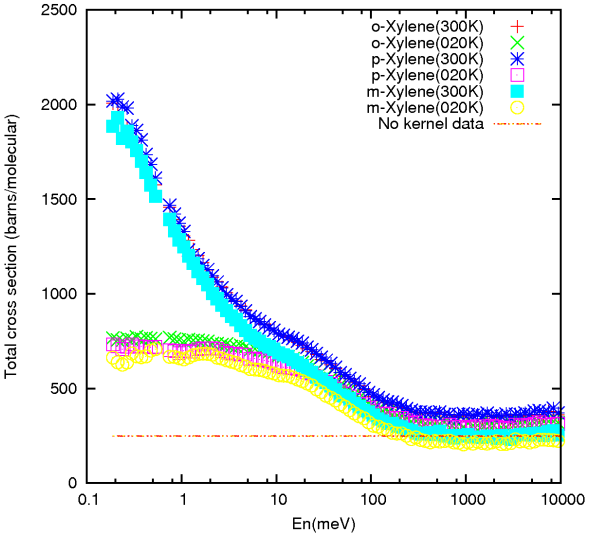


図 1 、20K 及び 300K での o-キシレン、p-キシレン、m-キシレンの全断面積の測定結果

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 Harada[1], Yutaka Abe[2], Makoto Teshigawara[1], Motoki Ooi[1], Yujiro Ikeda[1], Kenichi Oikawa[1], Seiko Kawamura[1] and Yasuhiro Inamura[1]
[1]JAEA, [2]Kyoto Univ.

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 Bildg.1F No.102)

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

*Shoji NAKAMURA[1], Atsushi KIMURA[1], Syunsuke ENDO[1], Yuji SHIBAHARA[2], Toshiyuki SHIZUMA[3] （1. JAEA, 2. KURNS, 3. QST）

10:50 AM - 11:05 AM

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

*Gerard Rovira Leveroni[1], Atsushi Kimura[1], Shoji Nakamura[1], Shunsuke Endo[1], Osamu Iwamoto[1], Nobuyuki Iwamoto[1], Katabuchi Tatsuya[2], Yu Kodama[2], Hideto Nakano[2] （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 Nguyen[1], Toshiya Sanami[1,2], Hirohito Yamazaki[1,2], Toshiro Itoga[3], Yoichi Kirihara[4], Kenta Sugihara[4], Mohd Faiz Mohd Zin[1], Shuji Miyamoto[5], Yoshihiro Asano[2,5] （1. SOKENDAI, 2. KEK, 3. JASRI, 4. JAEA, 5. Osaka University）

11:20 AM - 11:35 AM

[3N07] Dipole strengh distribution in Pb-204

*Toshiyuki Shizuma[1], Shunsuke Endo[2], Atsushi Kimura[2], R Schwengner[3], R Beyer[3], T Hensel[3], H Hoffmann[3], A Junghans[3], A Wagner[3], N Tsoneva[4] （1. QST, 2. JAEA, 3. HZDR, 4. ELI-NP）

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

マス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。^{204}Pb 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 ^{205}Pb 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 ^{205}Pb からの放射線を測定することが困難である。そこで、マス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 ^{204}Pb 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 ^{205}Pb(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 ^{205}Pb からの放射線を測定することが困難である。そこで、マス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^{204}Pb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$(7.56\pm0.19)\times10^{13}$ $n/cm^2/sec$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(H_3PO_4)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。先ず、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、^{204}Pb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^{205}Tl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、^{205}Pb/^{204}Pb比を$(8.42\pm0.37)\times10^{-5}$と導出した。

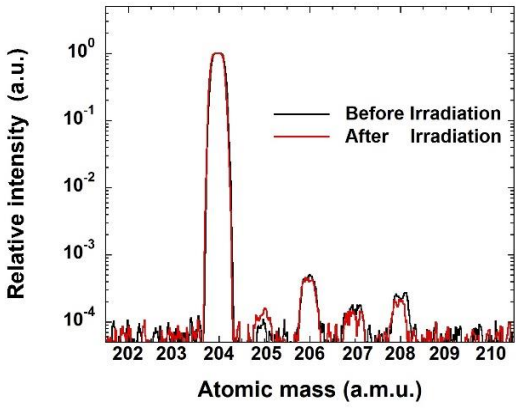


図1 未照射/照射済みPb試料の質量スペクトル

3. 結果及び決言 照射済み^{204}Pb試料の同位体比^{205}Pb/^{204}Pbと照射時間24日(576時間)から反応率を$(4.06\pm0.18)\times10^{-11}$/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. Willey, Chichester, 1997.

* Shoji Nakamura[1], Atsushi Kimura[1], Shunsuke Endo[1], Yuji Shibahara[2] and Toshiyuki Shizuma[3]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2] Kyoto University Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, [3]National Institutes for Quantum Science and Technology

Neutron Capture Cross Section Measurement of ^{241}Am

*Gerard Rovira[1], A. Kimura[1], S. Nakamura[1], S. Endo[1], O. Iwamoto[1], N. Iwamoto[1],
T. Katabuchi[2], Y. Kodama[2], H. Nakano[2]
[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 ^{nat}Si and ^{nat}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}B(n,αγ)^{7}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, “Sensitvity 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 Nguyen[1], Toshiya Sanami[1,2], Hirohito Yamazaki[1,2], Toshiro Itoga[3], Yoichi Kirihara[4], Kenta Sugihara[4], Mohd Faiz Mohd Zin[1], Shuji Miyamoto[5], Satoshi Hashimoto[6], Yoshihiro Asano[2,5].
(1. SOKENDAI, 2. KEK, 3. JASRI, 4. JAEA, 5. Osaka Univ., 6. Hyogo Univ./LASTI)

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].

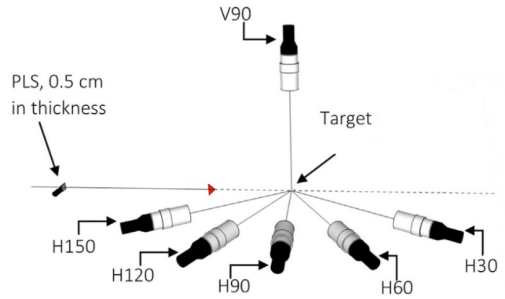


Fig. 1. Schematic diagram of experimental setup.

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.

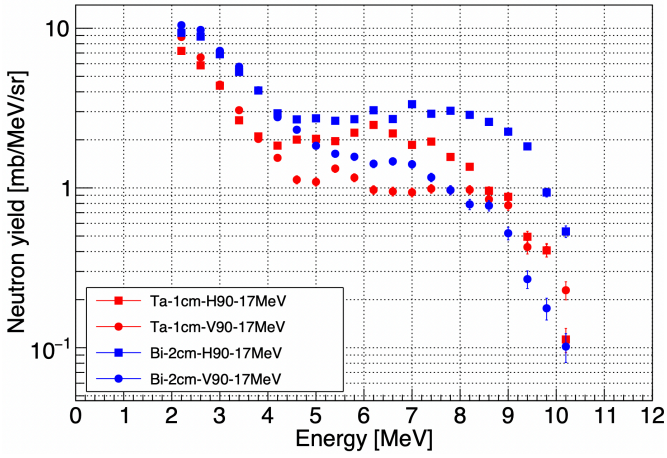


Fig 2. Neutron spectra on Ta and Bi nuclei.

This work was supported by JSPS KAKENHI Grant Number 20K12487.

References

[1] T. K. Tuyet, et al., *Nucl. Instrm. Meth.* **A 989** (2021): 164965.
[2] R. G. Baker, K. G. McNell, *Can. J. Phy.* **39** (1961).
[3] Y. Kirihara, 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. Schwengner[3]，R. Beyer[3]，T. Hensel[3]，
H. Hoffmann[3]，A. Junghans[3]，T. Römer[3]，S. Turkat[3]，A. Wagner[3]，and N. Tsoneva[4]
[1]量研，[2]原子力機構，[3]HZDR，[4]ELI-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、Quasiparitcle-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（ΔI=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。

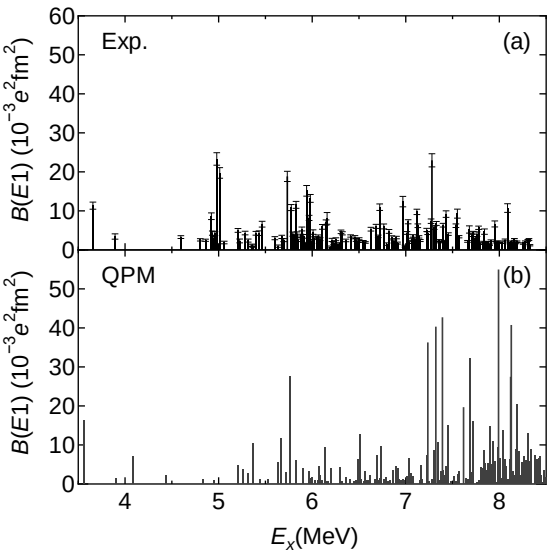


図 1. 実験(a)と理論計算(b)から求めた $E1$ 遷移強度分布

*T. Shizuma[1], S. Endo[2], A. Kimura[2], R. Schwengner[3], R. Beyer[3], T. Hensel[3], H. Hoffmann[3], A. Junghans[3], T. Römer[3], S. Turkat[3], A. Wagner[3], and N. Tsoneva[4]
[1]QST, [2]JAEA, [3]HZDR, [4]ELI-NP

General Meeting

[3N_GM] The 46th General Meeting of Nuclear Data Division

Fri. Sep 9, 2022 12:05 PM - 12:55 PM Room N (E2 Bildg.1F No.102)

[3N_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Fri. Sep 9, 2022 12:05 PM - 12:55 PM Room N)

[3N_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Joint Session | Nuclear Data Subcommittee, Investigation Committee on Nuclear Data

[3N_PL] Present Status and Applications of Activation Cross Section Data for Nuclear Reactor Decommissioning

Chair: Tokio Fukahori (JAEA)

Fri. Sep 9, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room N (E2 Bildg.1F No.102)

[3N_PL01] Summary of JENDL-5 activation cross section data

*Nobuyuki Iwamoto[1] (1. JAEA)

[3N_PL02] Points to note in activation calculations using recent evaluated nuclear data libraries

*Keisuke Okumura[1] (1. JAEA)

[3N_PL03] Significance and necessity of nuclear data in the backend field (in decommissioning and waste management)

*Ken-ichi Tanaka[1] (1. IAE)

[3N_PL04] Examination status of activation calculation of radioactive waste generated from research reactors for near surface disposal

*Mami Kochiyama[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

2022年秋の大会

核データ部会、シグマ調査専門委員会合同セッション

原子炉の廃止措置における放射化断面積データの現状と利用
Present Status and Applications of Activation Cross Section Data for Nuclear Reactor Decommissioning

（1）JENDL-5 放射化断面積データの概要

(1) Summary of JENDL-5 activation cross section data

*岩本 信之[1]
[1]JAEA

1. 背景

評価済核データライブラリである JENDL の特殊目的ファイルには、原子炉での中性子照射による放射化量推定用に放射化断面積ファイル 96（JENDL/A-96）[1]と原子炉施設廃止措置用放射化断面積ファイル 2017（JENDL/AD-2017）[2,3]があり、それぞれ 1996 年 3 月と 2018 年 3 月に公開された。

特に、JENDL/AD-2017 では、原子炉施設の廃止措置における放射性核種の生成量評価で必要となる 30 日以上及び超長半減期の放射性核種を生成する親核種（311 核種）が選定され、それらの放射化断面積が整備された。また、ORIGEN-S 用 199 群放射化断面積ライブラリ（MAXS/AD-2017）も 2021 年 5 月に公開され、利用可能となっている[4]。

JENDL/AD-2017 の利用に当たり原子炉構造材を構成する主要な元素に加えて、構造材に含まれる微量元素の放射化量評価も必要となっていた。そのため、微量元素の放射化量評価を網羅するには、少なくとも JEFF-3.1/A 程度の核種数（774 核種）の収録が必要であるとの指摘があった[5]。また、短寿命核種であっても、詳細な放射化量を把握するという観点から、放射性核種を生成し得る断面積の整備が要求されていた。

2. 核データライブラリ

2-1. JENDL-5

汎用評価済核データライブラリである JENDL-5 が 2021 年 12 月に公開された[6]。中性子サブライブラリ（オリジナル）には、H（原子番号 Z=1）から Fm（Z=100）までの 795 核種に対する中性子入射反応データが収録されており、最大入射エネルギーは 20MeV もしくは 200MeV となっている。中性子サブライブラリには派生データとして、(1) ポイントワイズデータ（0K）、(2) ポイントワイズデータ（300K）、(3) u20 データ（最大入射エネルギーが 20MeV のデータ）、(4) 放射化断面積データ（JENDL-5/A）の 4 つがある。JENDL-5/A では、JENDL-5 から放射化量の推定に必要なデータのみが抽出され収録してある。また、JENDL-5/A とセットでの利用が想定されるのが崩壊データサブライブラリである。このサブライブラリには、中性子及び H から Og（Z=118）までの 4071 核種に対する崩壊データが収録されている。

2-2. JENDL-5/A

JENDL-5/A には ^{4}He を除く 794 核種に対して 12,770 反応が収録され、最大エネルギーは 20MeV、温度は 293.6K のポイントワイズ断面積データが与えられている。前版の JENDL/A-96（233 核種、1,827 反応）や JENDL/AD-2017（311 核種、4,549 反応）と比較すると、JENDL-5/A の収録データ量は前版より圧倒的に増え、多くの利用要求を包含するようになっている。なお、これらのデータ量は JEFF-3.1/A の 774 核種、12,617 反応に匹敵している。また、核データは反応チャンネルごとに収録されている。

ファイルの構成として、オリジナルとの違いは以下の通りである。MF2（共鳴パラメータ収録）の共鳴データはポイントワイズ断面積で表現し、MF3（断面積収録）と MF10（アイソマー生成断面積収録）へ収録した。これに伴って、MF2 から共鳴パラメータを削除し、散乱半径のみの情報となっている。MF3 では、放射化量推定に不要な全断面積や弾性散乱断面積、部分断面積を削除してある。MF9（アイソマー生成断面積比）のデータは MF3 のポイントワイズ断面積を基に断面積データに変換し、MF10 に移行してある。なお、MF4-

6（角度分布やエネルギースペクトル収録）、MF9、MF12-15（ガンマ線データ収録）は削除されている。MF32-35（共分散データ収録）にある共分散データも放射化量推定への利用には不十分なため、JENDL-5/A では削除した。収録されているデータをまとめると MF1,2,3,8,10 となるが、MF3,8,10 にのみ実用となるデータが収録されている。

2-3. MF3（断面積収録）と MF10（アイソマー生成断面積収録）との関係

MF10 にはアイソマー生成断面積が収録されているが、MF10 がある場合には対応する MF3 の断面積を削除してある。これは MF3 にある全体の反応断面積が MF10 にある個々のアイソマー生成断面積から再現可能であることと、MF3 と MF10 の断面積の間で不整合が生じないように配慮したためである。例外として非弾性散乱がある。放射化断面積では、基底状態が標的であった場合にはアイソマー状態の生成断面積が MF10 に収録されるが、アイソマー状態が標的の場合には基底状態の生成断面積が MF10 に収録されている。MF10 には基底状態かアイソマー状態のどちらかの断面積しかないため、MF3 に全体の非弾性散乱断面積を収録した。

2-4. 崩壊データとの関係

崩壊データを収録する MF8 には、基底状態と MF9 や MF10 があればアイソマー状態の励起エネルギー、アイソマー番号、断面積データが収録されている MF 番号が記載されている。JENDL/AD-2017 のアイソマー番号は、アイソマーとなっている励起レベルに対して基底状態からの番号が記載されていた。この方法では、利用している励起レベル情報が異なるとレベル番号が変わるため利便性が低下する。この点を考慮して、JENDL-5 ではアイソマーとして現れた順番をそのまま入れることにした。崩壊データサブライブラリでも同様のルールに則って作成したので、JENDL-5/A との核種と状態の対応付けが容易になっている。

3. まとめ

汎用評価済核データライブラリ JENDL-5 では特殊目的ファイルの放射化断面積ファイルを統合することを目的の一つとして開発され、中性子サブライブラリの派生ファイルとして放射化断面積データ（JENDL-5/A）を提供した。JENDL-5/A の収録核種数、反応数を増やすことで実用上十分な範囲を網羅している。崩壊データサブライブラリとの整合性を高めることで、利用者の利便性を高めた。

[1] Y. Nakajima et al., JAERI-M 91-032, p.43 (1991)
[2] K. Shibata et at., JAEA-Conf 2016-004, p.47 (2016)
[3] N. Iwamoto et al., J. Nucl. Sci. Technol. to be submitted (2022)
[4] C. Konno, JAEA-Conf 2020-001, p.193 (2020)
[5] K. Okumura et al., JAEA-Conf 2015-003, p.43 (2016)
[6] O. Iwamoto et al., J. Nucl. Sci. Technol. submitted (2022)

*Nobuyuki Iwamoto[1]
[1]JAEA

2022年秋の大会

核データ部会、シグマ調査専門委員会合同セッション

原子炉の廃止措置における放射化断面積データの現状と利用
Present Status and Applications of Activation Cross Section Data for Nuclear Reactor Decommissioning

（2）近年の評価済み核データライブラリを用いた放射化計算における留意点

(2) Points to note in activation calculations using recent evaluated nuclear data libraries

*奥村　啓介[1]
[1]日本原子力研究開発機構（JAEA）

1. はじめに

本件では、主に原子力施設の廃止措置に向けた放射化計算において、量的にも質的にも詳細化が進んでいる近年の評価済み核データを用いた放射化計算を行う場合の課題について紹介する。

2. 計算コードとデータ

原子力施設の廃止措置に関連した放射能濃度の計算は、一般に中性子輸送計算と放射化計算（核種崩壊生成計算）とで構成される。以下では、中性子輸送計算について簡単に触れ、主に放射化計算の部分について近年の評価済み核データの利用を踏まえた留意点を紹介する。

2-1 中性子輸送計算

中性子輸送計算には、MATXS 形式の炉定数ライブラリを用いる 2 次元または 3 次元の DORT や TORT などの S_N 輸送計算コード[1]が利用されることが多い。これらの計算では、体系の特徴に応じて、中性子の深層透過、ストリーミング、コンクリート中の水分による漏洩中性子の熱化などに配慮して、多群断面積の群構造やその他の離散化条件などの最適化が求められる。遮蔽計算によく利用されてきた MATXSLIB-J33（熱中性子 1 群）[2]は、コンクリート材を含む体系の計算には向かないため、日本において JENDL-4.0 以降に作成されている MATXS 形式の中性子断面積ライブラリは、VITAMIN-B の群構造(高速 163 群+熱 36 群)[3]を採用している。一方で、詳細な 3 次元モデルの採用や熱エネルギー領域の多群化は従来の遮蔽計算などに比べて多くの計算時間を要するため、より高速で収束性の良い S_N 計算が望まれている。近年では、これらの近似を考慮する必要なく、複雑幾何形状のモデル化も比較的容易な連続エネルギーモンテカルロ法（MCNP、PHITS）による計算も採用されている。原子炉施設のような大きなプラントの解析では、中性子束が 10 桁程度の範囲で大きく変わることもあるため、効率的な分散低減法とのセットで利用される。中性子輸送計算に係る核データはこれまでも概ね完備していることから、エンドユーザーの期待は主に大きなプラント体系に対する計算の高速化にあると思われる。

2-2 放射化計算

放射化計算は核燃料物質を対象とする場合には「燃焼計算」と呼ばれることが多いが、基礎方程式は燃焼計算も放射化計算も全く同じである。燃焼方程式に現れる核種に依存するパラメータには、核反応断面積、核異性体比、半減期、崩壊分岐比、核分裂収率が主なものであり、これらは、評価済み核データライブラリを基に加工され、放射化計算コードのデータライブラリとしてコードシステムに組み込まれる。構造材の放射化計算においても、ウランやトリウムなどを微量不純物として扱うことがあるため、核分裂断面積や核分裂収率などのデータも放射化計算には必要である。

放射化計算には、日本では ORIGEN2[4]や SCALE システムに組み込まれている ORIGEN-S[5]コードが現在も広く利用されている。両者の違いは、ORIGEN2 が代表的な炉型に依存した 1 群断面積をデータライブラリに組み込んでいるのに対し、ORIGEN-S では、中性子輸送計算で得られる中性子スペクトルの情報（スペクトルインデックス）とエネルギー3 群のデータライブラリを使って、任意の中性子スペクトルを近似的に考慮できる点である。原子力施設の放射化計算では、場所によって中性子スペクトルが大きく変わるため、ORIGEN-S が主に使用されている。

3. 近年の評価済み核データを用いる放射化計算の課題

放射化計算は、原子炉設計などに利用される燃焼計算に比べて格段に多くの核種や核反応に対するデータが必要とされる。このため、JENDL-4.0（304 核種）などで不足する核データを JEFF の放射化断面積データで補完することを行ってきた[6]。2021 年 12 月に公開された JENDL-5[7]の放射化断面積データは 794 核種に対して用意され、今後は他の評価済み核データで補完する必要性は無くなっている。また、図 1 に示すように、JENDL-5 では従来の崩壊データの見直しも行われ、JENDL 崩壊データファイル 2015（JENDL-DDF2015）[8]に比べ、JENDL-5 の崩壊サブライブラリの収納核種は 4071 核種に拡充され、崩壊チェーンの内容もより正確なものとなっている。例えば、JENDL-DDF2015 では ^{239}Pu の α 崩壊により直接 ^{235}U が生成されるものとなっていたが、JENDL-5 では、^{239}Pu の α 崩壊の約 80%が、^{235m}U（半減期約 25min.）を経て核異性体転移により ^{235}U が生成される記述に変更された。これは最新の ENDF/B や JEFF の崩壊データサブライブラリも同様な扱いになっている（ただし ^{239}Pu の α 崩壊分岐比は異なる）。

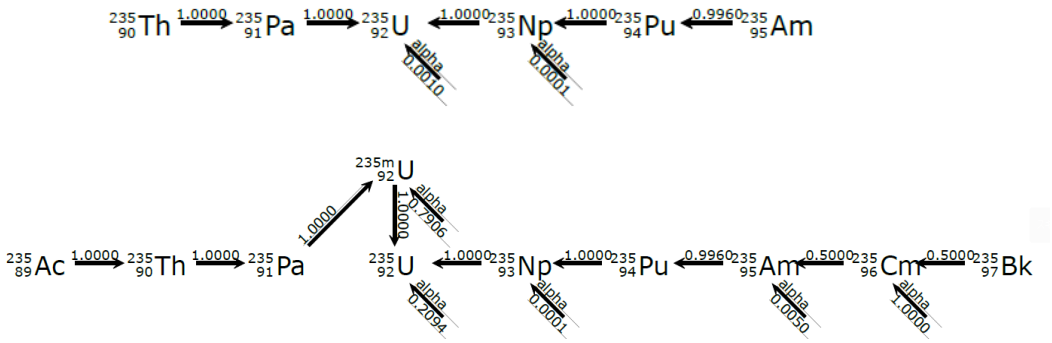


図 1 崩壊チェーンの違い（上：JENDL-DDF2015、下：JENDL-5 崩壊データサブライブラリ）

ORIGEN2 は、ユーザーが用意する中性子スペクトルを使用して 1 群断面積を作成するツール[6]を使えば、放射化計算にも利用することができる。しかし、プログラムの基本設計が古い ORIGEN2 では、固定化されたデータライブラリ形式の制約上、α 崩壊による第一メタ核種の生成パスを ORIGEN2 のデータライブラリに収納できないしくみとなっている。また、近年の崩壊データサブライブラリで多く扱われるようになってきた第 2 メタ核種も OROGEN2 ライブラリには組み込むことができない。

日本では、ORIGEN2 のデータライブラリ（断面積、核分裂収率、半減期、光子発生など）を時々の最新 JENDL データで置き換えた ORIGEN2 用のデータライブラリ（ORLIBJ32、ORLIBJ33、ORLIBJ40）[9]を JENDL 委員会が中心となって開発してきたが、核種の大幅な増加と崩壊チェーンの詳細化により、近年の評価済み核データから ORIGEN2 用のデータライブラリを作成することは困難になっている。このため、JENDL-5 ベースの ORIGEN2 用データライブラリを作成する計画も今のところない。また、ORIGEN2 で扱うことができる中性子の核反応は、(n,γ)、(n,p)、(n,α)、(n,f)、(n,2n)、(n,3n)のみであり、放射化計算の適用範囲はこれらの核反応の範囲に限定される。3 群の範囲で中性子スペクトルの変化を考慮できる ORIGEN-S は、主なガス生成評価にも対応可能な 23 種類の核反応を考慮することができる。ただし、核異性体比はスペクトルインデックスにより変化しないプログラム仕様になっている。最近の SCALE6.2 システムに導入された新しい ORIGEN モジュール[10]では、燃焼方程式の数値解法に複雑な崩壊チェーンに対してもロバストに対応可能なチェビシェフ有理近似(CRAM)[11]を導入している。また、1 群断面積も核異性体を含めて多群断面積から作成できるようにしており、これまでの ORIGEN シリーズの中では、最も放射化計算に適したコードとなっている。

崩壊データサブライブラリの詳細化に伴い、核データ評価に依存する崩壊チェーンの差異も多くみられるようになった。一例として、JENDL-5、ENDF/B-VIII.0、JEFF-3.3 の各崩壊サブライブラリにおける、質量数 129 の崩壊チェーンの一部を図 2 に比較して示す。これらの違いは、放射化計算以前に、同一組成からの単純な崩壊計算の結果にも差異をもたらすことになるが、核種数が膨大であるため網羅的な検討は難しい。

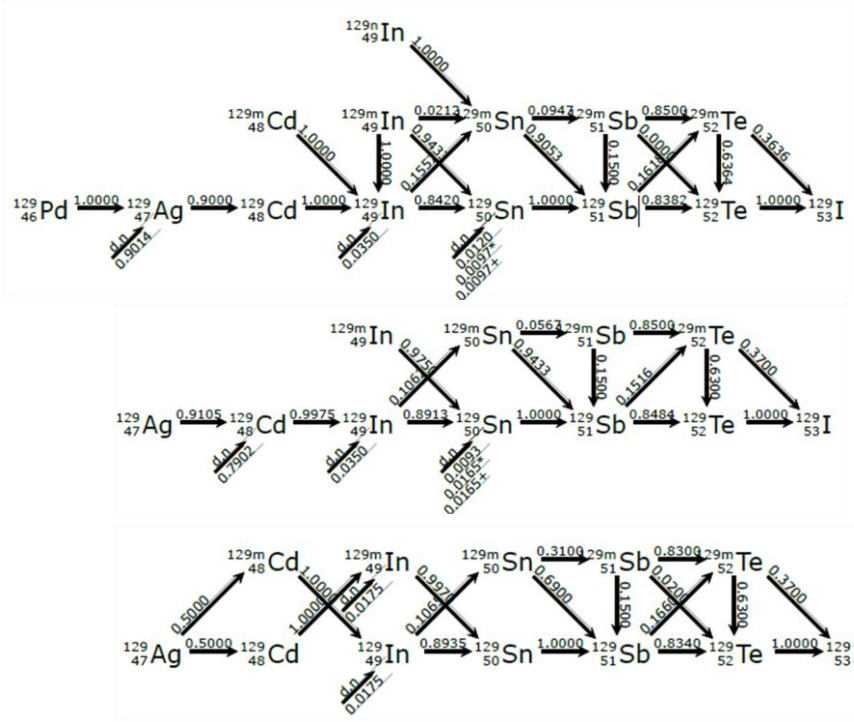


図 2　崩壊チェーンの差異（JENDL-5, ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.3）

3. 結言

近年の評価済み核データの詳細化により、より正確な放射化計算ができる環境が整いつつあるが、これに合わせた機能を有する新しい放射化計算コードの開発が望まれる。また、その信頼性を確認するための V&V が今後重要になると予想される。

【参考文献】

[1] RSIC CODE PACKAGE CCC-650K, “DOORS3.2a: One, Two- and Three-Dimensional Discrete Ordinates Neutron/Photon Transport Code System,” Oak Ridge National Laboratory.
[2] K. Kosako, N. Yamano, T. Fukahori, etc., “The Libraries DSXLIB and MATXSLIB Based on JENDL-3.3,” JAERI-Data/Code 2003-011 (2003).
[3] J. E. White, et al., “Production and Testing of the Revised VITAMIN-B6 Fine-Group and the BUGLE-96 Broad-Group Neutron/Photon Cross-Section Libraries Derived from ENDF/B-VI.3 Nuclear Data,” NUREG/CR-6214, Rev. 1, U.S. Nuclear Regulatory Commission (2000).
[4] A. G. Croff, “ORIGEN2: A Versatile Computer Code for Calculating the Nuclide Compositions and Characteristics of Nuclear Materials,” Nuclear Technology, Vol.62, (1983).
[5] I.C. Gauld, G. Radulescu, G. Ilas, et al., “Isotopic Depletion and Decay Methods and Analysis Capabilities in SCALE,” Nucl. Technol., 174, 169-195 (2011).
[6] K. Okumura, K. Kojima, K. Tanaka, “Development of multi-group neutron activation cross-section library for decommissioning of nuclear facilities,” JAEA-Conf 2015-003, 43-47 (2016).
[7] Nuclear Data Center, JAEA, https://wwwndc.jaea.go.jp/jendl/j5/j5.html
[8] J. Katakura, F. Minato, “JENDL Decay Data File 2015,” JAEA-Data/Code 2015-030 (2016).
[9] 奥村啓介, 杉野和輝, 小嶋健介 他, “JENDL-4.0 に基づく ORIGEN2 用断面積ライブラリセット; ORLIBJ40,” JAEA-Data/Code 2012-032
[10] ORNL, “SCALE 6.2 Special Edition,” SCALE Newsletter, No.48 (2016).
[11] Maria Pusa, “Rational Approximations to the Matrix Exponential in Burnup Calculations,” Nucl. Sci. and Technol., 169, 155-167 (2011).

*Keisuke Okumura[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

2022年秋の大会

核データ部会、シグマ調査専門委員会合同セッション

原子炉の廃止措置における放射化断面積データの現状と利用
Present Status and Applications of Activation Cross Section Data for Nuclear Reactor Decommissioning

（3）廃止措置及び廃棄物処理処分における核データの利用と今後核データに期待すること

(3) Significance and necessity of nuclear data in the backend field (in decommissioning and waste management)

*田中　健一（一財）エネルギー総合工学研究所

1. 国内，海外の廃止措置の状況

国内の原子力発電所は，全体の約 40%に相当する 24 基（福島第一発電所（以下，“１F”という。）の６基の廃炉を含む。）が廃止措置又は廃止措置の準備段階にある[1)]。また，日本原子力研究開発機構（JAEA）では，その所有する 79 の研究炉，核燃料取扱施設及び研究施設などの原子力施設（研究施設等）を 70 年ほどの期間で 1.9 兆円の予算見込みで廃止措置を行なっていく計画である[2)]。１F の廃炉，原子力発電所の廃止措置及び研究施設の廃止措置は，社会一般の注目度，必要な技術及び/又は資源投入の規模は異なる。これらの状況をひとまとめにして見れば廃止措置及び放射性廃棄物の処理処分というバックエンド分野の事業（以下，“バックエンド事業”という。）が原子力産業の主力ビジネスとなっている。

海外では，原子力発電所をはじめとする原子力施設の廃止措置は世界全体で数百の規模である[3)]。このうち，米国では既に数十の廃止措置終了の実績があり，その実績は日本をはじめとする廃止措置対象施設を有する各国で参照される事例となっている。また，米国では廃止措置及び放射性廃棄物の処理処分を請け負う民間会社が数社存在し，廃止措置及び放射性廃棄物の処理処分において民間企業が成り立つほどの合理化が進んでいる。欧州の各国では，廃止措置及び放射性廃棄物の処理処分は国策会社により推進されることとなっており，ステークホルダの理解を得るために効果的なバックエンド事業の推進が求められている。

2. 廃止措置を取り巻く動向

2-1. IAEA が主導する Digital Decommissioning (DD)

IAEA は，加盟国における廃止措置の合理的な実施を支援する活動として，廃止措置全般にわたるＩＴ技術の導入を提唱し，定期的な情報提供(Webiner の開催)を 2020 年から開始している[4)]。ここでは，安全が確保され，信頼性があり，かつ，効果的なバックエンド事業の推進に資する情報管理の方法が提案され，その中で“原子力版デジタルフォーメーション (DX[5)])（以下，“原子力 DX”という。）”の構築が提案されている。原子力ＤＸは，廃止措置だけではなく，原子力施設の立地，設計，建設，試運転/就役及び運転を含めた原子力施設のライフサイクル全体にわたって適用することで最も効果を発揮するものである。しかしながら，現時点では，各国において解決すべき重要な課題であるバックエンド業務に重点をおいた”Digital Decommissioning (DD) [6)] ”の概念整理及び一部機能の実装を進めることとなっている。DD は，建築/土木業界で積極的な導入が推進されている BIM (Building Information Modeling)[7)] の概念及び機能を中心に据え，ＢＩＭの取り扱うデータ形式を踏襲し，廃止措置に必要な機能として，データの収集/取得のツール群，情報ハンドリングツール群（DD アプリケーションズ）及び廃止措置の実施支援システム並びに教育訓練ツールで構成されている。IAEA が主導する DD はノルウェイのＩＦＥを中心に開発及び整備が進められている。国内では，昨年度からＩＡＥ が声がけを行い，ゼネコン各社とエンジニアリング会社で立ち上げた勉強会の活動を開始したところである。勉強会は，今年度に国内の実情を考慮したデータ形式の検討を行う計画である。

*Ken-ichi Tanaka[1]

[1]The Institute of Applied Energy（IAE）

2-2. Digital Decommissioning (DD)の概要

（1） データの構造

DD は，BIM を基本機能として組み込むことから BIM のデータ構造を基本とする。 BIM は IFC(Industry Foundation Classes)[8] と呼ばれるデータ形式を実装している。IFC は，“構造”と“属性”に分類されるオブジェクト指向データ群である。IFC は，そもそも建築/土木分野用に開発されたものであり，原子力施設への適用にあたっては，“属性”に放射能に関わる項目を付加する，または，放射能のデータを新たに追加するなどの拡張が必要になる。

（2） DD の構成

DD は，DD における情報をハンドリング行うツール群（DD 中心機能）を中心に，データの収集/取得のツール群（データツール）及び廃止措置の実施支援システム（支援システム）の 3 つの機能群で構成される(図 1 参照)。DD 中心機能の “施設設計情報管理（施設の特性把握）”が BIM であり，noSQL と呼ばれる（オブジェクト指向データベース）データベースによりデータの管理を行う。この機能により廃止措置対象施設のデータが工事計画の立案，安全評価及び規制対応及びコスト評価などへ必要なデータの引き渡しが行われる。データの引き渡し及び DD の情報出力は，“contexture focused（“文脈に焦点を当てた検索方式”）”という検索機能によって行われる。

その他の機能の説明は本稿の目的とするところではないのでここではこれ以上触れないが，上述の 3 つの機能群のうち，データツールは，“廃止措置対象施設に関する事実”を収集又は取得する機能であり，この事実は精緻かつ詳細に収集又は取得されることが必須である。DD に固有の放射能に関するデータも測定/分析及び解析により収集又は取得される。

一方，支援システムは，BIM から提供されるデータである構造及び属性を用いて具体的な工事をプロジェクト管理の手法を用いて立案及び実施支援並びに費用の最適化を図る。最適化にあたっては，廃止措置に関連する内部条件及び外部条件（規制要件を含む）という拘束条件が課せられる。この拘束条件に対してグレーデッドアプローチの考え方が適正に適用されなければならない。BIM のデータベースに対してグレーデッドアプローチの判断条件を適用することで，プロジェクト管理の合理化及び簡略化が可能になる。

図 1 に示す DD の構造では，左側のデータツールでは廃止措置対象の“ありのまま(as is)”を取り扱う精緻かつ詳細なデータの取り扱いがなされ，右側の支援システムでは内部要因及び外部要因と“ありのまま”の情報にグレーデッドアプローチの考え方を適用した上で合理化及び簡略化が行われる。DD 中心機能では，データツールによって提供された“ありのまま”のデータから“Digital Twin”[9] と呼ばれるバーチャルな原子力施設が構築され，「いつ，何を，どのようにする。」といった文脈で求められる情報を支援システムに提供していくものである。

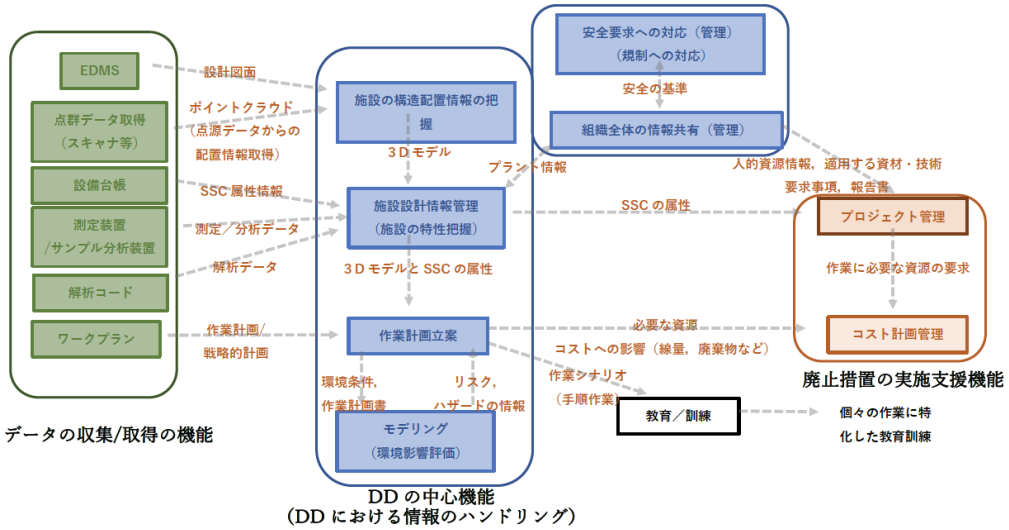


図 1 IAEA が主導する Digital Decommissioning(DD)の構造

3. 精緻化と合理化（詳細化と簡略化）

3-1. グレーデッドアプローチについて

IAEA は，廃止措置に関する一般安全要求[9]において，廃止措置の安全確保，すなわち，放射線防護の要求事項の１つとしてグレーデッドアプローチの適用を提唱している。IAEA は，廃止措置の安全確保にはグレーデッドアプローチの適用が必須であると主張しているのである。グレーデッドアプローチは，規制のあり方として以前より提唱されていた考え方ではあり，国内外でバックエンド分野の重要性が増すとともに，ここ数年注目されてきた考え方である。この考え方は，名称ほどその意味することが正しく普及しているとは言い難い現状がある。この考え方が国内に持ち込まれてきた際に割り当てられた“段階的な対応”という訳語のために適用に関わる解釈が曖昧になり，“リスクに応じた規制”という説明とともに，ともすれば“規制の緩和”という文脈で用いられることが多い。しかしながら“緩和”という考えは，この考え方とは全く逆の方向性を意味するである。廃止措置におけるこの考え方の適正な適用の普及を図るため，日本原子力学会標準委員会では廃止措置における基本的な安全要求事項を定める標準[10]を定め，この中でグレーデッドアプローチの適用の前提及び適用の条件を解説した。この箇所の一部を以下に引用する[10]。

（１） グレーデッドアプローチに関わる要求事項

廃止措置に関わる全ての者は，グレーデッドアプローチの考え方に基づき，廃止措置の計画，実施及び終了の全ての段階における全ての局面に対して，廃止措置対象施設の特性及び廃止措置作業に伴うリスクの程度を考慮して，状況に応じた効果的な施策を講じて廃止措置を遂行しなければならない。

（２） 適用に関する留意点の引用

b) 適用する対象箇所及び／又は作業というように範囲を限定し，その範囲の特性に見合うものであること。

c) 対象施設の規模，施設の種類及びその施設の構造上の複雑さに応じるものであること。

d) 廃止措置の作業を開始する時点における対象施設の物理的，化学的及び放射能インベントリの特性上の状態を考慮していること。

（３）適用の手順に関する箇所の引用

f) グレーデッドアプローチの適用においては，一意に定めた（適用において解釈の違いが発生しない）定量的及び／又は定性的に設定された判断基準によってグレード（区分）が設定され，区分ごとに安全要求及び／又は安全基準の遵守に対して必要な対策が示されていること。

グレード（区分）ごとに必要な施策は次のとおり設定する。

－ 最もリスクの低いグレードに対する対策を決定する。

－ 採るべき対策の判断を行おうとするグレードと最もリスクの低いグレードとのリスクの差分を判定する。

－ グレード間のリスクの差分を考慮し，追加すべき対策を決定していく。

なお，定性的な判断基準は，そのグレードに求められる必要十分条件が異なる解釈の余地のないように定められていなくてはならない。

g) グレードの設定及びグレードごとの対策は，文書化されており，作業における対策の実装の判断が検証可能であること。

（注：引用箇所中の“b)”，“c)”，“d)”，“f)”，“g)”は学会標準記載のままとした。）

上記の引用から分かるように，グレーデッドアプローチの適用では，対象に対して精緻な調査（対象に対する詳細な事実の把握）を行い，厳密に適用範囲，適用の基準及びその対策を設定が必須なのである。このような精緻な作業の下にグレーデッドアプローチの適用が可能になる。この適正な適用は，合理的な資源の投入及び廃止措置の活動自体の簡略化を可能にし，合理的な廃止措置を実現する。グレーデッドアプローチの考え方の適用は，精緻化と合理化，又は，詳細化と簡略化という相反する活動を表裏一体で行なっていくことであると言える。

なお，上述の通り DD の構造も“相反する活動が表裏一体”となっており，このような構造はグレーデッドアプローチによってその妥当性が担保されるものである。

3-2. DD における精緻化（詳細化）

DD におけるデータツール（図１の左側のツール群）では，精緻かつ詳細なデータが収集又は取得される。図中左側の上 3 つの機能は，原子力施設の詳細な構造並びにこれを構成する系統，構造物及び機器（Systems, Structures and Components (SSC)）の構造及び属性に関するデータの収集及び取得を行う機能である。構造について 3D-CAD による３次元表示を行うための情報が整備され，DD 中心機能における“施設の構造配置情報の把握”機能で３次元表示がされる。DD における各々の SSC の属性は，通常の IFC に加え原子力特有のデ

ータが必要になるが，これらについては原子力学会標準[11]に詳細が規定されている。

放射能に関わるデータは，測定装置/サンプル分析装置及び解析コードにより収集及び取得される。収集及び取得の方法は，上述の属性を規定するものとは別の原子力学会標準[12]に規定される。測定値及び/又は分析値は，国際的な動向に従いその信頼性をISOの定めるところ[13]に準拠した形式であることが求められる。

解析コードとは，中性子照射による放射性物質の生成及び消滅を解析評価するため中性子束分布を計算するコード及び計算された中性子束を入力として放射性物質の生成及び消滅を計算するコード並びにこれらで用いられる断面積データを指す。これらについては，信頼性の保証（V&V）がなされ，計算の不確かさ関する情報の提示可能であることが求められる。また，測定値及び/又は分析値並びに計算結果に加え，その値の信頼性を説明するための情報が“文脈に焦点を当てた検索方式”に従い提供できるものとなっていることが求められる。

3-3. DDにおける合理化（簡略化）

実際の廃止措置工事を計画し，費用の見積りを行う支援システムでは，具体的な工事対象の特性（放射能に関する情報を含む）及び工事の工法に依存するリスクの大きさがDDの中心機能から提供される。支援システムでは，リスクの大きさに応じて取るべき対策の程度判断し，合理化を図っていくものである。

例えば，作業員の被ばく予測を行い，防護の対策を計画する場合，リスクが相応に大きいものであれば精緻かつ詳細な評価（データツールで得られたものをそのまま用いる評価）が必要になり，リスクが小さいと判断される場合は簡略化された評価を用いることになる。また，発生する放射性廃棄物のレベル区分ごとの物量見積り（クリアランス物を含む）も，放射能レベルの程度及び解体で用いる工法の精度などを考慮し，それらにふさわしい評価が行われることになる。

４．まとめ（核データに期待すること）

廃止措置及び放射性廃棄物の処理処分の合理化では，国際的な動向としてIT技術の導入が積極的に進められている。IAEAは，廃止措置を支援する強力な仕組みとしてDDの開発及び整備を推進している。IAEAが主導するDDはノルウェイのIFEが提案する構造を基本に必要な機能やデータの形式を開発，整備していこうとしている。国内においては，このような活動は皆無であり，昨年よりIAEAの動向を把握する活動が始まったばかりである。

DDの導入の効果，特に費用対効果については，「壊すことやゴミの処理にそのような投資が必要か？」という疑問は当然であり，DDだけでは投資に対する説得力を持たないと言える，しかしながら，DDを原子力DXのサブシステムとして捉え，将来に向けた原子力の継続活動を合理的に進めるための第一歩とすることで説得力を持つものになるであろう。

この企画セッションの他の講演では，廃止措置における核データに関する種々の要求に対してなされ，それに対する対応が紹介されている。これまでのこのような成果により，廃止措置における放射能インベントリ評価の精緻化が進んできた。このような活動を今後も継続的に行なっていただくことを核データのエンドユーザとして切に願うところである。

これに加え，廃止措置及び放射性廃棄物の合理化に資するDDを国内に導入し定着させ，さらには原子力施設のライフサイクル全体で利用可能な原子力ＤＸとして発展させていくために次のような事項を期待する。

ア）核データに収納されている各核種のデータ整備の方法の説明
イ）核データに収納されている各核種のデータの信頼性（核データのV&V）の説明
ウ）核データに収納されている各核種のデータの使用上の留意点（使用の制限）の説明
エ）核データの取り扱いの方法及びその信頼性（核データ処理コードのV&V）の説明
オ）DDで要求される情報の提供方法検討

なお，これらについては今後国産DDにおけるIFCの形式を検討する際に提供可能な形式を協議させていただきたいと考えている。

参考文献

１）電気事業連合会，原子力発電所の廃止措置　廃止措置の状況，
https://www.fepc.or.jp/nuclear/haishisochi/index.html
２）JAEA，バックエンドロードマップの概要，https://www.jaea.go.jp/about_JAEA/backend_roadmap/s01.pdf
３）原子力デコミッショニング研究会，世界の廃止措置データベース，
http://www.decomiken.org/worlDDb/index.html
４）IAEA，Digital Tools, Virtual Reality and Robots to Help in Accelerating Dismantling of Retired Nuclear Facilities, IAEA Survey Shows，https://www.iaea.org/newscenter/news/digital-tools-virtual-reality-and-robots-to-help-in-accelerating-dismantling-of-retired-nuclear-facilities-iaea-survey-show
５）経済産業省，産業界におけるデジタルトランスフォーメーションの推進，
https://www.meti.go.jp/policy/it_policy/dx/dx.html
６）IAEA, Digitalization Supports Safe and Effective Nuclear Facility Decommissioning,
https://www.iaea.org/newscenter/news/digitalization-supports-safe-and-effective-nuclear-facility-decommissioning
７）国土交通省，BIM/CIM ポータルサイト，http://www.nilim.go.jp/lab/qbg/bimcim/spec_arch_new.html
８）BuildingSMART Japan, IFC とは，https://www.building-smart.or.jp/ifc/whatsifc/
９）IAEA，Decommissioning of Facilities, No.GSR.Part 6, IAEA, 2014
１０）日本原子力学会，原子力施設の廃止措置の基本安全基準：2022，　2022 年度中に発行予定
１１）日本原子力学会，原子力発電所の廃止措置計画時の特性調査指針：202x，発行予定
１２）日本原子力学会，原子力発電所の廃止措置計画時の放射能インベントリー評価指針：202x，発行予定
１３）ISO, Determination of the characteristic limits (decision threshold Detection limit and limits of the coverage interval) for measurements of ionizing radiation, IS0 11929-1~3, 2019

2022年秋の大会

核データ部会、シグマ調査専門委員会合同セッション

原子炉の廃止措置における放射化断面積データの現状と利用
Present Status and Applications of Activation Cross Section Data for Nuclear Reactor Decommissioning

（4）埋設処分に向けた研究炉廃棄物の放射化計算の検討状況

(4) Examination status of activation calculation of radioactive waste generated from research reactors for near surface disposal

*河内山 真美[1]，坂井 章浩[1]
[1] 日本原子力研究開発機構

1. はじめに

日本原子力研究開発機構では、研究施設等廃棄物の埋設処分に係る検討の一環として、研究炉の解体によって発生する廃棄物の計算による放射能インベントリの評価手法を検討している。研究炉の放射能評価では、炉内の中性子輸送計算を実施し、得られた中性子スペクトルを用いて ORIGEN-S コードによる炉内構造物の放射化計算を実施する方法を検討してきた。近年、JENDL-4.0 及び JENDL/AD-2017 などを基に作成したライブラリを導入して評価を実施しており、その検討状況について紹介する。

また、JPDR の解体で発生した生体遮蔽コンクリートのうち保管されているものを対象に、放射能評価計算で得られた結果の埋設処分への適用方法について紹介する。

2. 放射能評価計算の近年の検討状況

2-1. 立教大学研究炉を対象とした新しいライブラリを用いた放射能評価

試験研究炉の共通的な放射能評価法を構築するため、立教大学研究炉から試料採取及び残存放射能の化学分析を実施するとともに、試料採取位置での放射能評価計算を実施した[1]。立教大炉の断面のモデルと試料採取位置（P01、P02、P03）を図 1 に示す。本検討では、新規ライブラリを用いて放射能評価計算を再度実施し、中性子束の評価及び試料採取位置における放射能濃度評価を実施した。それらの結果について紹介するとともに、従来の検討結果及び化学分析結果との比較結果について紹介する。

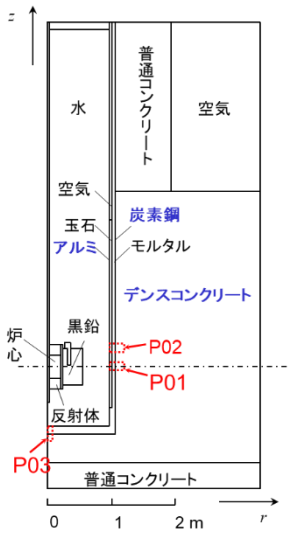


図1 立教炉モデルと試料採取位置

従来の検討では、JSSTDL-J32（JENDL-3.2 から作成された 100 群の断面積ライブラリ）及び SCALE4.4a に付属している ORIGEN-S 用の 3 群断面積を用いて中性子輸送計算及び放射化計算を実施していたが、本検討では、MATXSLIB-J40 を使用した中性子輸送計算に加え、MAXS/AD-2017（JENDL/AD-2017 から作成された 199 群放射化断面積ファイル）と評価地点の中性子スペクトルとから作成した 3 群断面積を用いた放射化計算を実施した。従来の検討及び新規ライブラリを用いた本検討の放射能評価計算のフローを図 2 に示す。

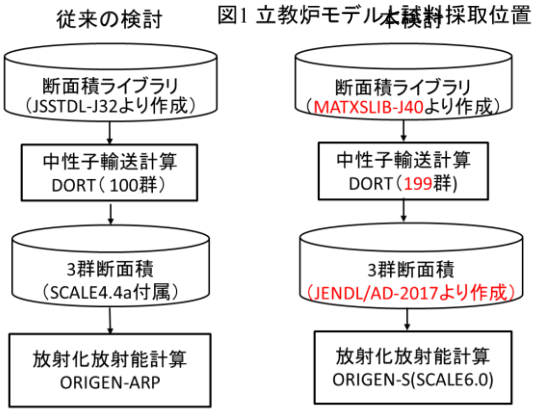


図2 立教大炉の放射能計算フロー

図 3 に、立教大炉の炉心高さにおける JSSTDL-J32 を用いた従来の検討と新規ライブラリ（MATXSLIB-J40）を用いた本検討による熱中性子束の分布を示す。なお、グラフ中に試料採取位置 P01 の位置を併せて示す。これより、MATXSLIB-J40 を用いた中性子輸送計算の方が中性子束が小さい結果が得られた。これは、従来の検討による中性子輸送計算では熱群が少なく、熱中性子の計算を適切に再現できなかったこと

に起因すると考えられる。

アルミニウムタンクの周り（アルミニウム、炭素鋼、デンスコンクリートを含む）から採取したコア試料における H-3、Co-60、Ni-63、Eu-152 の放射化学分析結果（測定）と、本検討の計算による放射能評価の結果（本計算）及びそれらの比較結果を表 1 に示す。従来の検討での放射能評価の結果（従来計算）及び本計算との比較結果についても示した。測定に対する本計算の放射能濃度の比（表 1（d））は、測定値が得られたものに関しては、P01 において 0.4～0.9 倍、P02 において 0.9～1.4 倍程度でよく一致していると言える。また、P03 においては概ね 1.5～3.2 倍程度となっており、アルミニウム及び炭素鋼の H-3 においては 16 倍と大きく違っている。これは、放射化計算の元素組成の設定において、起源元素である Li の分析で得られた定量下限値が比較的高かったため文献値を使用したが、実際の含有量が分析値よりも低かったためと考えられる。また、従来計算に対する本計算の値（表 1（e））から、本検討による計算が従来の結果の 0.1～0.9 倍と小さくなったが、これは、図 3 で P01 の位置における本検討の熱中性子束が従来の検討のものに比べて小さくなっていることから説明できる。これらより、本検討による中性子束分布及び試料の放射能濃度は、放射化学分析及び従来検討と比較して、概ね一致していると考えられる。

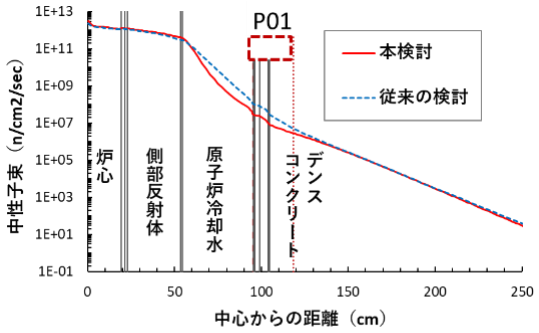


図3 立教大炉 炉心高さの熱中性子束分布

表1 測定と計算による採取試料の放射能濃度

材質	核種	試料採取位置	(a)測定 (Bq/g)	(b)従来計算 (Bq/g)	(c)本計算 (Bq/g)	(d) 本計算/測定	(e) 本計算/従来計算
アルミニウム	H-3	P01	0.105 ± 0.001	0.962	0.0570	0.54	0.06
		P02	0.0255 ± 0.0007	0.762	0.0364	1.4	0.05
		P03	0.00234 ± 0.00052	0.401	0.0367	16	0.1
	Co-60	P01	0.154 ± 0.006	0.315	0.100	0.65	0.32
		P02	0.0682 ± 0.0045	0.205	0.0647	0.95	0.32
		P03	0.0417 ± 0.005	0.148	0.0630	1.5	0.43
	Ni-63	P01	0.314 ± 0.009	0.190	0.135	0.43	0.71
		P02	0.119 ± 0.009	0.118	0.0986	0.83	0.84
		P03	0.0588 ± 0.005	0.117	0.107	1.8	0.91
炭素鋼	H-3	P03	<0.0016	0.421	0.173	>108	0.41
	Co-60	P01	3.38 ± 0.07	7.91	3.09	0.91	0.39
		P02	1.45 ± 0.03	4.88	1.97	1.4	0.40
		P03	0.785 ± 0.019	4.50	1.35	1.7	0.30
	Ni-63	P01	0.588 ± 0.019	0.990	0.364	0.62	0.37
		P02	0.258 ± 0.016	0.625	0.256	0.99	0.41
		P03	0.0727 ± 0.0086	0.414	0.162	2.2	0.39
	Eu-152	P03	<0.077	0.0820	0.0347	>0.45	0.42
コンクリート	H-3	P01	9.91 ± 0.01	23.0	7.95	0.80	0.35
		P02	4.79 ± 0.01	15.5	5.69	1.2	0.37
		P03	1.136 ± 0.003	6.05	3.60	3.2	0.60
	Co-60	P01	1.13 ± 0.02	1.92	0.890	0.79	0.46
		P02	0.518 ± 0.01	1.26	0.617	1.2	0.49
		P03	0.18 ± 0.002	0.958	0.383	2.1	0.40
	Eu-152	P01	1.38 ± 0.02	1.97	0.690	0.50	0.35
		P02	0.536 ± 0.01	1.32	0.577	1.1	0.44
		P03	0.116 ± 0.002	0.647	0.328	2.8	0.51

2-2. JPDR 動力試験炉で発生した廃棄物を対象とした放射能濃度の評価結果の埋設処分への適用検討

解体後に発生した JPDR の生体遮蔽コンクリートのうち、図 4 で示す比較的炉心に近い部分は、現在保管されている。そのため、この部分を対象に、計算で求めた廃棄物の放射能濃度の埋設処分への適用方法の検討について紹介する。

本検討では、DORT 計算のための断面積ライブラリは前述の MATXSLIB-J40 を用いて作成し、ORIGEN-S 計算のための断面積ライブラリには主に ENDF/B-VI.7 と FENDL-2.0 を基に作成された SCALE6.0 内蔵の 3 群断面積を使用している。放射化計算の結果とコンクリートの体積から保管中のコンクリート全体の平均放射能濃度を算出し、図 5 のフローに従ってトレンチ埋設処分が可能かどうか判定を行うとともに、トレンチ埋設処分における重要核種を試算した。

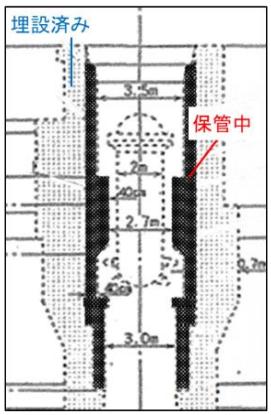


図4 JPDRの生体遮蔽コンクリート

トレンチ処分の安全評価シナリオ毎に、核種 i について基準線量相当濃度 Ci（Bq/t）に対する保管コンクリートの平均放射能濃度 Di（Bq/t）の比の合計（Σ（Di/Ci））を計算したところ、JPDR の保管コンクリートでは、全ての安全評価シナリオにおいて 1 を超えない（$\Sigma(Di/Ci) < 1$）た

め、トレンチ処分の基準線量相当濃度を満足でき、トレンチ埋設処分が可能と判定した。また、トレンチ処分の安全評価シナリオ毎に相対重要度（Di/Ci）が最大となる核種の値に対して1%以上の値となる核種を選定したところ、本試算では、H-3、C-14、Cl-36、Ca-41、Sr-90、Eu-152 が該当し、これらの核種が重要核種の候補となると想定される。埋設処分の事業許可申請書における重要核種では、廃棄物全体の総放射能量及び廃棄物毎の最大放射能濃度の評価が必要となる。今後、実際の埋設事業許可申請の際には、埋設施設の設計及び安全評価を反映した上で、上記の方法で埋設処分区分の判定及び重要核種の選定を実施することとなる。

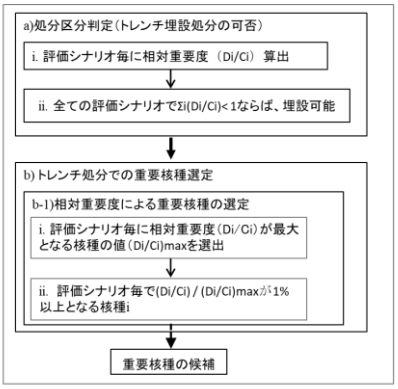


図5 埋設処分区分判定と重要核種候補の選定フロー

3. まとめ

埋設処分においては、中性子輸送計算及び放射化計算によって廃棄物の放射能濃度を評価した上で、埋設処分区分の判定及び重要核種の評価をする必要があり、放射能評価においては、最新の知見を反映するため、新しいライブラリによる放射能濃度評価を進める必要がある。本検討では、従来の計算に新しいライブラリを用いた計算による放射能評価計算の結果について紹介するとともに、放射能評価計算で得た結果の埋設処分区分への適用例を紹介した。

現在、放射化計算で中性子スペクトルを適切に反映したライブラリを用いるために、中性子束のエネルギーで 3 群に分けてライブラリを作成し計算を行う ORIGEN-S コードに代わり、199 群のスペクトルをそのまま用いて作成した 1 群ライブラリを用いる ORIGEN コード（SCALE6.2 付属）を導入する検討を進めている。代表的な炉型のスペクトルから作成された SCALE6.0 付属の 3 群放射化断面積ライブラリや、MAXS/AD-2017 を 3 群に縮約した放射化断面積ライブラリは、熱中性子束断面積に近似が入るため、評価点の 199 群中性子スペクトルを反映したライブラリを用いることで、炉毎に運転条件が大きく異なる研究炉の放射能評価のより正確な放射能評価計算が可能になると期待される。

今後も新しいライブラリを用いた原子炉の放射能評価計算を行い、埋設処分における評価に反映していく予定である。

[1] 村上昌史ほか, 試験研究用原子炉の解体により発生する廃棄物の放射能濃度評価方法の検討,JAEA-Technology 2019-003, 2019, 50p.

*Mami Kochiyama[1] and Akihiro Sakai[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

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

[3N08-13] Nuclear Data Measurement 3

Chair:tatsuhiko ogawa(JAEA)

Fri. Sep 9, 2022 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 Meigo[1], Keita Nakano[1], Yuji Yamaguchi[1], Kenichi Otsuji[2] (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 SUGIHARA[1], Shin-itiro MEIGO[1], Hiroki IWAMOTO[1], Keita NAKANO[1], Fujio MAEKAWA[1] (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 Iwamoto[1], Shinichiro Meigo[1], Daiki Satoh[1], Yosuke Iwamoto[1], Keita Nakano[1], Kenta Sugihara[1], Katsuhisa Nishio[1], Yoshihiro Ishi[2], Tomonori Uesugi[2], Yasutoshi Kuriyama[2] (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 toshimasa[1], Uozumi Yusuke[1], Yamaguchi Yuji[2], Iwamoto Yosuke[2], Sanami Toshiya[3], Koba Yusuke[4] (1. Kyushu Univ., 2. JAEA, 3. KEK, 4. QST)

3:30 PM - 3:45 PM

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

*Masaya Oishi[1], Shoichiro Kawase[1], Yukinobu Watanabe[1], Teppei Kawata[1], Kitafuji Kentaro[1], Hiroki Nishibata[1], Megumi Niikura[2], Daisuke Suzuki[2], Shintaro Go[2], Teiichiro Matsuzaki[2] (1. Kyushu Univ., 2. RIKEN)

3:45 PM - 4:00 PM

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

*Yuji Yamaguchi[1], Masahide Harada[1], Naritoshi Kawamura[2], Katsuhiro Haga[1] (1. JAEA, 2. KEK)

4:00 PM - 4:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

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]

[1]J-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ーメータの試験を数 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 陽子のプラスティクシンチレータ(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(Φ50 mm x 50 mmt)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~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。

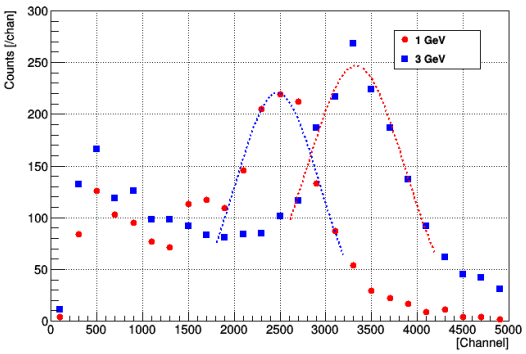


図 1 チェレンコフ検出器の応答関数の比較

*Shin-ichiro Meigo[1], Keita Nakano[1], Yuji Yamaguchi[1] , Kenichi Otsuji[2]

[1]J-PARC/JAEA, [2]National 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、^{7}Be($T_{1/2}$=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。

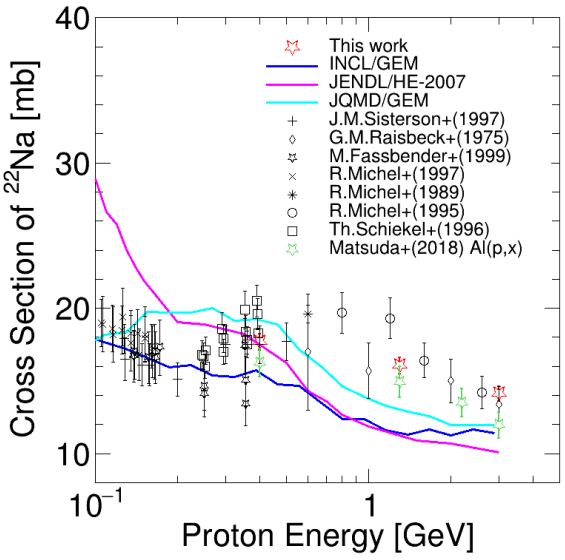


図 1. ^{22}Na の生成断面積

*Kenta Sugihara[1], Shin-ichiro Meigo[1], Hiroki Iwamoto[1], Keita Nakano[1] and Fujio Maekawa[1]

[1]JAEA

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 Riccardo[1]，洲嵜 ふみ[1]，大泉 昭人[1]，塚田 和明[1]，前川 藤夫[1]，森 義治[2]
[1]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，核破砕中性子，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。

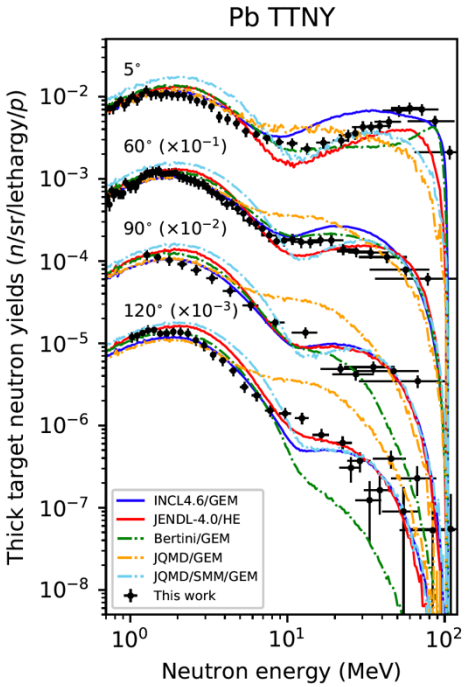


図 1 鉛標的に対する 107 MeV 陽子入射 TTNY の測定結果とモデル計算との比較

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。

*Hiroki Iwamoto[1], Shin-ichiro Meigo[1], Daiki Satoh[1], Yosuke Iwamoto[1], Keita Nakano[1], Kenta Sugihara[1], Katsuhisa Nishio[1], Yoshihiro Ishi[2], Tomonori Uesugi[2], Yasutoshi Kuriyama[2], Hiroshi Yashima[2], Kota Okabe[1], Hiroyuki Makii[1], Kentaro Hirose[1], Riccardo Orlandi[1], Fumi Suzaki[1], Akito Oizumi[1], Kazuaki Tsukada[1], Fujio Maekawa[1], Yoshiharu Mori[2]
[1]JAEA, [2]Kyoto Univ.

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[4]
[1]九大，[2]JAEA，[3]KEK，[4]QST

本研究では、230 MeV/u の α 粒子入射荷電粒子生成反応の二重微分断面積（DDX）の取得を目的とする。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,^{3}He,α の生成量を測定し、各標的核・放出角度の DDX を取得した。検出器として Si 半導体検出器、GSO シンチレータ、PWO シンチレータで構成されたカウンターテレスコープを使用し、放出粒子の種類およびエネルギーの同定には E-ΔE 測定法を用いた。

キーワード：二重微分断面積，PHITS，α 粒子入射

1. 緒言

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。

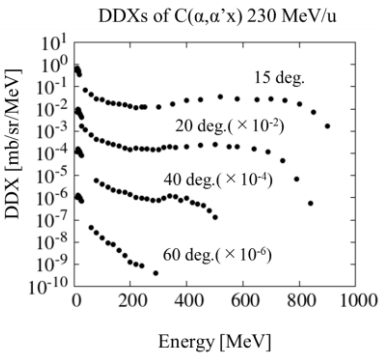
2. 実験

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,^{3}He,α の生成量を測定し、各標的核・放出角度・放出粒子の DDX を取得した。検出器として 2 枚の Si 半導体検出器(0.1 mm・0.3mm)、GSO シンチレータ、PWO シンチレータで構成されたカウンターテレスコープを使用した。1 枚目と 2 枚目の Si 半導体検出器、2 枚目の Si 半導体検出器と GSO シンチレータ、GSO シンチレータと PWO シンチレータの組み合わせをそれぞれ ΔE 検出器と E 検出器として E-ΔE 測定法を用いることによって放出粒子の種類およびエネルギーの同定を行った。

3. 結果・考察

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 ^{12}C(p,p'x)反応の放出角 15˚の DDX や本実験結果の(α,3Hex)の DDX でも同様のピークが見られる。



---

*Furuta Toshimasa[1], Uozumi Yusuke[1], Yamaguchi Yuji[2], Iwamoto Yosuke[2], Sanami Toshiya[3], Koba Yusuke[4]
[1]Kyushu Univ., [2]JAEA, [3]KEK, [4]QST

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。

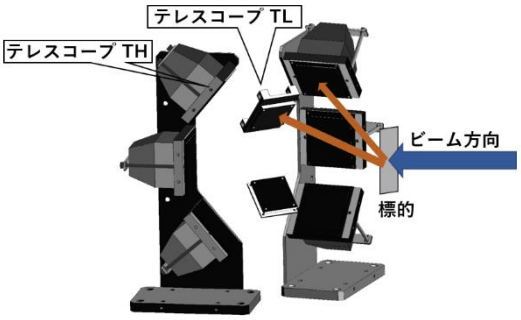


図 ： 検出器体系

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 ^{7}Li ビームを 11μm 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 Jouranal A*, 51, 1-11 (2015).

---

*Masaya Oishi[1], Shoichiro Kawase[1], Yukinobu Watanabe[1], Teppei Kawata[1], Kitafuji Kentaro[1], Hiroki Nishibata[1], Megumi Niikura[2], Daisuke Suzuki[2], Shintaro Go[2] and Teiichiro Matsuzaki[2]

[1]Kyushu Univ., [2]RIKEN.

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(Kα)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，Kα線のエネルギーが 4 MeV 以上と高く効率が悪いため，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 3×10^3 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。

表 1　放射性核種の生成量

標的	核種	Present [$\times10^{-2}/\mu^-$]
^{27}Al	^{24}Na	2.157±0.182
^{59}Co	^{59}Fe	24.34±2.02
^{141}Pr	^{140}La	0.141±0.013
	^{137m}Ce	7.274±0.679
^{209}Bi	^{208}Tl	2.517±0.499

PHITS 3.20 による放射性核種生成量 C/E（計算/実験）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。

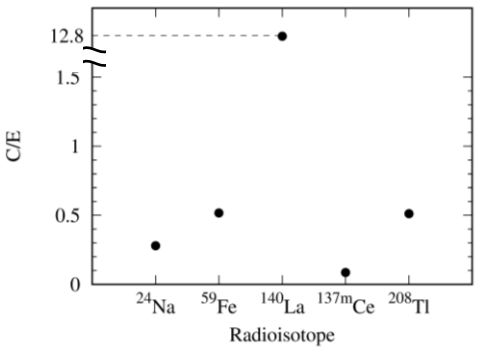


図 1　PHITS 3.20 による放射性核種生成量 C/E 値

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 Yamaguchi[1], Masahide Harada[1], Naritoshi Kawamura[2] and Katsuhiro Haga[1]

[1]JAEA, [2]KEK