Wed. Sep 8, 2021

Room A

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

[1A01-04] Vitrification

chair: Sou Watanabe (JAEA)
10:45 AM - 12:00 PM Room A

[1A01] Evaluation of HLW glass dissolution as a function of dissolved silica concentration under various pH conditions

*Toshihiro Kimachi[1], Yaohiro Inagaki[1], Kazuya Idemitsu[1], Tatsumi Arima[1] (1. Kyushu Univ.)

10:45 AM - 11:00 AM

[1A02] Numerical Simulation of Flowdown of a Molten Glass for Estimation of Temperature at the Bottom of a Melter

Ryoya Koyama[1], Chiba Kotaro[1], *Shunji Homma[1], Ikai Hiroshi[2], Iku Miyasaka[2] (1. Saitama Univ., 2. IHI)

11:00 AM - 11:15 AM

[1A03] Optimization of glass matrix composition for vitrification of a titanosilicate waste

*Sohei Sukenaga[1], Issei Takahashi[1], Masanori Tashiro[1], Midori Uchiyama[2], Hidenori Kawashima[2], Oniki Toshiro[2], Hiroyuki Shibata[1] (1. Tohoku Univ., 2. IHI)

11:15 AM - 11:30 AM

[1A04] Structural analyses of insoluble residue (noble metal precipitation)in high-level radioactive waste

*Koki Sakashita[1], Haruaki Matuura[1], Seishirou Tanaka[1], Isamu Sato[1], Haruka Tada[2] (1. TOKYO CITY UNIVERSITY, 2. IHI)

11:30 AM - 11:45 AM

[1A_GM] The 55th General Meeting of Division of Nuclear Fuel Cycle and Environment

12:10 PM - 12:50 PM Room A

[1A_GM] General Meeting

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

[1A_PL] Safety communication on geological disposal

chair: Osamu Tochiyama (NSRA)
1:00 PM - 2:30 PM Room A

[1A_PL01] Why geological disposal?

*Yukiko Kusano[1] (1. NUMO)

[1A_PL02] Integration of safety arguments and evidences into a safety case carried out at NUMO

*Tetsuo Fujiyama[1] (1. NUMO)

[1A_PL03] Panel discussion for safety communication on geological disposal

*Osamu Tochiyama[1]、Atsushi Iizuka[2]、Michito Shimo[3]、Kenichiro Nakarai[4]、Tetsuro Hirono[5]、Keiichiro Wakasugi[6] (1. NSRA, 2. Kobe Univ., 3. FGI, 4. Hiroshima Univ., 5. Osaka Univ., 6. Tokai Univ.)

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

[1A05-08] Contaminated Water at Fukushima Daiichi NPS

chair: Kazuyoshi Uruga (CRIEPI)
2:45 PM - 4:00 PM Room A

[1A05] Analysis of Alpha radionuclide in the contaminated water at the torus room of unit #2 reactor of Fukushima Daiichi NPS

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

2:45 PM - 3:00 PM

[1A06] Analysis of Alpha radionuclide in the contaminated water at the torus room of unit #2 reactor of Fukushima Daiichi NPS

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

3:00 PM - 3:15 PM

[1A07] Analysis of Alpha radionuclide in the contaminated water at the torus room of unit #2 reactor of Fukushima Daiichi NPS

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

3:15 PM - 3:30 PM

[1A08] Analysis of Alpha radionuclide in the contaminated water at the torus room of unit #2 reactor of Fukushima Daiichi NPS

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

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

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

[1A09-12] Contaminated Concrete

chair: Yoshihiro Kitatsuji (JAEA)
4:00 PM - 5:15 PM Room A

[1A09] Infiltration behavior of Sr and Cs and its prediction in a concrete

*Norikazu Kinoshita[1], Hitoshi Nakashima[1], Yuki Sasaki[1], Kazuyuki Torii[1], Keisuke Sueki[2] (1. Shimizu, 2. Univ. of Tsukuba)

4:00 PM - 4:15 PM

[1A10] Chemical State Analysis of Strontium Attached to Structural Materials of Reactor Building

*Yuko Kimoto[1], Kai Yoneyama[1], Isamu Sato[1], Haruaki Matsuura[1], Eriko Suzuki[2] (1. Tokyo City University, 2. Japan Atomic Energy Agency)

4:15 PM - 4:30 PM

[1A11] Study on the Radionuclide Contamination Mechanisms of Concrete and the Estimation of Distribution of Radionuclides

*Kazuo Yamada[1], Yasumasa Tojo[2], Sayuri TOICA[3] (1. NIES, 2. Hokkaido U., 3. THC)

4:30 PM - 4:45 PM

[1A12] Diffusion behavior of iodide and cesium ions in hardened cement paste

*Takaya Kawato[1], Keisuke Ishida[2], Takeshi Yamamoto[1], Daisuke Minato[1], Kiyoshi Fujisaki[2], Takafumi Hamamoto[2], Morihiro Mihara[3] (1. CRIEPI, 2. NUMO, 3. JAEA)

4:45 PM - 5:00 PM

Room B

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 504-1 Isotope Separation, Application of Isotopes, Uranium Enrichment

[1B01-03] Isotope Analysis &Separation

chair: Akira Kuwahara (Nagoya Univ.)
2:45 PM - 3:45 PM Room B

[1B01] Development of graphite furnace atom source for resonance ionization time of flight mass spectrometry

*Honoka Yamaguchi[1], Koya Hattori[1], Gyo Itsubo[1], Volker Sonnenschein[1], Ryohei Terabayashi[2], Hideki Tomita[1,3], Klaus Wendt[4] (1. Nagoya Univ., 2. UTokyo, 3. JST PRESTO, 4. Johannes Gutenberg University Mainz)

2:45 PM - 3:00 PM

[1B02] Development of high-resolution resonance ionization spectroscopy using a direct diode laser pumped Ti:Sapphire laser

*Koya Hattori[1], Volker Sonnenschein[1], Honoka Yamaguchi[1], Gyo Itsubo[1], Ryohei Terabayashi[2], Kenji Shimazoe[2], Tetsu Sonoda[3], Hironobu Ishiyama[3], Klaus Wendt[4], Hideki Tomita[1,3,5] (1. Nagoya Univ., 2. UTokyo, 3. RIKEN, 4. Johannes Gutenberg University Mainz, 5. JST PRESTO)

3:00 PM - 3:15 PM

[1B03] Chemical Exchange Isotope Separation of Calcium and Lithium via Organic Phase Macrocyclic Crown-Ether.

*Anawat Rittirong[1], Takaaki Yoshimoto[1], Ryuta Hazama[1], Tadafumi Kishimoto[2], Toshiyuki Fujii[2], Yoichi Sakuma[3], Satoshi Fukutani[4], Yuji Shibahara[4], Ayaki Sunaga[4] (1. Osaka Sangyo Univ., 2. Osaka Univ., 3. Tokyo Tech, 4. Kyoto Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM

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

[1B04-07] Analytical Technique

chair: Tsuyoshi Murakami (CRIEPI)
3:45 PM - 5:00 PM Room B

[1B04] Fundamental investigation of laser ablation atomization for resonance ionization mass spectrometry

*Akira Kuwahara[1], Kenta Murakami[1], Hideki Tomita[1,2], Youichi Enokida[1] (1. Nagoya Univ., 2. JST PRESTO)

3:45 PM - 4:00 PM

[1B05] Interference removal for high-sensitivity rapid analysis of ^{107}Pd in radioactive rubbles by ICP-MS / MS

*Hiroyuki Iwahashi[1,2], Van-khoai Do[1,2], Takahiro Furuse[1,2], Yuki ohta[1,2], Shunta Homma[1,2], Kiyoko Kurosawa[1,2], Yoshiaki Motoki[1,2], Takashi Hirosawa[1,2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. International Research Institute for Decommissioning)

4:00 PM - 4:15 PM

[1B06] Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-7

*Takahiro Karino[1], Katsuaki Akaoka[1], Ikuo Wakaida[1] (1. JAEA)

4:15 PM - 4:30 PM

[1B07] Development of Quick and Remote Analysis for

©Atomic Energy Society of Japan

Severe Accident Reactor-7

*Katsuaki Akaoka[1], Takahiro Karino[1], Ikuo Wakaida[1] (1. JAEA)

4:30 PM - 4:45 PM

Room C

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

[1C01-06] Waste

chair: Taiji Chida (Tohoku Univ.)
10:20 AM - 12:00 PM Room C

[1C01] Dissolution behavior of iron uranium oxide

*Ryutaro Tonna[1], Taishi Kobayashi[1], Daisuke Akiyama[2], Akira Kirishima[2], Nobuaki Sato[2], Takayuki Sasaki[1] (1. KYOTO UNIVERSITY, 2. Tohoku University)

10:20 AM - 10:35 AM

[1C02] Dissolution behavior of $CaUO_4$ under reducing condition

*Yuto Kato[1], Taishi Kobayashi[1], Takayuki Sasaki[1] (1. Kyoto Univ.)

10:35 AM - 10:50 AM

[1C03] Alteration of UO_2 studied by ultra-low temperature TRLFS

*Takumi Saito[1], Noboru Aoyagi[2], Huiyang Mei[1,2] (1. School of Engineering, The University of Tokyo, 2. Advanced Science Research Center, Japan Atomic Energy Agency)

10:50 AM - 11:05 AM

[1C04] Evaluation of the Amount of Infiltration and Leachate from Concrete Pit Facilities for Waste Generated from Research, Industrial and Medical

*Rina Ogawa[1], Hisakazu Nakata[1], Akihiro Sakai[1] (1. JAEA)

11:05 AM - 11:20 AM

[1C05] Effect of super-saturation on continuous removal of radioactive strontium from fresh water by co-crystallization with calcium carbonate

*Tsuneki Ichikawa[1,2], Kazuo Yamada[2] (1. Hokkaido University, 2. National Institute for Environmental Studies)

11:20 AM - 11:35 AM

[1C06] Preliminary analysis of long-term evolution for geological environment around drift in the Horonobe Underground Research Laboratory

*Mitsuo Gohke[1], Mitsunobu Okihara[1], Tsuneyuki Maemura[2], Ryo Yasuda[2], Hiroya Matsui[3], Yusuke Ozaki[3], Akihito Mochizuki[3] (1. Shimizu, 2. Dia Consultants, 3. JAEA)

11:35 AM - 11:50 AM

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

[1C07-12] Migration &Sorption

chair: Haruo Sato (Okayama Univ.)
2:45 PM - 4:25 PM Room C

[1C07] Evaluation of Deposition Behavior of Supersaturated Silicic Acid in the Presence of Ca and Mg Ions

*Non Shirasawa[1], Taiji Chida[1], Tsugumi Seki[1], Yuichi Niibori[1] (1. Tohoku Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

[1C08] Solubility of palladium in the presence of α-isosaccharinic acid (2)

*Hajime Iwata[1], Shingo Kimuro[1], Akira Kitamura[1], Shunsuke Miyabe[2], Mamiko Maeno[2], Takeru Tanaka[2], Manami Hieda[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Kyudensangyo. Co., Inc.)

3:00 PM - 3:15 PM

[1C09] Evaluation of the interaction between deep groundwater natural organic matter and metal ions using fluorescence spectroscopy and multivariate analysis and arrangement of their origins

*Shusaku Nishi[1], Kazuya Miyakawa[2], Kanako Toda[1], Takumi Saito[1] (1. UTokyo, 2. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

[1C10] Evaluation of long-term safety of geological disposal of high-level waste generated during reprocessing spent MOX-LWR fuels

*Eriko Minari[1], Satsuki Kabasawa[2], Morihiro Mihara[2], Hitoshi Makino[2], Masahiko Nakase[1], Hidekazu Asano[1], Kenji Takeshita[1] (1. Tokyo Tech, 2. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

[1C11] Sorption study of U(IV)on montmorillonite in the presence of carbonate

*Motohide Tsuda[1], Taishi Kobayashi[1], Takayuki Sasaki[1], Takafumi Hamamoto[2], Keisuke Ishida[2] (1. Kyoto Univ., 2. NUMO)

3:45 PM - 4:00 PM

[1C12] Evaluation of Channel Formation and Migration Behavior of Cesium under an Unsaturated

©Atomic Energy Society of Japan

Condition

*Hirotaka Kawakami[1], Yuichi Niibori[1], Taiji Chida[1], Tsugumi Seki[1] (1. Tohoku University)

4:00 PM - 4:15 PM

Room D

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

[1D01-04] Severe Accident &Nuclear Transmutation

chair: Yuji Ohishi (Osaka Univ.)
10:50 AM - 12:00 PM Room D

[1D01] High-temperature steam oxidation of 304 stainless steel in argon gas containing cesium molybdate.

*Mai Dung Do Thi[1], Tadachika Nakayama[1], Hisayuki Suematsu[1] (1. Nagaoka University of Technology)

10:50 AM - 11:05 AM

[1D02] Thermophysical properties of fuel debris containg concrete components

*Nanase Fukushima[1], Kazuya Idemitsu[1], Yaohiro Inagaki[1], Tatsumi Arima[1], Tadahiro Joraku[1] (1. Kyushu Univ.)

11:05 AM - 11:20 AM

[1D03] Impurity evaporation behavior of alkali elements from lead-bismuth eutectic

*Yuya Yamada[1], Takuma Fujiwara[1], Shinya Miyahara[1], Yuji Arita[1], Toshinobu Sasa[2], Hayanori Takei[2], Fujio Maekawa[2], Hironari Obayashi[2], Keita Nakano[2] (1. Univ. of Fukui, 2. JAEA)

11:20 AM - 11:35 AM

[1D04] Application of Pore Former for Density Control in (Pu,Zr)N sintering process

*Seiya Takaki[1], Masahide Takano[1], Haruyoshi Otobe[1] (1. JAEA)

11:35 AM - 11:50 AM

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Fuel Division

[1D_PL] Future prospects for nuclear fuel

chair: Ken Kurosaki (Kyoto Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room D

[1D_PL01] Diverse fuel forms and R &D prospects

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

[1D_PL02] Light water reactor fuels

*Masayoshi Uno[1] (1. Univ. of Fukui)

[1D_PL03] MOX fuels

*Seiichiro Maeda[1] (1. JAEA)

[1D_PL04] Metal fuels

*Takanari Ogata[1] (1. CRIEPI)

[1D_PL05] Nitride fuels

*Masahide Takano[1] (1. JAEA)

[1D_PL06] High temperature gas-cooled reactor fuels

*Shohei Ueta[1] (1. JAEA)

[1D_PL07] Molten salt fuels

*Yuji Arita[1] (1. Univ of Fukui)

[1D_PL08] Discussion

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

[1D05-09] Fuel Development Using AI &Machine Learning

chair: Kenji Konashi (Tohoku Univ.)
2:45 PM - 4:10 PM Room D

[1D05] Acceleration of nuclear fuel development research incorporating artificial intelligence (AI) technology

*Kenji Konashi[1], Yuji Arita[2], Tsuyoshi Yaita[3], Hiromichi Watanabe[4], Kyoichi Morimoto[3], Masashi Watanabe[3] (1. Tohoku Univ., 2. Fukui Univ., 3. JAEA, 4. AIST)

2:45 PM - 3:00 PM

[1D06] Acceleration of nuclear fuel development research incorporating artificial intelligence (AI) technology

*Nobuhiko Kato[1], Kazuki Mori[1], Kenji Konashi[2] (1. CTC, 2. Tohoku Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM

[1D07] Acceleration of nuclear fuel development research incorporating artificial intelligence (AI) technology

Kenzi Konashi[1], *Kazuki Mori[2], Nobuhiko Kato[2] (1. TOHOKU Univ., 2. ITOCHU Techno-Solutions Corp.)

3:15 PM - 3:30 PM

[1D08] Acceleration of nuclear fuel development research incorporating artificial intelligence (AI) technology

*Yuji Arita[1], Keisuke Niino[1], Tsuyoshi Yaita[2], Hajime Tanida[2], Tohru Kobayashi[2], Kyoichi Morimoto[2], Masashi Watanabe[2], Hiromichi Watanabe[3], Toru Higuchi[4], Kenji Konashi[5] (1. Univ. of Fukui, 2. JAEA, 3. AIST, 4. NFD, 5. Tohoku Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM

[1D09] Exploring uranium compounds with high thermal conductivity using machine learning

©Atomic Energy Society of Japan

*Kin Meigyoku[1], Masaya Kumagai[1,2], Yuji Ohishi[3], Ken Kurosaki[1,4] (1. Kyoto Univ., 2. Sakura Internet, 3. Osaka Univ., 4. Univ. of Fukui)
3:45 PM - 4:00 PM

Room E

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

[1E01-06] External Event

chair: Atsushi Ui (CRIEPI)
10:15 AM - 11:55 AM Room E

[1E01] Study on local damage to reinforced concrete panels subjected to oblique impact by projectiles
*Akemi Nishida[1], Zuoyi Kang[1], Yukihiko Okukda[1], Haruji Tsubotaa[1], Yinsheng Li[1] (1. JAEA)
10:15 AM - 10:30 AM

[1E02] Study on local damage to reinforced concrete panels subjected to oblique impact by projectiles
*Zuoyi Kang[1], Yukihiko Okuda[1], Akemi Nishida[1], Haruji Tsubota[1], Yinsheng Li[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)
10:30 AM - 10:45 AM

[1E03] Study on assessment of effects on reinforced concrete structure with internal equipment subjected to projectile impact
*Yukihiko Okuda[1], Zuoyi Kang[1], Akemi Nishida[1], Haruji Tsubota[1], Yinsheng Li[1] (1. JAEA)
10:45 AM - 11:00 AM

[1E04] Proposals of No-Collapse Tsunami Levee for Atomic Power Plants against Un-expected Design-size of Tsunami Waves
*Daijiro Kaneko[1] (1. Remote Sensing Environmental Monitor, Inc.)
11:00 AM - 11:15 AM

[1E05] Development of the automation tool for wildfire evaluation with FARSITE
*Kota Tominaga[1], Hisayuki Kyou[1], Daisuke Fujiwara[1], Ryunosuke Yamaguchi[1], Hiroyuki Fujita[1] (1. TEPSYS)
11:15 AM - 11:30 AM

[1E06] Development of Business Continuity Plan Considering the Compound Risk of Nuclear Accidents Based on IRIDM
*Hirotaka Araki[1], Keita Yamamoto[1], Kenta Murakami[2] (1. Nagaoka Univ. of Tech., 2. UTokyo)
11:30 AM - 11:45 AM

[1E_GM] The 26th General Meeting of Nuclear Safety Division

12:10 PM - 12:50 PM Room E

[1E_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Safety Division

[1E_PL] Safety measures and risk management of nuclear power plants against external events

chair: Akio Yamamoto (Nagoya Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room E

[1E_PL01] Challenges Concerning External Events Identified by the Working Group of AESJ Nuclear Safety Division
*Tatsuya Itoi[1], Koichi Miyata[2] (1. Utokyo, 2. ATENA)

[1E_PL02] Activities in Nuclear Utilities
*Takeshi Kunimasa[1] (1. KEPCO)

[1E_PL03] Activities in Regulatory Body
*Taijun Tanikawa[1] (1. NRA)

[1E_PL04] Discussion

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

[1E07-11] Severe Accident1

chair: Takahiro Arai (CRIEPI)
2:45 PM - 4:10 PM Room E

[1E07] Development of Passive Debris Cooling System Phase II
*Satoru Kuboya[1], Yuya Takahashi[1], Shohei Kanamura[1], Keisuke Tsukada[1], Yasushi Yamamoto[1], Hideki Horie[1], Yoichi Onitsuka[1], Mika Tahara[1], Tadashi Fujii[2], Takumi Yoshikawa[3] (1. TOSHIBA ESS, 2. HGNE, 3. JAPC)
2:45 PM - 3:00 PM

[1E08] Development of Passive Debris Cooling System Phase II
*Tomonori Kimura[1], Masafumi Nojima[1], Tadashi Fujii[1], Yoichi Onitsuka[2], Takumi Yoshikawa[3] (1. HGNE, 2. TOSHIBA ESS, 3. JAPC)
3:00 PM - 3:15 PM

[1E09] Development of Passive Debris Cooling System Phase II

©Atomic Energy Society of Japan

*Keisuke Tsukada[1], Yasushi Yamamoto[1], Hideki Horie[1], Satoru Kuboya[1], Yuya Takahashi[1], Shohei Kanamura[1], Yoichi Onitsuka[1], Mika Tahara[1], Tadashi Fujii[2], Takumi Yoshikawa[3] (1. TOSHIBA ESS, 2. HGNE, 3. JAPC)

3:15 PM - 3:30 PM

[1E10] Development of Passive Debris Cooling System Phase II

*Hideki Horie[1], Keisuke Tsukada[1], Yasushi Yamamoto[1], Mika Tahara[1], Satoru Kuboya[1], Yuya Takahashi[1], Shohei Kanamura[1], Yoichi Onitsuka[1], Tadashi Fujii[2], Takumi Yoshikawa[3] (1. TOSHIBA ESS, 2. HGNE, 3. JAPC)

3:30 PM - 3:45 PM

[1E11] Development of Passive Debris Cooling System Phase II

*Mika Tahara[1], Satoru Kuboya[1], Yuya Takahashi[1], Shohei Kanamura[1], Keisuke Tsukada[1], Yasushi Yamamoto[1], Hideki Horie[1], Yoichi Onitsuka[1], Tadashi Fujii[2], Takumi Yoshikawa[3] (1. TOSHIBA ESS, 2. HGNE, 3. JAPC)

3:45 PM - 4:00 PM

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

[1E12-14] Severe Accident2

chair: Hiroshi Madokoro (JAEA)
4:10 PM - 5:05 PM Room E

[1E12] Development of out of pile experimental method for evaluating the effect of dispersed fuel fragments on the fuel coolability depending on accumulation mode under FFRD condition

*Yuki Shimizu[1], Koichi Ogata[1], Yasunari Shinohara[1], Masaaki Yamato[2] (1. NDC, 2. MHI)

4:10 PM - 4:25 PM

[1E13] Numerical analysis of IVR code benchmark by MAAP5

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

4:25 PM - 4:40 PM

[1E14] Prediction of core water injection timing at the time of Fukushima accident considering Tellurium release event during Zr cladding oxidation

*Akihide Hidaka[1,2], Sigeto Kawashima[3], Mizuo Kajino[4], Sentaro Takahashi[5], Tomoyuki Takahashi[3] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Khalifa Univ., 3. Kyoto Univ., 4. Meteorological Research Institute, 5. Former Kyoto Univ.)

4:40 PM - 4:55 PM

Room F

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

[1F01-03] Nuclear Data Evaluation &Library Development

chair: Shinsuke Nakayama (JAEA)
10:00 AM - 11:00 AM Room F

[1F01] The optimization of the optical potential for nucleon-nucleus scattering by using coupled-channel optical model (2)

*Shoto Watanabe[1], Futoshi Minato[2], Masaaki Kimura[1], Nobuyuki Iwamoto[2,1] (1. Hokkaido Univ., 2. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM

[1F02] Development of hybrid nuclear data estimator with Gaussian processes

*Hiroki Iwamoto[1], Osamu Iwamoto[1], Satoshi Kunieda[1] (1. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM

[1F03] Revision of JENDL-4.0/HE ACE file

*Chikara Konno[1], Kenichi Tada[1], Norihiro Matsuda[1] (1. JAEA)

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

[1F04-06] Simulation &Nuclear Data Validation

chair: Hiroki Iwamoto (JAEA)
11:00 AM - 12:00 PM Room F

[1F04] Evaluation of monochoromatic energy electron neutirno using PHITS

*Takehito Hayakawa[1], Tatsuhiko Ogawa[2], Toshitaka Kajino[3], Jae Won Shin[4], Myung-Ki Cheoun[4] (1. National Institutes for Quantum and Ragiological Science and Techonology, 2. Japan Atomic Enertgy Agency, 3. Beihang University, 4. Soongsil University)

11:00 AM - 11:15 AM

[1F05] Problems on ENDF/B-VIII.0 and JEFF-3.3 copper nuclear data above a few MeV

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

11:15 AM - 11:30 AM

[1F06] Sensitivity analysis of k_{eff} based on three

©Atomic Energy Society of Japan

FRENDY/MG generated multi-group libraries with four sodium-cooled fast reactors.
*Junshuang Fan[1], Go Chiba[1] (1. Hokkaido Univ.)
11:30 AM - 11:45 AM

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

[1F07-11] Fission Theory

chair: Katsuhisa Nishio (JAEA)
2:45 PM - 4:15 PM Room F

[1F07] Determining the Pairing Strength of Actinide Region Nuclides by Relativistic Mean Field Theory and Gauss Process Regression
*Taiki Kouno[1], Jingde Chen[1], Chikako Ishizuka[1], Tsunenori Inakura[1], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Tech)
2:45 PM - 3:00 PM

[1F08] TKE of fission fragments in neutron-induced fission of ^{235}U, ^{238}U, ^{239}Pu by 4D Langevin model
*Kazuya Shimada[1], Chikako Ishizuka[1], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Tech)
3:00 PM - 3:15 PM

[1F09] Fission fragment yields estimated from the microscopic calculations through the random-walk method
*Kazuki Fujio[1], Shuichiro Ebata[2], Tsunenori Inakura[1], Chikako Ishizuka[1], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Tech, 2. Saitama Univ.)
3:15 PM - 3:30 PM

[1F10] Angular Momentum of Fission Fragments from AMD
*Jingde Chen[1], Chikako Ishizuka[1], Satoshi Chiba[1], Akira Ono[2] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Tohoku University)
3:30 PM - 3:45 PM

[1F11] Energy dependence of charge polarization deduced from the time-dependent mean-field calculation
*Shuichiro Ebata[1], Shin Okumura[2], Chikako Ishizuka[3], Satoshi Chiba[3] (1. Saitama University, 2. IAEA, 3. Tokyo Tech)
3:45 PM - 4:00 PM

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

[1F12-14] Nuclear Data Measurement 1

chair: Atsushi Kimura (JAEA)
4:15 PM - 5:15 PM Room F

[1F12] Nuclear fission of of ^{258}Md produced in the ^{4}He+^{254}Es reaction
*Katsuhisa Nishio[1], Kentaro Hirose[1], Hiroyuki Makii[1], Riccardo Orlandi[1], Kazuaki Tsukada[1], Masato Asai[1], Atsushi Toyoshima[1], Krzysztof Rykaczewski[2] (1. JAEA, 2. ORNL)
4:15 PM - 4:30 PM

[1F13] Differential and Integral Experiment for validation of ^{233}U nuclear data
*Jun-ichi Hori[1], Tadafumi Sano[2], Yoshiyuki Takahashi[1], Kazushi Terada[1], Hiroshi Yashima[1], Hironobu Unesaki[1] (1. Kyoto Univ., 2. Kindai Univ.)
4:30 PM - 4:45 PM

[1F14] Differential and Integral Experiment for validation of ^{233}U nuclear data
*Tadafumi Sano[1], Jun-ichi Hori[2], Yoshiyuki Takahashi[2], Takashi Kanda[1], Kazushi Terada[2], Hiroshi Yashima[2], Hironobu Unesaki[2] (1. Kindai Univ., 2. Kyoto Univ.)
4:45 PM - 5:00 PM

Room G

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 203-1 Accelerator and Beam Acceleration Technology

[1G01-03] Accrelator, Beam Accrelation

chair: Jinfeng Yang (Osaka Univ.)
10:00 AM - 10:55 AM Room G

[1G01] New acceleration method: Proof-of-principle study on vertical FFA accelerator for Harmonytron
*Kyosuke Adachi[1], Hidehiko Arima[1], Yujiro Yonemura[1], Yuhi Waga[1], Akihiro Ito[1], Koki Takamatsu[1], Nobuo Ikeda[1], Yoshiharu Mori[2] (1. Kyushu Univ., 2. Kyoto Univ.)
10:00 AM - 10:15 AM

[1G02] Proof-of-principle study on vertical FFA accelerator for Harmonytron
*Akihiro Ito[1], Hidehiko Arima[1], Yujiro Yonemura[1], Yuhi Waga[1], Kyosuke Adachi[1], Koki Takamatsu[1], Nobuo Ikeda[1], Yoshiharu Mori[2] (1. Kyushu Univ., 2. Kyoto Univ.)
10:15 AM - 10:30 AM

[1G03] Particle Trajectory Optimization of PIG Negative-Ion Source in Electrostatic Tandem Accelerator

©Atomic Energy Society of Japan

*Hongfu Liu[1], Yoshiyuki Oguri[2], Hiroaki Miyake[1], Kaisei Enoki[1], Akane Komori[1], Kaoru Ueda[1], Naoto Hagura[1] (1. Tokyo City University, 2. Tokyo Institute of Technology)

10:30 AM - 10:45 AM

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 203-1 Accelerator and Beam Acceleration Technology

[1G04-06] Electron Beam

chair: Heishun Zen (Kyoto Univ.)
10:55 AM - 11:55 AM Room G

[1G04] Evaluation of magnetic field of undulator for laser modulation

*Koichi Kan[1], Masao Gohdo[1], Jinfeng Yang[1], Yoichi Yoshida[1] (1. SANKEN (The Institute of Scientific and Industrial Research), Osaka University)

10:55 AM - 11:10 AM

[1G05] Observation of irreversible structural dynamics with relativistic femtosecond-pulsed electron beam

*Jinfeng Yang[1], Koichi Kan[1], Masao Gohdo[1], Yoichi Yoshida[1] (1. Sanken, Osaka U.)

11:10 AM - 11:25 AM

[1G06] Simulation study of spatial distribution of energy deposition due to ionizing radiation and its time-evolution considering time-dependent permittivity of solvent

*Masao Gohdo[1], Koichi Kan[1], Jinfeng Yang[1], Yoichi Yoshida[1] (1. ISIR, Osaka Univ.)

11:25 AM - 11:40 AM

[1G_GM] The 45th General Meeting of Subcommittee on Particle Accelerator and Beam Science

12:10 PM - 12:50 PM Room G

[1G_GM] General Meeting

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

[1G_PL] Recent Topics on Particle Accelerator Development and Beam Applications in Hokkaido

chair: Kai Masuda (QST)
1:00 PM - 2:30 PM Room G

[1G_PL01] Status of Hokkaido University Proton Beam Therapy Center and Research Activities on High-Precision Proton Therapy

*Taeko Matsuura[1] (1. Hokkaido Univ.)

[1G_PL02] Renewal of the Hokkaido University Electron Linac and Status of the Pulsed Neutron Source "HUNS-2"

*Takashi Kamiyama[1] (1. Hokkaido Univ.)

[1G_PL03] Recent Application Activities of Electron LINAC-driven Pulsed Neutron Sources at Hokkaido University, HUNS

*Hirotaka Sato[1] (1. Hokkaido Univ.)

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 203-2 Beam Measurements/203-4 Synchrotron Orbital Radiation, Laser

[1G07-09] Laser

chair: Fumito Sakamoto (NIT Akita College)
2:45 PM - 3:45 PM Room G

[1G07] Development of Charge Districation Monitor based on Secondary Electron Emission for Real Time Measurement of Extraction Efficiency of Free Electron Laser

*Heishun Zen[1] (1. Kyoto Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

[1G08] Remote heating experiments using 10kW fiber laser and robot system

*Akihiko Nishimura[1,2] (1. JAEA, 2. Fukui Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM

[1G09] High scanning speed High power density Laser irradiation point temperature and complete decontamination

*Eisuke John Minehara[1], Atsushi Kosuge[2], Naoyuki Kisohara[2], Akihiko Tsuboi[2] (1. LDD, 2. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 203-3 Application of Beams, Target

[1G10-14] Beam Application

chair: Koichi Kan (Osaka Univ.)
3:45 PM - 5:15 PM Room G

[1G10] Fused CT imaging technique to improve 3D isotope-selective NRF-CT image

*Khaled Ali[1,2], Hideaki Ohgaki[1], Heishun Zen[1], Toshiteru Kii[1], Takehito Hayakawa[3,4], Toshiyuki Shizuma[3], Hiroyuki Toyokawa[5], Masahiro Katoh[6,7], Masaki Fujimoto[6], Yoshitaka Taira[6] (1. Kyoto Univ., 2. South Valley Univ., 3. QST , 4. Osaka Univ., 5. AIST , 6. UVSOR , 7. Hiroshima Univ.)

3:45 PM - 4:00 PM

[1G11] Evaluation of beam scanning method for sealed

©Atomic Energy Society of Japan

Li target heat load reduction for BNCT.
*Seinosuke Tomita[1], Sachiko Yoshihashi[1], Shogo Honda[1], Kazuki Tsuchida[1], Atsushi Yamazaki[1], Kenichi Watanabe[1], Yoshiaki Kiyanagi[1], Akira Uritani[1] (1. Nagoya Univ.)
4:00 PM - 4:15 PM

[1G12] Research on beam transport model construction of dynamitron accelerator for BNCT
*Taiga Furihata[1], Sachiko Yoshihashi[1], Shogo Honda[1], Kazuki Tsuchida[1], Atsushi Yamazaki[1], Akira Uritani[1] (1. Nagoya University)
4:15 PM - 4:30 PM

[1G13] Rutherford backscattering spectrometry analysis of in-situ ion-beam-graft polymerized polyethylene sheets
*Yuki Nitta[1], Fumiya Harada[1], Akira Taniike[1], Yuichi Furuyama[1] (1. Kobe Univ.)
4:30 PM - 4:45 PM

[1G14] Study on radiation-induced reaction process of metal resist ligands
*Tomoe Otsuka[1], Yusa Muroya[1], Takahiro Kozawa[1], Takuya Ikeda[2], Yoshitaka Komuro[2], Daisuke Kawana[2] (1. ISIR, Osaka Univ., 2. Tokyo Ohka Kogyo)
4:45 PM - 5:00 PM

Room H

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

[1H01-05] Radiation Shielding
chair: Koji Oishi (JER)
10:30 AM - 12:00 PM Room H

[1H01] Technical review group activity related to shielding experiment in OECD/NEA
*Shuichi Tsuda[1], Yosuke Iwamoto[1] (1. JAEA)
10:30 AM - 10:45 AM

[1H02] Beamline shielding design for 3 GeV next-generation synchrotron radiation facility
*Hiroki Matsuda[1], Masayuki Hagiwara[1,2], Akihiro Takeuchi[1], Toshiro Itoga[3], Hiroyuki Konishi[1] (1. QST, 2. KEK, 3. JASRI)
10:45 AM - 11:00 AM

[1H03] Characterization of beta-rays and bremsstrahlung x-rays of fuel debris
*Taichi Matsumura[1], Manabu Fujita[2], Kenichi Terashima[1], Masahiro Sakamoto[1], Keisuke Okumura[1] (1. JAEA, 2. JPC)
11:00 AM - 11:15 AM

[1H04] Discussion on the Standardization of Shielding Material focusing on Concrete
*Mikihiro Nakata[1], Hidenori Kawano[2], Yukio Sakamoto[2], Masahiro Yoshida[3] (1. Nuclear Development Corporation, 2. ATOX, 3. Nuclear Safety Technology Center)
11:15 AM - 11:30 AM

[1H05] Study on Appropriate Review of Simple Dose Calculation Method for Gamma-Ray Shielding
*Yoshihiro Hirao[1], Fumiyoshi Nobuhara[2], Seiki Ohnishi[1] (1. NMRI, 2. TNS)
11:30 AM - 11:45 AM

[1H_GM] The 38th General Meeting of Student Network
12:10 PM - 12:50 PM Room H

[1H_GM] General Meeting

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

[1H06-13] Fuel Debris &Nuclear Material Measurement
chair: Daiki Satoh (JAEA)
2:45 PM - 5:00 PM Room H

[1H06] A Numerical simulation on Bremsstrahlung Ray Measurement for β-Decay in Spent Nuclear Fuel
Yasushi Nauchi[1], Shunsuke Sato[1], *Akihiro Sasahara[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry)
2:45 PM - 3:00 PM

[1H07] Development of active neutron NDA system for nuclear non-proliferation and nuclear security (6)
*akira ohzu[1], Makoto Maeda[1], Masao Komeda[1], Yosuke Toh[1] (1. JAEA)
3:00 PM - 3:15 PM

[1H08] Neutron irradiation test of bubble detector for fuel debris detections
*Kenichi Terashima[1], Taichi Matsumura[1], Masaaki Kaburagi[1], Masahiro Sakamoto[1], Eka Sapta Riyana[1], Keisuke Okumura[1] (1. JAEA)
3:15 PM - 3:30 PM

[1H09] Measurement test of non-destructive assay for quantification of nuclear materials in fuel debris

©Atomic Energy Society of Japan

*Keisuke Okumura[1], Yasushi Nauchi[2], Risa Suzuki[1], Takayoshi Nohmi[1], Tomooki Shiba[1], Masaaki Kaburagi[1], Akira Takada[3], Yoshihiro Kosuge[3], Taketeru Nagatani[1] (1. JAEA, 2. CRIEPI, 3. NESI)
3:30 PM - 3:45 PM

[1H10] Measurement test of non-destructive assay for quantification of nuclear materials in fuel debris
*Yasushi Nauchi[1], Kosuge Yoshihiro[2], Takayoshi Nohmi[3], Risa Suzuki[3], Taketeru Magatani[3], Tomooki Shiba[3], Akira Takada[2], Masaaki Kaburagi[3], Keisuke Okumura[3] (1. CRIEPI, 2. NESI, 3. JAEA)
3:45 PM - 4:00 PM

[1H11] Measurement test of non-destructive assay for quantification of nuclear materials in fuel debris
*Risa Suzuki[1], Takayoshi Nohmi[1], Taketeru Nagatani[1], Hideo Shiromo[1], Tomooki Shiba[1], Masaaki Kaburagi[1], Keisuke Okumura[1], Yoshihiro Kosuge[2], Akira Takada[2], Yasushi Nauchi[3] (1. JAEA, 2. NESI, 3. CRIEPI)
4:00 PM - 4:15 PM

[1H12] Measurement test of non-destructive assay for quantification of nuclear materials in fuel debris
*Tomooki Shiba[1], Masaaki Kaburagi[1], Yoshihiro Kosuge[2], Yasushi Nauchi[3], Akira Takada[2], Risa Suzuki[1], Takayoshi Nohmi[1], Taketeru Nagatani[1], Keisuke Okumura[1] (1. JAEA, 2. NESI, 3. CRIEPI)
4:15 PM - 4:30 PM

[1H13] Measurement test of non-destructive assay for quantification of nuclear materials in fuel debris
*Masaaki Kaburagi[1], Tomooki Shiba[1], Keisuke Okumura[1], Yasushi Nauchi[2], Risa Suzuki[1], Takayoshi Nohmi[1], Taketeru Nagatani[1], Akira Takada[3], Yoshihiro Kosuge[3] (1. JAEA, 2. CRIEPI, 3. NESI)
4:30 PM - 4:45 PM

Room I

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

[1I01-06] Fuel Debris Characterization

chair: Rei Kimura (TOSHIBA ESS)
10:10 AM - 11:55 AM Room I

[1I01] The possible use of short half-life noble gas fission products for measurement of criticality and identification of plutonium in fuel debris canister
*Eka Sapta Riyana[1], Keisuke Okumura[1], Masahiro Sakamoto[1], Taichi Matsumura[1], Kenichi Terashima[1] (1. JAEA)
10:10 AM - 10:25 AM

[1I02] Analysis of Effective Multiplication Factor in Sedimentation of Fuel Debris Particles
*Shigeki Shiba[1] (1. Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority)
10:25 AM - 10:40 AM

[1I03] Development of the insoluble neutron absorbers using self-assembled surfactant aggregates
*Ryota Nambara[1], Takuji Kume[1], Noriaki Ushio[1] (1. KAO)
10:40 AM - 10:55 AM

[1I04] Improvement of the STACY critical assembly to measure critical characteristics of fuel debris
*Shouhei Araki[1], Kazuhiko Izawa[1], Satoshi Gunji[1], Kenya Suyama[1], Junichi Ishii[1], Masakazu Seki[1], Fuyumi Kobayashi[1], Hiroyuki Fukaya[1] (1. JAEA)
10:55 AM - 11:10 AM

[1I05] Improvement of the STACY critical assembly to measure critical characteristics of fuel debris
*Satoshi Gunji[1], Shouhei Araki[1], Kenya Suyama[1], Kazuhiko Izawa[1] (1. JAEA)
11:10 AM - 11:25 AM

[1I06] Whole Core Three-Dimensional Nuclide Inventory Calculation of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
*Masahiro Sakamoto[1], Keisuke Okumura[1], Kenichi Tada[1], Kenji Nishihara[1], Shinya Mizokami[2], Masato Mizokami[2], Yousuke Miki[3], Seiji Kaneko[3] (1. JAEA, 2. TEPCO HD, 3. TEPSYS)
11:25 AM - 11:40 AM

[1I_GM] The 55th General Meeting of Reactor Physics Division

12:10 PM - 12:50 PM Room I

[1I_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network | Reactor Physics Division

[1I_PL] Future of reactor physics study on experimental and research reactor

chair: Satoshi Gunji (JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

1:00 PM - 2:30 PM Room I

[1I_PL01] Report of requests for promotion of reactor physics study on research and test reactor
*Takanori Kitada[1] (1. Osaka Univ.)

[1I_PL02] Young researchers' opnions on research reactor for future reactor physics
*Tomohiro Endo[1] (1. Nagoya Univ.)

[1I_PL03] Raising of issues on future of reactor physics study utilizing experimental and research reactor
*Willem F. G. Van Rooijen[1] (1. Univ. of Fukui)

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

[1I07-10] Reactor Noise Measurement &Analysis

chair: Kenichi Tada (JAEA)
2:45 PM - 3:55 PM Room I

[1I07] Development of reactor noise measurement by using BGO detector in UTR-KINKI
*Masaki Goto[1], Tadafumi Sano[1], Atsushi Sakon[1], Kunihiro Nakajima[1], Takashi Kanda[1], Shoichi Ikeda[1], Hiroyuki Fukuda[1], Koji Matsui[1], Yasunori Matsuo[1], Kengo Hashimoto[1] (1. KINDAI Univ.)
2:45 PM - 3:00 PM

[1I08] A Study for Reactor Noise Measurement in Power Operation at Kyoto Univ. Reactor Part.4
*Sin-ya Hohara[1], Atsushi Sakon[1], Kunihiro Nakajima[2], Takashi Kanda[2], Masaki Goto[2], Tadafumi Sano[1], Jyunichi Hori[3], Kengo Hashimoto[1] (1. Kindai Univ. AERI, 2. Graduate School of Sci. and Eng., Kindai Univ., 3. Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto Univ.)
3:00 PM - 3:15 PM

[1I09] Application of Dynamic Mode Decomposition to Reactor Noise Analysis Method
*Fuga Nishioka[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1], Kenichi Watanabe[2], Cheol Ho Pyeon[3] (1. Nagoya University, 2. Kyushu University, 3. Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University)
3:15 PM - 3:30 PM

[1I10] Application of Dynamic Mode Decomposition to Reactor Noise Analysis Method
*Tomohiro Endo[1], Fuga Nishioka[1], Akio Yamamoto[1], Kenichi Watanabe[2], Cheol Ho Pyeon[3] (1. Nagoya Univ., 2. Kyushu Univ., 3. Kyoto Univ.)
3:30 PM - 3:45 PM

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

[1I11-14] Subcriticality Measurement

chair: Kunihiro Nakajima (Kindai Univ.)
3:55 PM - 5:05 PM Room I

[1I11] Development of Uncertainty Evaluation Methodology for Sub-Criticality Monitoring using Prompt Neutron Decay Constant
*Hiroki Koike[1], Koji Asano[1], Daisuke Sato[1] (1. MHI)
3:55 PM - 4:10 PM

[1I12] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris
*Satoshi Wada[1,2], Shinya Kano[1,2], Hiroyuki Yazawa[1,2], Tsuyoshi Misawa[3], Yasunori Kitamura[3] (1. IRID, 2. TOSHIBA ESS, 3. Kyoto Univ.)
4:10 PM - 4:25 PM

[1I13] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris
*Makoto Shimizu[1,2], Shinya Kano[1,2], Satoshi Wada[1,2] (1. IRID, 2. TOSHIBA ESS)
4:25 PM - 4:40 PM

[1I14] Investigation of numerical analysis of the prompt-neutron decay constant of a subcritical reactor
*Motoyuki Nakajima[1], Willem van Rooijen[1] (1. Univ. of Fukui)
4:40 PM - 4:55 PM

Room J

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

[1J01-04] Research Reactor Operation/Management/Design

chair: Sin-Ya Hohara (Kindai Univ.)
10:50 AM - 12:00 PM Room J

[1J01] Initiatives of developing engineering methods for application of graded approach to ensuring safety of research reactors
*Toru Nakatsuka[1], Takashi Tsumura[1], Yuiko Motome[1], Masaki Amaya[1], Taisuke Yonomoto[1] (1. JAEA)
10:50 AM - 11:05 AM

[1J02] Consideration of let boric acid in JRR-3 reactor core for shutdown at the time of accident
*masahiro iwaasa[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

11:05 AM - 11:20 AM

[1J03] Exposure assessment of radiation workers due to accidents in NSRR

*Yuiko Motome[1], Toru Nakatsuka[1], Masaki Amaya[1], Taisuke Yonomoto[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:20 AM - 11:35 AM

[1J04] Design of reactor physics experiments for Molten Salt Reactor in KUCA

*Thi Dung Nguyen[1], Willem van Rooijen[1] (1. Univ. of Fukui)

11:35 AM - 11:50 AM

Planning Lecture | Board and Committee | Ethics Committee

[1J_PL] Aiming for Good Organizational Calture

chair: Kimio Ito (JAEA)

1:00 PM - 2:30 PM Room J

[1J_PL01] Outline of the revision of the "Code of Ethics"

*Masanobu Kamiya[1] (1. JAPC)

[1J_PL02] Discussion in the Ethics Committee

*Kyoko Oba[1] (1. JAEA)

[1J_PL03] Safety, Nuclear Security and Organizational Culture - considering from problems in TEPCO -

*Tomoaki Inamura[1] (1. CRIEPI)

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

[1J05-09] Thermal Hydraulics of Sodium-Cooled Fast Reactors 1

chair: Yoichi Utanohara (INSS)

2:45 PM - 4:10 PM Room J

[1J05] Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor

*Takashi Takata[1], Hirotaka Nakahara[2], Tohru Suzuki[3], Yuji Ohishi[4] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, 3. Tokyo City University, 4. Osaka University)

2:45 PM - 3:00 PM

[1J06] Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor

*Akihiro Uchibori[1], Ken-ichi Kawada[1], Mitsuhiro Aoyagi[1], Takashi Takata[1], Hirotaka Nakahara[2], Takashi Abe[2] (1. JAEA, 2. HGNE)

3:00 PM - 3:15 PM

[1J07] Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor

*Mitsuhiro Aoyagi[1], Yasuhiro Enuma[1], Masateru Sonehara[1], Wataru Kosaka[1] (1. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

[1J08] Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor

*Tohru Suzuki[1], Haruki Honda[1], Yu Takahashi[1], Ken-ichi Kawada[2] (1. Tokyo City Univ., 2. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

[1J09] Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor

*Yuji Ohishi[1], Yifan Sun[1], Tomoya Takatani[1], Hiroaki Muta[1], Toshiki Kondo[2], Shin Kikuchi[2] (1. Osaka Univ., 2. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM

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

[1J10-13] Thermal Hydraulics of Sodium-Cooled Fast Reactors 2

chair: Tohru Suzuki (TCU)

4:10 PM - 5:15 PM Room J

[1J10] Experimental study on flow regime and breakup of Liquid jet discharged from oval nozzle

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

4:10 PM - 4:25 PM

[1J11] Evaluation of a High-Speed Gas Jet Behavior into a Liquid Pool and Entrained Droplets phenomena

*Masafumi Saito[1], Akiko Kaneko[1], Akihiro Uchbori[2], Akikazu Kurihara[2], Takashi Takata[2], Hiroyuki Ohshima[2] (1. University of Tsukuba, 2. JAEA)

4:25 PM - 4:40 PM

[1J12] Prediction of Wastage Rate in Sodium-Water Reaction by Hierarchical Bayesian Approach

©Atomic Energy Society of Japan

*Hidenori Matsui[1], Akira Yamaguchi[1], Takashi Takata[1], Sunghyon Jang[1] (1. UTokyo)
4:40 PM - 4:55 PM

[1J13] Study on cooling process of decay heat removal systems in a reactor vessel of sodium-cooled fast reactor by scaled water experiments
*Kosuke Aizawa[1], Mitsuyo Tsuji[1], Jun Kobayashi[1], Akikazu Kurihara[1], Shigeru Nakane[2], Hideyoshi Onuma[3] (1. JAEA, 2. NESI, 3. Ascend)
4:55 PM - 5:10 PM

Room K

Oral presentation | I. General Issues | General Issues

[1K01-06] Regulation, Technology Assessment &Acceptance

chair: Kenta Horio (CRIEPI)
10:15 AM - 12:00 PM Room K

[1K01] Safety, Regulatory and Social Issues on Micro-reactors
*Shin-etsu Sugawara[1], Shohei Otsuki[2], Tadakatsu Yodo[2], Wataru Nakazato[2], Satoru Kamohara[2] (1. Kansai Univ., 2. MHI)
10:15 AM - 10:30 AM

[1K02] Study on the Regulatory system applied for development and deployment of Micro-Reactors
*Takanori Tanaka[1], Satoshi Konishi[2] (1. Kyoto University, 2. Institute of Advanced Energy, Kyoto University)
10:30 AM - 10:45 AM

[1K03] Study on Institutional Aspects of Long Term Operation of Nuclear Power Plants in the United States and the European Countries and Future Perspective in Japan
*Tomoaki Inamura[1] (1. CRIEPI)
10:45 AM - 11:00 AM

[1K04] An Analysis on decarbonization of electricity in Japan by Optimal Power Generation Mix model including Nuclear Fuel Cycle and Variable Renewable Energy
*Hotaka Minatomoto[1], Ryoichi Komiyama[1], Yasumasa Fujii[1] (1. The University of Tokyo)
11:00 AM - 11:15 AM

[1K05] Advantage of Nuclear Heat Supply to Hydrogen Production
*Masao Hori[1] (1. Nuclear Systems Association)
11:15 AM - 11:30 AM

[1K06] " Becoming OURS" of nuclear waste disposal issue - its significance and method -
*Yuya Ishizaki[1], Kazunari Taniguchi[2], Yasuhiro Nogayama[3], Tetsuo Sawada[4] (1. Kyokyo HS, 2. Kyokyo Univ, 3. Kyokyo JHS, 4. Tokyo Tech)
11:30 AM - 11:45 AM

[1K_GM] The 45th General Meeting of Social and Environmental Division

12:10 PM - 12:50 PM Room K

[1K_GM] General Meeting

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

[1K_PL] 2020 Award Commemorative lecture of Social &Env.Div;

chair: Shoji Tsuchida (Kansai Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room K

[1K_PL01] Quantification of Radionnuclide Migration Parameters in Safety Assesument of Radioactive Waste Disposal
Ryo Nakayashi[1], Daisuke Sugiyama[1] (1. CRIEPI)

[1K_PL02] For reconstruction after the Fukushima nuclear accident
*Sae Ochi[1] (1. Jikei Univ.)

[1K_PL03] What will be revealed /not to be revealed by social research
*Kaisuke Saito[1] (1. Okayama Univ.)

[1K_PL04] Implications for the nuclear industry through research on decision-making, organizational behavior, nuclear policy
*Ryota Matsui[1] (1. Yamanashi Pre. Univ.)

Oral presentation | I. General Issues | General Issues

[1K07-10] Social Survey

chair: Ryuta Takashima (TUS)
2:45 PM - 4:00 PM Room K

[1K07] Measurement of Public Opinion on Nuclear Power Generation (13)
*Tomohiro Fujita[1] (1. INSS)
2:45 PM - 3:00 PM

[1K08] Measurement of Public Opinion on Nuclear Power Generation (13)
*Atsuko Kitada[1] (1. INSS)
3:00 PM - 3:15 PM

[1K09] People's Contact with Information and Risk

©Atomic Energy Society of Japan

Aversion Regarding The Health Effects of Low-dose Exposure

*Fumihiro Yamane[1] (1. Hiroshima City University)

3:15 PM - 3:30 PM

[1K10] Analysis of concern and anxiety about social issues from the "Questionnaire on energy and nuclear power"

*Reiko Kuwagaki[1], Shoji Tsuchida[2] (1. CRIEPI, 2. Kansai Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM

Oral presentation | I. General Issues | General Issues

[1K11-14] Education &Human Resources Development

chair: Shoji Tsuchida (Kansai Univ.)
4:00 PM - 5:15 PM Room K

[1K11] Improvement of the severe accident practice tool

*Ikuo Kawasaki[1], Toshiya Takaki[1], Yoshinori Yamamoto[2], Hiroyuki Ikeda[2] (1. INSS, 2. KEPCO)

4:00 PM - 4:15 PM

[1K12] Hitachi-GE's Knowledge Management Approach for Transferring Nuclear Technical Knowledge

*Tadasu Yagi[1], Yoshinori Terao[1], Manami Kogai[1], Masaaki Osaka[1], Tetsuya Matsui[1], Naoki Ogiwara[2] (1. HGNE, 2. KAJ)

4:15 PM - 4:30 PM

[1K13] Development of a board game to study the characteristics of power sources and power generation mix

*Noritaka Yusa[1], Ryoju Hamada[2] (1. Tohoku Univ., 2. Asahikawa National College)

4:30 PM - 4:45 PM

[1K14] Report on the "Mext.'s International Nuclear Human Resource Development Initiative Project", "Training to Understand Risks related to Nuclear Reactors and Fuels and Their Control"

*Tetsuya Matsui[1], Atsumu Hirabayashi[1], Kazuyoshi Hashimoto[1], Kohei Yoshida[1], Toru Higuchi[2] (1. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 2. Nippon Nuclear Fuel Development Co., Ltd.)

4:45 PM - 5:00 PM

Room L

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

[1L01-03] Liquid Metal Compatibility with Structural Material

chair: Kazunari Katayama (Kyushu Univ.)
10:00 AM - 11:00 AM Room L

[1L01] Liquid metal compatibility with Al-containing steel fabricated by additive manufacturing

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

10:00 AM - 10:15 AM

[1L02] Chemical compatibility of ODS FeCrAl alloys for liquid Sn divertor concepts

*Yukihiro Miyakawa[1], Masatoshi Kondo[1], Naoko Oono[2], Ryuta Kasada[3], Yu Hao[3], Kan Sakamoto[4], Teruya Tanaka[5] (1. Tokyo Tech, 2. Yokohama Natl. Univ., 3. Tohoku Univ., 4. NFD, 5. NIFS)

10:15 AM - 10:30 AM

[1L03] Corrosion behaviors of F82H steel in liquid metal heat transfer mediums Li, Na, and, NaK of A-FNS

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

10:30 AM - 10:45 AM

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

[1L04-06] Flow &Purity Control of Liquid Metal

chair: Teruya Tanaka (NIFS)
11:00 AM - 12:00 PM Room L

[1L04] On-line monitoring of liquid metal level through change of static gas pressure

*Ryunosuke Nishio[1], Masatoshi Kondo[1] (1. Tokyo Tech)

11:00 AM - 11:15 AM

[1L05] Oxide impurity removal in lead lithium eutectic alloy by an electrochemical method

*Juro Yagi[1], Yuto Murata[1], Hiroyuki Tamiya[1], Keisuke Mukai[1], Satoshi Konishi[1] (1. Kyoto Univ.)

11:15 AM - 11:30 AM

[1L06] Solubility of bismuth in Li– Pb liquid breeder

*Yuto Murata[1], Juro Yagi[1], Keisuke Mukai[1], Satoshi Konishi[1] (1. Kyoto Univ.)

11:30 AM - 11:45 AM

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

©Atomic Energy Society of Japan

[1L07-14] Blanket Material

chair: Keisuke Mukai (Kyoto Univ.)
2:45 PM - 5:00 PM Room L

[1L07] Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity

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

2:45 PM - 3:00 PM

[1L08] R&D on an innovative metal refining technology for stably securing of beryllium resources

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

3:00 PM - 3:15 PM

[1L09] R&D on an innovative metal refining technology for stably securing of beryllium resources

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

3:15 PM - 3:30 PM

[1L10] Tritium recovery behavior for tritium breeder Li_4SiO_4– Li_2TiO_3 mixture material

*Shiori Hirata[1], Kyosuke Ashizawa[1], Yuki Koyama[1], Fei Sun[2], Qilai Zhou[3], Makoto I Kobayashi[4], Yasuhisa Oya[1] (1. Grad. Sch., of Shizuoka Univ., 2. Hefei University of Technology, 3. Wuhan University of Technology, 4. NIFS)

3:30 PM - 3:45 PM

[1L11] CO_2 absorption characteristics of Li_2ZrO_3 powders under various exposure conditions

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

3:45 PM - 4:00 PM

[1L12] CO2 absorption characteristics of Li2TiO3 under various atmospheric exposures

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

4:00 PM - 4:15 PM

[1L13] CO_2 absorption characteristics of Li_2ZrO_3 under moist atmospheric exposure

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

4:15 PM - 4:30 PM

[1L14] Numerical Analyses on Transient Response for the Enrichment Process of Lithium Isotopes by Displacement Chromatography (2)

*Takahiko Sugiyama[1] (1. Nagoya University)

4:30 PM - 4:45 PM

Room M

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

[1M01-04] Atmospheric Dispersion

chair: Kimiaki Saito (JAEA)
10:45 AM - 12:00 PM Room M

[1M01] Performance evaluation of atmospheric dispersion model ensemble for plume arrival prediction performance near the nuclear power plant

*Yusaku Kiriyama[1], Hiromi Yamazawa[1], Jun Moriizumi[1] (1. Nagoya Univ.)

10:45 AM - 11:00 AM

[1M02] Development of an estimation method of concentration distribution and release amount of radionuclide discharged to the atmosphere using gamma-ray imaging

*Haruyasu Nagai[1], Yoshihiro Furuta[2], Daiki Satoh[1], Hiromasa Nakayama[1] (1. JAEA, 2. CLEAR-PULSE)

11:00 AM - 11:15 AM

[1M03] Development of an estimation method of concentration distribution and release amount of radionuclide discharged to the atmosphere using gamma-ray imaging

*Hiromasa Nakayama[1], Daiki Satoh[1], Haruyasu Nagai[1] (1. JAEA)

11:15 AM - 11:30 AM

[1M04] Examination of error factors in dry deposition of atmospheric dispersion calculation for the Fukushima Daiichi nuclear power plant accident

*Ryota Ii[1], Hiromi Yamazawa[1], Jun Moriizumi[1] (1. Nagoya Graduate School)

11:30 AM - 11:45 AM

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

[1M_PL] Evaluation of Atmospheric Dispersion Models Using the Environmental Data on the Nuclear Accident and their Application to Nuclear Emergency

chair: Hiromi Yamazawa (Nagoya Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room M

[1M_PL01] Present State of Advanced Atmospheric Dispersion Models and their Performance

©Atomic Energy Society of Japan

Examination

*Yousuke Sato[1] (1. Hokkaido Univ.)

[1M_PL02] Applications of an Atmospheric Dispersion Model

*Hiroaki Terada[1] (1. JAEA)

[1M_PL03] Usage of Atmospheric Dispersion Models in the Nuclear Emergency Scheme

*Hiromi Yamazawa[1] (1. Nagoya Univ.)

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

[1M05-12] Environmental Radioactivity 1

chair: Jun Moriizumi (Nagoya Univ.)

2:45 PM - 5:00 PM Room M

[1M05] Characterization and Investigation on Long-term Stability of Sodium Activated Metakaolin-Based Geopolymers

*Anil Can Yildirim[1], Takumi Saito[1], Kanako Toda[1] (1. UTokyo)

2:45 PM - 3:00 PM

[1M06] The preliminary methodology of Cs desorption and capture from 2:1 clay minerals using Argon plasmall

*Yutaka Nishimura[1], Glenn Harvel[2], Fumihito Mishima[1], Naoki Nomura[1], Shigehiro Nishijima[1], Takeyoshi Sunagawa[1] (1. FUT, 2. Ontario Tech Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM

[1M07] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Kimiaki Saito[1] (1. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

[1M08] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Minoru Tanigaki[1] (1. Kyoto Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM

[1M09] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Jun Goto[1] (1. Niigata Univ.)

3:45 PM - 4:00 PM

[1M10] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Yoshiaki Shikaze[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:00 PM - 4:15 PM

[1M11] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Kazuya Yoshimura[1], Kenso Fujiwara[1], Shigeo Nakama[1], Tomohisa Abe[1] (1. JAEA)

4:15 PM - 4:30 PM

[1M12] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Hiroko Yoshida[1], Masateru Hayashi[2], Taisuke Makita[2], Tetsushi Azuma[2], Makoto Sasano[2], Shuichi Tsuda[3] (1. Tohoku Univ., 2. Mitsubishi Electric, 3. JAEA)

4:30 PM - 4:45 PM

Poster Session

Poster Session | Poster Session | Student Network

[1Z_PS] Poster Session of Student Network: Part1

4:30 PM - 6:30 PM Poster Session

[1Z_PS] Poster Session Part1

©Atomic Energy Society of Japan

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

[1A01-04] Vitrification

chair: Sou Watanabe (JAEA)

Wed. Sep 8, 2021 10:45 AM - 12:00 PM Room A

[1A01] Evaluation of HLW glass dissolution as a function of dissolved silica concentration under various pH conditions

*Toshihiro Kimachi[1], Yaohiro Inagaki[1], Kazuya Idemitsu[1], Tatsumi Arima[1] (1. Kyushu Univ.)

10:45 AM - 11:00 AM

[1A02] Numerical Simulation of Flowdown of a Molten Glass for Estimation of Temperature at the Bottom of a Melter

Ryoya Koyama[1], Chiba Kotaro[1], *Shunji Homma[1], Ikai Hiroshi[2], Iku Miyasaka[2] (1. Saitama Univ., 2. IHI)

11:00 AM - 11:15 AM

[1A03] Optimization of glass matrix composition for vitrification of a titanosilicate waste

*Sohei Sukenaga[1], Issei Takahashi[1], Masanori Tashiro[1], Midori Uchiyama[2], Hidenori Kawashima[2], Oniki Toshiro[2], Hiroyuki Shibata[1] (1. Tohoku Univ., 2. IHI)

11:15 AM - 11:30 AM

[1A04] Structural analyses of insoluble residue (noble metal precipitation)in high-level radioactive waste

*Koki Sakashita[1], Haruaki Matuura[1], Seishirou Tanaka[1], Isamu Sato[1], Haruka Tada[2] (1. TOKYO CITY UNIVERSITY, 2. IHI)

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

Si 同位体を用いたガラス固化体溶解速度の溶存シリカ濃度依存性評価：pH の影響

Evaluation of HLW glass dissolution as a function of dissolved silica concentration under various pH conditions

*来海寿宏[1]、稲垣八穂広[1]、出光一哉[1]、有馬立身[1]

[1]九州大学工学府

高レベルガラス固化体の溶解挙動は pH、地下水組成等の環境条件によって複雑に変化する。本研究では、国際標準模擬ガラス固化体（ISG）について、反応溶液に Si−29 濃縮シリカ溶液を用いたマイクロチャネル流水試験を行い、様々な pH 条件におけるガラス溶解速度の溶存シリカ濃度依存性を測定・評価した。

キーワード：高レベルガラス固化体、溶解速度、pH 依存性、シリカ濃度依存性、マイクロチャネル流水試験

1.緒言

高レベルガラス固化体は処分後数千年経過すると地下水と接触し、溶解・変質によって放射性核種がゆっくりと溶出することが想定される。ガラスの溶解・変質挙動は様々な環境条件（温度, pH, 地下水組成等）によって複雑に変化するため、その溶解挙動はまだ十分に理解されていない。本研究では、国際標準模擬ガラス固化体（ISG）についてマイクロチャネル流水試験法を用いた液性一定条件での溶解試験を行い、溶存 Si 濃度および pH をパラメータとしてその溶解速度を測定し、ガラス表面変質層の分析と合わせて評価を行った。

2.実験

ガラス試料はクーポン状の ISG ガラス、反応溶液は Si-29 濃縮シリカ溶液とし、マイクロチャネル流水試験法を用いて液性一定条件、温度 70℃でガラス試料と反応溶液を接触させた。溶液 pH は 4, 7, 9 とし、反応溶液の溶存 Si 濃度は別途静的溶解試験で得られた各 pH における飽和濃度を基に 0ppm～各飽和濃度の範囲に設定した。反応後溶液は ICP-MS を用いてガラスから溶出した Si-28 および他元素の濃度を測定し、ガラス溶解速度を算出した。反応後ガラスは SEM-EDX と XRD を用いてガラス表面の観察分析を行った。

3.結果・まとめ

pH4 と pH9 におけるガラス溶解速度（Si 溶解速度）の溶存 Si 濃度依存性を右図に示す。図にはこれまでの SiO_2(am)の一次溶解則を基にした溶解速度式も示す（点線）。

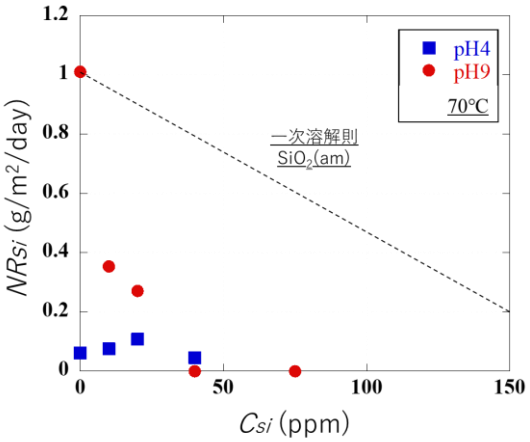
$$r \sim r_0(\mathrm{pH,T})[1-(C_{si}/C_{sat})]+r_{residual}$$

r_0：初期溶解速度，　$r_{residual}$：残存溶解速度

C_{si}：溶存 Si 濃度，　C_{sat}：飽和 Si 濃度

pH9 では溶存 Si 濃度の増加とともにガラス溶解速度が低下するが、SiO_2(am)の一次溶解則には従わず、溶解速度は溶存 Si 濃度の僅かな増加により急激に低下することから、SiO_2(am)の単純な溶解・析出反応に支配されないことが分かった。ここで、ガラスからの Al の溶解量が他元素に比べて大幅に少なかったことから、Si の一部がアルミノ珪酸塩としてガラス表面に析出しガラス溶解を抑制する保護膜として働くことが考えられる。

一方、pH4 ではガラス溶解速度は明確な溶存 Si 濃度依存性を示さず、酸性条件では SiO_2(am)の溶解・析出に依存しない反応律速機構（例えば、ガラス中の可溶性元素と溶液中の H3O+のイオン交換過程）でガラス溶解が進行することが示唆される。



ガラス溶解速度の溶存シリカ濃度依存性

(ISG ガラス, 70℃, pH4, pH7)

*Toshihiro Kimachi[1], Yaohiro Inagaki[1], Tatsumi Arima[1], Kazuya Idemitsu[1]：[1]Kyushu University,

ガラス溶融炉底部温度推定のためのガラス流下の数値シミュレーション

Numerical Simulation of Flowdown of Molten Glass for Estimation of Temperature at the Bottom of a Melter

小山　凌矢[1]，千葉　康太郎[1]，*本間　俊司[1]，宮坂　郁[2]，猪飼　泰史[2]
[1]埼玉大，[2]IHI

ガラス溶融炉底部の温度推定のためにノズルより流下する溶融ガラスの流動シミュレーションを実施した。溶融ガラスの粘度は温度の関数として与え流下ガラスの自由界面形状を数値的に求めた。炉底部の温度と流下ガラスの自由界面形状に相関があったことから、流下ガラスの自由界面形状が炉底部温度推定の手がかりとなることが示唆された。

キーワード：ガラス固化，ガラス溶融炉，数値シミュレーション

1. 緒言　ガラス固化体の製造に用いるガラス溶融炉の安全な運転において、溶融炉内の流動状態を把握する必要がある。しかしながら、高温かつ腐食性の高い環境での直接測定は困難である。そこで、もし流出口からのガラスの流下挙動から溶融炉内部の状態を予測できれば非常に便利である。本研究では、溶融ガラスの流下を数値的にシミュレーションし、炉底部の温度と流下挙動との関係を調査した。

表 1 溶融ガラスの供給温度と対応する粘度

Case	温度 T [K]	粘度 μ_d [Pa s]
1	1273	13
2	1373	4.9
3	1473	2.4
4	1573	1.4
5	1673	0.94

2. 方法　計算領域は、一辺 5 cm の正方形の底面をもつ、高さ 30 cm の直方体である。この領域の上面に流下ノズルを模擬した外径 4 cm、内径 3 cm、高さ 10 cm の円管を配置した。時刻 0 において円管内に 1000 K の溶融ガラスを仮定した液体を満たし、円管上部から温度の異なる溶融ガラスを平均流速 v_d で供給した。流れの支配方程式は、連続の式、Navier-Stokes 式、エネルギー方程式であり、粘度は温度の関数として与えた。それ以外の物性値は簡略化のため一定値を与えた。溶融ガラスの自由表面の移動は VOF 法で追跡した。解析には OpenFOAM のソルバーinterFoam[1] を用いた。

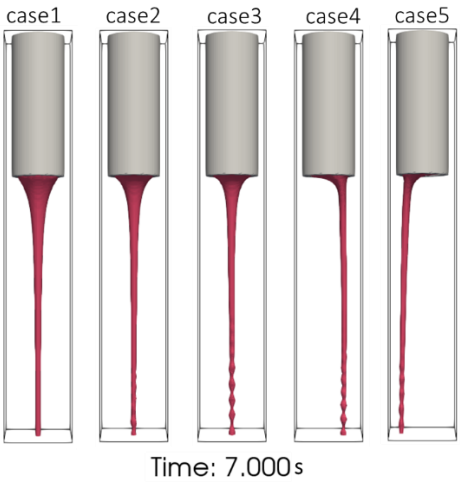


図 1 溶融ガラス流下の様子（v_d=3.14×10^{-2} m/s）

3. 結果・考察　**表 1** に円管上面から供給したガラスの温度とそれに対応する粘度を示す。粘度以外の物性値は 1300 K に相当する値を用いた。**図 1** に Case 1~5 における溶融ガラス流下の様子を示す。温度が高くなるほど流下する液糸の径は小さくなり 1473 K より高い温度ではジェットから液滴へと分裂する現象も観察された。これは高温による粘度低下により表面張力の効果が優勢となり Plateau-Rayleigh 不安定性が顕在化したためである。このように、炉底部の温度変化によって溶融ガラスの流下状態が大きく異なることから、流下ガラスの自由界面形状が炉底部温度の推定の手がかりとなることが示唆された。

謝辞
本報告は、経済産業省資源エネルギー庁「令和 2 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である。

参考文献

[1] 春日悠，今野雅, OpenFOAM による熱移動と流れの数値解析，森北出版 (2016).

Ryoya koyama[1], Kotaro Chiba, *Shunji Homma[1], Iku Miyasaka[2] and Hiroshi Ikai[2]
[1]Saitama Univ., [2]IHI.

ケイチタン酸塩廃棄物に適したガラスマトリックスの検討

Optimization of glass matrix composition for vitrification of a titanosilicate waste

*助永 壮平[1]，高橋 一誠[1]，田代 公則[1]，内山 翠[2]，川島 英典[2]，鬼木 俊郎[2]，柴田 浩幸[1]
[1]東北大，[2]IHI

多成分系ボロシリケートガラスマトリックスに対するケイチタン酸塩系模擬廃棄物の見かけの溶解度と溶融時の粘度、電気伝導度に及ぼす Li_2O および SiO_2 濃度の影響を明らかにした。

キーワード：ガラス固化，ボロシリケートガラス，ケイチタン酸塩，粘度，電気伝導度

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故で発生した汚染水中には、セシウムなどの放射性元素が含まれる。汚染水中のセシウムの除去のため、ケイチタン酸塩系吸着剤[1]が使用されており、使用後の吸着剤は二次廃棄物となる。廃棄物を化学的に安定な形態で保管するため、ガラス固化プロセスが検討されている。そのため、ケイチタン酸塩を高濃度に充填可能で、製造に適した融体物性を有するガラスマトリックスの開発が急務となっている。本研究では、ボロシリケート系ガラスマトリックスの組成がケイチタン酸塩の見かけの溶解度および融体物性(粘度および電気伝導度)に及ぼす影響を調査した。

2. 実験方法

ケイチタン酸塩にセシウムを吸着させるため CsCl 濃度 3.8ml に調整した水溶液 10 L に 100g 投入し、26h 攪拌を行った。その後、ろ紙を用いてケイチタン酸塩を回収し、70 度にて 12h 乾燥させた。乾燥後のケイチタン酸塩を模擬廃棄物として使用した。ガラスマトリックスとして、x および y の値を変化させた $(12.375+x)Li_2O-12.375Na_2O-(8.25-x)CaO-3Al_2O_3-(64-y)B_2O_3-ySiO_2$(mol%)系($x$ = 0~6 mol%, y = 15-46 mol%)を採用した。ガラスマトリックスの組成に秤量・混合した試薬粉末と模擬廃棄物(50, 45 または 40mass%)を混合した。混合粉末 20g を白金坩堝に入れ、800 度において、20 min 予備加熱した。得られた試料を 1100 度の大気中にて 10 min 溶融した。溶融後の融液を黒鉛製鋳型に流し込み、冷却した。得られた試料の外観および XRD 分析により、模擬廃棄物の見かけの溶解度を決定した。また、均一なガラスが得られた組成の一部に対して、1200-900 度における粘度(るつぼ回転法[2])および電気伝導度(交流 4 端子法)の測定を実施した。

3. 結果および考察

今回対象とした $(12.375+x)Li_2O-12.375Na_2O-(8.25-x)CaO-3Al_2O_3-(64-y)B_2O_3-ySiO_2$(mol%)系ガラスマトリックスを使用した場合、模擬廃棄物濃度が 40 mass%、x = 0-6 mol%, y = 20-46 mol%の組成範囲において均一なガラス試料が得られた。したがって、今回のガラスマトリックス系では、模擬廃棄物の見かけの溶解度は 40 mass%である。また、模擬廃棄物濃度が 40 mass%の試料に対して x(Li_2O 濃度)および y の値(SiO_2 濃度)の値を調整することにより、製造に適した粘度および電気伝導度に制御可能であることが見出された。

4. 結論

ケイチタン酸塩系模擬廃棄物のガラス固化体製造のための基礎的知見が得られた。

参考文献

[1] 三村均: RADIOISOTOPES, **65**(2016), pp.45-467.

[2] S. Sukenaga, M. Ogawa, Y. Yanaba, M. Ando, and H. Shibata: ISIJ International, **60**(2020), pp.2794-2806.

本研究は、経済産業省「平成 30 年度補正予算廃炉･汚染水対策事業費補助金(固体廃棄物の処理･処分に関する研究開発)」の一部としてなされたものである。

---

*Sohei Sukenaga[1], Issei Takahashi[2], Masanori Tashiro[1], Midori Uchiyama[2], Hidenori Kawashima[2], Toshiro Oniki[2], Hiroyuki Shibata[1]
[1]Tohoku Univ., [2]IHI Corporation

高レベル放射性廃物中の不溶解残渣（白金族合金）の構造解析

Structural analyses of insoluble residue (noble metal precipitation) in high-level radioactive liquid waste

*坂下 航輝[1]，松浦 治明[1]，田中 征志朗[1]，佐藤 勇[1]，多田 晴香[2]
[1]東京都市大学，[2]株式会社 IHI

高レベル放射性廃液に含まれる白金族元素は合金の形態で含まれており、合金の組成や構造によって、高レベル放射性廃液を処理するためのガラス化反応に影響を及ぼすと考えられる。このため、本研究では白金族元素の合金を作製し、合金の模擬性、化学形態及び構造に関する情報を得るため、EXAFS 測定を用いて Mo、Ru、Rh 及び Pd 原子周辺の原子の存在状態を評価した。

キーワード：高レベル放射性廃棄物、核分裂生成物、不溶解残渣、ガラス固化、X線吸収微細構造

1. 緒言

高レベル放射性廃液中に含有される不溶解残渣（白金族合金）は、ガラス固化の際に、ガラス溶融炉内で、オフガス系への移行による配管の閉塞や白金族合金の凝集・沈降によるガラス流下性の悪化など、種々の問題を引き起こす可能性がある。我々の研究チームでは、ここまでに将来的に発生する可能性のある高燃焼度化燃料及びMOX燃料に含まれる白金族合金の組成検討、及びこれら合金の酸化蒸発挙動を調査することで、白金族合金がガラス固化時にどのような影響を及ぼすか検討した。ここでは、複数の手法で作製した白金族合金（模擬ファイン相）を対象とした EXAFS 構造解析を系統的に実施し、白金族合金中の Mo、Ru、Rh 及び Pd 原子の局所構造を明らかにすることにより、合金の結晶構造に関する知見を得ることを目的とした。

2. 実験方法

白金族合金組成は高燃焼度燃料ベースで酸化蒸発挙動の影響が出やすい Mo をパラメータにし、文献調査等[1]により決定した。合金作製では定量混合粉を圧粉体とし、アーク溶解法（Ar 雰囲気）にて合金化、エポキシ樹脂に埋め込み研磨した。以下、合金試料を Arc①、Arc②及び Arc③と示す(組成は Fig.1(a)に示す)。これら試料は高エネルギー加速器研究機構、BL27 にて Mo-K、Ru-K 吸収端について SSD 検出器を用いた蛍光法による EXAFS 測定を実施した。

3. 結果と考察

各種測定試料の XRD、EXAFS 測定の結果を Fig.1(a、b)に示す。合金試料の XRD 測定 Fig.1(a)を見ると、リファレンスデータの金属のピークに対して Arc①及び②の結晶構造パターンは良い一致を見た。一方、Arc③の結晶構造パターンは若干、低角側にピークがシフトした。以上の結果から、Mo の割合が増すにつれて、結晶構造が変化するという Mo の依存性が確認された。合金試料の EXAFS 構造関数 Fig.1(b)では、Mo 金属単体に見られるその第一近傍の Mo-Mo 相関を示す 2.5Å 付近のピークが認められた。しかし、Mo の割合が高い Arc③のピークの大きさは他のピークより小さく、これは六方最密構造である合金が Mo の割合が高いことで歪み、ピークが小さくブロードになったと考えられる。Ru 近傍の EXAFS 構造関数は、Ru 金属単体との比較によりその第一近傍の Ru-Ru 相関を示す 2.4Å 付近のピークが合金 3 試料とも認められた。よって、Ru 近傍の EXAFS 構造関数は変化せず、Ru 配置における影響が少ないことを示唆している。今後は、合金の断面に着目し、板状試料を作製し、それらを用いた酸化・蒸発試験を行い、これらの挙動におけるメカニズムに資する情報を取得する。

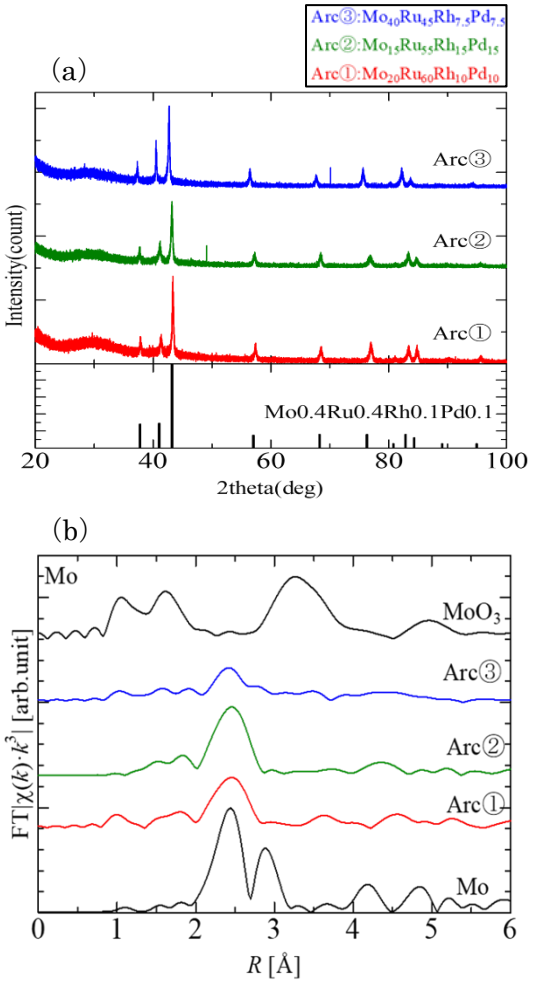


Fig.1 合金試料に対する(a)XRD スペクトル(b)EXAFS 構造関数

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「令和 2 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である。

参考文献

(1) 服部　亮平　他　日本原子力学会「2020 年秋の大会」2B16

*Koki Sakashita[1], Haruaki Matuura[1], Seishiro Tanaka[1], Isamu Sato[1] and Haruka Tada[2]　[1]Tokyo City University., [2]IHI Corporation .

General Meeting

[1A_GM] The 55th General Meeting of Division of Nuclear Fuel Cycle and Environment

Wed. Sep 8, 2021 12:10 PM - 12:50 PM Room A

[1A_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Wed. Sep 8, 2021 12:10 PM - 12:50 PM Room A)

[1A_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

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

[1A_PL] Safety communication on geological disposal

chair: Osamu Tochiyama (NSRA)

Wed. Sep 8, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room A

[1A_PL01] Why geological disposal?

*Yukiko Kusano[1] （1. NUMO）

[1A_PL02] Integration of safety arguments and evidences into a safety case carried out at NUMO

*Tetsuo Fujiyama[1] （1. NUMO）

[1A_PL03] Panel discussion for safety communication on geological disposal

*Osamu Tochiyama[1]、Atsushi Iizuka[2]、Michito Shimo[3]、Kenichiro Nakarai[4]、Tetsuro Hirono[5]、Keiichiro Wakasugi[6] （1. NSRA, 2. Kobe Univ., 3. FGI, 4. Hiroshima Univ., 5. Osaka Univ., 6. Tokai Univ.）

©Atomic Energy Society of Japan

2021年秋の大会

バックエンド部会セッション

地層処分に関する安全コミュニケーション
Safety communication on geological disposal

（1）なぜ，地層処分なのか？―セーフティケースの役割

(1) Why geological disposal? - the role of a safety case

*草野 由貴子[1]
[1]原子力発電環境整備機構

1. はじめに

高レベル放射性廃棄物は，人間の生活環境に影響を与えないように，安全を確保したうえで適切に処分する必要があり，その処分方法として国際的に最も有望とされているのが地層処分である。地層処分を実現するためには，科学技術的な根拠を伴って安全が確保されることはもちろんのこと，社会に地層処分事業が受け入れられることが必要となる。以下では，そもそもなぜ地層処分が選ばれているのかについて，安全確保の考え方や，それが国際的に確立されてきた経緯，さらには事業者が地層処分の安全性を社会に説明する際の拠り所の一つとなるセーフティケースの役割について説明する。

2. 放射性廃棄物の発生とその特徴

エネルギー資源の乏しい日本では，原子力発電所で使用した使用済燃料を再処理して，再利用する方針としている。この再処理の過程で，使用済燃料からウランとプルトニウムを取り出した後には非常に高い放射能を持った廃液が残る。この廃液は，安定した固体の状態とするために，ガラス原料と溶かし合わせて，それをステンレス製容器（キャニスタ）に流しこんで冷やし固め，「ガラス固化体」とする。日本では，このガラス固化体を高レベル放射性廃棄物と呼んでいる。なお，原子力発電を行っている諸外国の中では，使用済燃料を再処理しない政策をとっている国もあり，その場合は使用済燃料がそのまま高レベル放射性廃棄物となる。

ガラス固化体と使用済燃料とを比較すると，ウランやプルトニウムが取り除かれているガラス固化体のほうが放射能はやや低くなるが，いずれも廃棄物として発生した直後の放射能レベルは人間が近づくことが出来ないほど非常に高い[1)]。その後，放射性崩壊によって放射能レベルは低減していくが，数万年程度が経過しても，何の対策もなく人間の生活環境に放置しておいてよい程度にまでは低下しない。

このような，非常に長期間にわたって放射能が残存するという特徴を考慮して，その放射能が長期間にわたって人間の生活環境に影響を及ぼさないように，高レベル放射性廃棄物を取り扱う必要がある。なお，廃棄物からの放射線を人工的に遮蔽し，人間が近づかないよう安全に管理することは可能だが，これを将来数万年以上という長期間にわたって管理し続けるためには，そうした期間にわたって人間社会が存続することが必要となる。しかし，それを保証する科学的根拠はないため，不確実性を伴う将来の人間社会の仕組みに変わる何らかの方法での処分が必要になる。

3. 高レベル放射性廃棄物処分の考え方と地層処分の基本概念

高レベル放射性廃棄物の処分方法として，国際的に最も有望とされる方法が地層処分である。なぜ地層処分がそのように判断されているのか，その理由を以下に説明する。

地層処分が検討され始めたきっかけとなったのは，米国における第 2 次世界大戦以降の核兵器開発に伴い発生した高レベル放射性廃液の漏洩事故である。1950 年代，このような事故が頻発し，人間による長期的な放射性廃棄物の管理への信頼性に疑問が投げかけられた[2)]。この問題に対し，高レベル放射性廃棄物の実現可能な処分方法について検討がなされた結果，長期間にわたって高レベル放射性廃棄物を人間の生活環境から隔離して閉じ込めておくためには，岩塩層への処分が有望であることが提案された[2)]。これは，

岩塩層が物理化学的に安定であり，地下水の流れもほとんどなく，放射性物質を長期間にわたって閉じ込めておくのに好ましい特徴を有していると考えられたためである。

これを発端に，人間の管理に依存せずに，地下深部の岩盤が持つ，長期的な隔離・閉じ込めの機能による処分方法の実現に関する具体的な検討が開始され，1970 年代には，原子力発電により発生した高レベル放射性廃棄物の処分方法に見通しをつけることが不可欠という国際的な世論の高まりに伴い，各国で地層処分の研究が本格化した。

こうした動向を受け，OECD/NEA は 1977 年に報告書[3)]を取りまとめている。その中では，岩塩層に限定しなくとも，地下深部の岩盤が本来有しているイオン交換やろ過，表面吸着などの性能により，地下水による放射性物質の移動が抑制されるというような，放射性物質の閉じ込め機能に重要な物理化学的特性を地下深部の地質環境が有していることや，放射性物質をガラスなどで固化し，金属製の容器に封入することで地質環境中への放射性物質の放出を遅延させ，放射能を減衰させることができるという人工的なバリア機能（以下，人工バリア）の有効性について指摘されている。日本においても 1976 年に原子力委員会により，地層処分に関する研究開発を開始することが決定されている。

その後，1980 年代から 1990 年代にかけて，各国において，地層処分に適した地質環境かどうかを調査・評価する技術，長期間にわたって放射性物質を安全に隔離し，閉じ込めることが可能な多重バリア（人工バリア＋天然バリア）からなる地層処分システムの設計，設計した地層処分システムが将来にわたって人間の生活環境に影響を与えないか否かを確認するための安全評価技術など，安全な地層処分の実現に向けた技術開発が進められ，こうした技術を適用することにより，地層処分システムの長期的な安全性を判断するための科学技術的基盤が整えられた[4)]。こうした科学技術的基盤は国際的に合意され，IAEA や OECD/NEA といった国際機関により，指針や勧告として文書化されている。

4. 地層処分以外の処分方法，長期的管理（保管）の検討

1977 年の OECD/NEA の報告書[3)]では，地層処分を最も有望な高レベル放射性廃棄物の処分方法として取り上げる一方で，それ以外の方法として，海洋底処分・海洋底下処分，氷床処分，宇宙処分，核種分離変換などの可能性についても検討されている。しかし，海洋底処分・海洋底下処分，氷床処分は，いずれも国際条約（それぞれ，廃棄物その他の投棄に係る海洋汚染防止に関する条約，南極条約）によって禁止されている。宇宙処分はロケット発射技術の信頼性への疑問や経済性の面で課題があるが検討を継続するべきとされたものの，現在までその処分方法の利用に至る動きはない。核種分離変換技術は現在でも研究が継続されているが，実用化の目途が立っておらず，また長半減期の放射性核種を全て変換することは不可能であると考えられているため，いずれにせよ地層処分が必要な廃棄物が残ることとなる。そのため，地層処分の代替手段とは位置付けられていない。結論として，地下の安定した岩盤中に放射性廃棄物を隔離し，閉じ込めるという地層処分が最も優れた処分方法であるとされた。その後も，上記以外の様々な処分方法も含め，それらとの比較・検討がなされたが，科学技術的な面での実現可能性，および国際ルールに即した自国での責任ある処分が可能といった倫理的な観点からも，地層処分が最も有望と判断された結論は現在でも変わっていない。

上述したように，放射性廃棄物の放射能は，時間の経過に伴って減衰しつつも数万年以上という長期間にわたってその放射能が残存するため，それを人間の手で管理し続けることを保証することはできず，地上保管は放射性廃棄物問題の最終的な解決策とはならない。一方で，地層処分やほかの処分方法の実現可能性について科学技術的な確信が得られ，社会に受け入れられるまでは，放射性廃棄物を地上管理し続けるべきとの考え方もある。実際に，これまでにも各国において固形化された廃棄物や使用済燃料は数十年間にわたって安全に地上施設で管理されてきた実績があり，今後さらに数十年程度の一定期間については定期的な施設改修などにより地上管理を実施することが可能とされている[5)]。

地上施設での管理について，地層処分に関する合意形成までの一定期間における対処方法として期待している例もある。例えば原子力発電の利用規模が小さいオランダでは，少量の廃棄物のために地層処分の研究から処分場の建設・操業までを行うことは経済的に合理的でないとの考えから，他国との共同処分も

視野に入れつつ，少なくとも 100 年間は地上施設での廃棄物の管理を行う方針としている [5]。また，日本においても，地層処分の安全性を確認するための研究開発や国民の理解と合意形成を図るための期間の確保として，原則 50 年間の地上施設での廃棄物の暫定保管が日本学術会議において提言されている [6]。このように，地上施設での管理は放射性廃棄物対策の全体としてみれば，一定の役割を果たすことが期待されているものの，最終的な解決策にはならず，実現可能性の高いと考えられる地層処分計画を進めるための努力を停止させる理由にはならない。地上施設での管理は，地下に処分した場合と比較して，地上は自然災害や人的事象などの影響を受ける可能性が相対的に高いことに留意する必要がある。また，原子力発電によって恩恵を受けた世代の責任として将来世代への負担をできるだけ小さくするという倫理的観点からも，放射性廃棄物の問題を先送りにせずに最終的な処分に向けた道筋をつけるため，地層処分を前提に最大限の取り組みを進めるべきというのが国際的な共通認識となっている。

5. 社会的な観点での配慮

地層処分は，放射性廃棄物を地下深部の岩盤中に隔離し，数万年以上の長期間にわたって人間の生活環境に影響を与えないように処分するという人類初のプロジェクトである。そのため OECD/NEA などの国際機関では，実現可能性の科学技術的な裏付けは当然のことながら，現世代や将来世代にわたってもこのプロジェクトが社会から受け入れ可能であることが必要であるとしており [4]，そのような観点での取り組みも進められている。

地層処分は，事前の調査，処分場の建設・操業，閉鎖までの事業期間が 100 年程度にも及ぶ事業であるため，今後の科学技術の進歩や社会の考え方が変化する可能性なども考慮し，将来世代の選択と意思決定の自由を残しておくために，「可逆性と回収可能性」[7]，「段階的アプローチ」[8]という考え方が提唱されている。

「可逆性」とは一度決定したことを元に戻す能力であり，「回収可能性」とは一度埋設した廃棄物を回収する能力のことである。何らかの理由により，将来世代が地層処分以外の意思決定をする可能性も考慮し，事業期間中の可逆性や回収可能性を担保しておくことの必要性が国際的にも認識されている。「段階的アプローチ」とは，事業を期間やステージで区切って，その時点での最新の科学的知見を踏まえて地層処分の安全性を確認し，次の段階に進めてよいか，進め方に修正の必要がないかを判断しながら，段階的に事業を進めていく考え方である。これは，安全確保の観点から，計画を柔軟に見直す余地を残しておくために必要と考えられている。このように将来世代の選択肢を確保したうえで事業を進めていくという考え方・方法は，社会において地層処分に関する合意を得るためのプロセスとして有効と考えられている。

また，科学技術的な実現可能性の観点からのみで事業を進めるのではなく，地域住民や様々なステークホルダーとの対話を通じてコミュニケーションを図り，地層処分への不安や疑問を解消し，安全性への信頼を得たうえで，事業の進展について合意形成を図っていくプロセスが国際的にも重視されている。

地層処分の研究開発が進められた当初は，専門家が地層処分の科学技術的な実現可能性を検討し，それを国民や地域住民に宣言して，あとはひたすら理解を求める，というアプローチが中心となっていた。しかし，地域住民やステークホルダーにとっては，自分たちの意思決定への関与がないまま地層処分を進められることは受け入れがたく，また地域住民の合意なくして事業を進めることが困難であることは，各国が経験してきている。

こうした経験を経て，地域住民や様々なステークホルダーとの対話を通じて，地層処分への信頼を得ながら，地層処分の事業を進めていく過程で意思決定へのステークホルダーの関与を図ることで，社会的・倫理的観点にも配慮して地層処分が進められている。

6. 地層処分の安全性を説明してくためのセーフティケース

地層処分は事業期間が 100 年程度にわたり，さらにその後の数万年以上という長期間の安全性の確保が必要とされることから，将来の科学技術の進歩や様々な不確実性を考慮に入れ，事業を進めていくなかでその安全性を繰り返し確認していく必要がある。「段階的アプローチ」という考え方のもとで，事業のステ

ージを区切り，その時点の最新の知見等を踏まえて，どのように処分場の安全性を確保するのか，なぜそれが信頼に足るといえるのかを論拠を持って繰り返しステークホルダーに提示し，合意を得て行くことが重要である。事業者は，このような処分場の安全性を示す論拠を説明する責任を有し，これを「セーフティケース（Safety case)」として文書にまとめることが求められる。

セーフティケースには，安全な処分場と判断するために，調査に基づいてどのように適切なサイトを選定し，その場所に対してどのように処分場の設計や安全評価を行い，その結果として人間が受ける放射線影響が安全基準を満たしていること（許容できること）を，総合的に説明したものとなっており，その説明・判断の根拠となる情報やデータにまで追跡可能なように情報が集約されている。さらには，数万年以上という長期間に起こる事象の不確実性をより低減するために，事業者は「ここまで検討を行えば十分」というような考え方を持たず，どのような不確実性が残っているのかを把握し，その不確実性を低減するためには次の段階で何を行うべきかについてもセーフティケースのなかで明確にしたうえで，その後の調査研究や技術開発を行っていく。セーフティケース作成の目的やその構成については，国際的な議論を経て一般的に受け入れられている考え方や指針が示されている[9)]。

地層処分の安全性に関する情報が集約されているセーフティケースは，事業者が地層処分事業を次の段階に進めようとするときに，ステークホルダーがその是非を判断する際の重要な拠り所の一つとなるものである。事業者は，セーフティケースをステークホルダーに提示し，ステークホルダーがそれを確認して，信頼に足るものと判断されて初めて事業を次の段階に進めることができる。このようにセーフティケースを拠り所として，事業の各ステップで地層処分の安全性を確認し，段階的に事業を進めるという考え方が国際的にも採用されている。セーフティケースは事業者が地層処分の安全性を社会に対して事業の各段階で繰り返し説明するための手段であり，その時点で地層処分の安全性について最善を尽くして作成されていることが理解されるようなものとなっていることが重要である。

7. まとめ

高レベル放射性廃棄物の処分方法として地層処分が国際的にも選択されている理由としては，その実現可能性について科学技術的な裏付けに基づいた説明が可能であるということ，自国での処分が可能であることに加え，何らかの理由で地層処分を中断する場合にも廃棄体の回収が可能であり，将来世代に選択肢を残すという倫理面にも配慮した事業の進め方を取り入れることが可能である，といったことが挙げられる。

地層処分事業を進めるためには，それがステークホルダーに受け入れられることが必要である。このため，事業者はステークホルダーに対して事業の段階ごとに繰り返し安全性を説明し，それをステークホルダーが確認して事業の進展についての意思決定をするというプロセスをとることが不可欠である。セーフティケースはその意思決定の判断材料となる重要な役割を担っているため，将来に想定される様々な不確実性をどのように取り扱っているか，また，今後不確実性を低減するためには何が必要かといったことも含め，事業者が安全性について論を尽くした説明となるよう，その時点で利用可能な信頼性のある科学的知識や情報・データが包括的に取りまとめられたものとなっていることが必要である。

参考文献

1) OECD/NEA (2009) : Considering Timescales in the Post-closure Safety of Geological Disposal of Radioactive Waste.
2) National Academy of Sciences (1957) : The Disposal of Radioactive Waste on Land, Report of the Committee on Waste Disposal of the Division of Earth Sciences.
3) OECD/NEA (1977) : Objectives, Concepts and Strategies for the Management of Radioactive Waste Arising from Nuclear Power Programmes.
4) OECD/NEA (2020) : Management and Disposal of High Level Radioactive Waste: Global Progress and Solutions, NEA No.7532.

5) OECD/NEA (2006)：The Roles of Storage in the Management of Long-lived Radioactive Waste.
6) 日本学術会議 (2015)：提言 高レベル放射性廃棄物の処分に関する政策提言－国民的合意形成に向けた暫定保管.
7) OECD/NEA (2001) : Reversibility and Retrievability in Geologic Disposal of Radioactive Waste, Reflections at the International Level.
8) OECD/NEA (2004) Stepwise Approach to Decision Making for Long-term Radioactive Waste Management, Experience, Issues and Guiding Principles, NEA No.4429.
9) OECD/NEA (2013)：The Nature and Purpose of the Post-closure Safety Cases for Geological Repositories.

---

*Yukiko Kusano[1]
[1] Nuclear Waste Management Organization of Japan

2021年秋の大会

バックエンド部会セッション

地層処分に関する安全コミュニケーション
Safety communication on geological disposal

（2）セーフティケースへの情報統合－NUMO 包括的技術報告書を例として

(2) Integration of safety arguments and evidences into a safety case carried out at NUMO

*藤山 哲雄[1]
[1]原子力発電環境整備機構

1. はじめに

前報(1)で述べられた通り，セーフティケースは，処分場の安全性の裏付けとなる可能な限りの技術的な証拠，論拠や論述などを体系化し，様々な側面から安全性にかかわる議論を積み上げた総合的な文書である。事業者が処分場の安全性に関してステークホルダーとコミュニケーションを行っていくうえで，セーフティケースに統合される情報がその技術的な土台となる。

数万年以上にわたる長期の安全性をどのように確保するのかについては，地層処分に関する安全コミュニケーションにおける重要な論点の一つである。NUMO は，特定のサイトを対象としないセーフティケースとして，わが国の地質環境に対して安全な地層処分を実現する方法を説明した包括的技術報告書[1)]を2021 年 2 月に公表している。以下では，セーフティケースへの情報統合の例として，包括的技術報告書に示した論拠のうち，特に長期の安全確保にかかわる論拠の要点を紹介するとともに，安全コミュニケーションにおいて留意すべき地層処分特有の論点について考察する。

2. 地層処分の長期の安全確保に関わる論拠

2-1 地下深部の一般的な特徴と地層処分の基本概念

地下深部の地質環境が一般的に有する以下の性質は地層処分の長期の安全性を支える論拠の一つである。

- 地下深部の地下水は，酸素がほとんど存在しない還元状態にあることから，地下水との接触による物質の腐食や溶解などが起こりにくい。このため，放射性廃棄物に含まれる放射性物質は地下水に溶けにくく，多くが廃棄物の周りに沈殿物として残存する。
- 地下深部では地下水の流れが地形の影響を受けにくいため動水勾配が小さいことや，岩盤が緻密で水を通しにくいことにより，地下水の流れが極めて緩慢である。このため，地下水に放射性物質が溶解しても，周囲の岩盤に移動しにくい。
- 岩盤に含まれる鉱物は，地下水中に溶解している多くの種類の物質を収着する性質を有する。このため，地下水の動きに応じて放射性物質が移動しようとしても，その動きが抑制される。
- 化石燃料が数億年といった長い時間をかけて形成されて地下に保存されている例などからもわかる通り，地下深部の環境は長期にわたって変化が小さく安定的である。このため，上記の放射性物質を閉じ込める性質は長期にわたって維持される。

地層処分は，このような地下深部の地質環境が本来的に有する放射性物質の隔離・閉じ込め機能（天然バリア機能）に工学的な対策による閉じ込め機能（人工バリア機能）を組み合わせることで，放射性廃棄物を長期にわたって人間の生活環境から隔離し，地下深部に閉じ込める多重バリアシステムを構築する。これにより，放射性物質が地下水に溶解してもその量は微量であり，人間の生活環境に到達するまでには非常に長い時間がかかる。その間に放射能は減衰し，結果として将来の人間に対する放射線の影響を受け入れ可能な低いレベルに抑えることができる。これは国際的に合意されている地層処分の基本概念である。

2-2 変動帯に位置するわが国における地層処分に適した地質環境の存在

火山・火成活動，地震・断層活動，隆起・侵食などの自然現象が活発なわが国において，数万年以上に

わたる長期の安全確保に適した地質環境が存在するのかについては，しばしばステークホルダーから懸念が示される。例えば，処分場近傍で火山活動が生じれば，処分場の隔離機能を損なう恐れがあるとともに，火山近傍は熱水や低 pH の地下水が存在するため人工バリアの性能を低下させる可能性がある。また，処分場内で規模の大きな断層が活動するとその活動範囲にある人工バリアの閉じ込め機能が損傷するとともに，破砕された岩盤の範囲（破砕帯）の透水性が上昇し，放射性物質の主要な移行経路となり得る。したがって，処分場の設置場所は，このような自然現象の著しい影響範囲を避けて選定する必要がある。

わが国の火山活動は，第四紀（約 260 万年前～現在）の間，位置がほとんど変化していないことや，大規模なカルデラを有する火山を除くと多くの火山で過去のマグマの活動は概ね半径 15km の範囲に収まっていることが既存データにより明らかとなっている [2]。また，日本列島はプレートの運動により大局的には地殻が圧縮された状態にあり，地殻にひずみが徐々に蓄積されて岩盤の強度が耐えきれなくなったときに断層が活動することから，プレートの運動傾向が大きく変わらなければ，基本的に地殻の中の同じ弱面（断層）が繰り返し活動すると考えられている。断層活動によって影響を受けた破砕帯の幅は，断層の長さの 1/150～1/350 程度との知見がある [2]。このように，処分場に著しい影響をもたらす自然現象の影響範囲は限定的であり，これらの自然現象を支配するプレート運動が現在まで数百万年以上にわたり大きく変化していないことや，地域差はあるものの現在のテクトニクスが数十万年オーダーで継続していることなどの科学的知見を拠り所として，サイトの選定時に著しい影響範囲を回避すれば，将来 10 万年程度であればこれを回避することができると考えられる。また，著しい自然現象の影響が及ぶ範囲を避けた場所では，地下深部の岩盤が本来的に有する地層処分にとって好ましい熱環境（地温が低いなど），水理場（地下水流動が緩慢など），力学場（岩盤の変形が小さいなど），化学場（高 pH あるいは低 pH の地下水でないなど）を有する場所が，わが国でも広く存在すると見込まれている [2]。

以上が変動帯に位置するわが国でも地層処分に適した地質環境を選定できるとする基本的な論拠であり，第２次取りまとめ [3]で示された後，東北地方太平洋沖地震後に集積された最新の知見も踏まえて，地層処分技術 WG（2014）[2]によって再確認されている。

2-3 長期の安全性を確保するための基本的な考え方

2-1 および 2-2 を踏まえて，わが国における処分場の長期の安全性は，候補地となるサイトに対して次のような作業を行って確認する。

- 段階的な調査（文献調査，概要調査，精密調査）により，処分場に重大な影響を与える可能性のある自然現象（活断層や火山活動など）が及ぶ範囲が将来 10 万年程度にわたって避けられることを確認する。また，熱環境，水理場，力学場，化学場に関する地質環境特性を定量的に把握し，将来にわたって処分場の安全機能に影響を与えない範囲で維持される見込みがあるかを評価する。将来の地質環境の変化は，過去数百万年前から現在に至るまでにその場所の地質環境が形成されてきた地質学的な変遷を把握し，その傾向を将来にも当てはめることによって評価する。
- 地質環境や人工バリアの安全機能などにかかわる様々な不確実性を考慮して，所要の安全性に対して十分な余裕を持たせた処分場（人工バリア，地下施設，地上施設など）を設計する。
- 設計した処分場の安全性に将来影響を及ぼす可能性のある事象を網羅的に抽出し，安全評価上考慮すべき「シナリオ」を設定する。このシナリオを表現する数学的なモデルを用いて，処分場の将来の状態変遷や，処分場から人間の生活圏まで放射性物質が移行する現象，および将来の人間が放射性物質を摂取し被ばくした場合の影響などを解析的に評価する。この際，現象理解や解析モデルの概念化などにかかわる不確実性を考慮して，科学的な合理性を有する範囲で保守性を失わないようにシナリオ，モデル，パラメータの設定を行う。これによって算出される放射線学的影響が許容できる範囲であるか（規制機関が提示した安全基準を下回るか）を確認し，安全性が満たされないと判断される場合には，地質環境の調査・評価の拡充や処分場設計の見直しなどを行い，安全性を確保できるようにする。
- 以上の一連の技術的な検討に関する知見・データや評価結果など，あらゆる論拠をセーフティケースとして取りまとめ，規制機関を始めとしたステークホルダーの確認を受ける。

2-4 包括的技術報告書に統合された長期の安全確保に関する論拠

サイトを特定しない段階において長期の安全確保の見通しを示すために，包括的技術報告書では，第２次取りまとめ以降の最新知見を反映して，以下のような主張を支える論拠を取りまとめている[1)]。

（１）所要の安全機能を有する処分場を構築するための技術基盤

① 処分場の設置に適した地質環境を選定する技術

サイトの適格性を判断するための要件や基準，これらに照らして安定な地質環境を選定するための方法論や，わが国の多様な地質環境に対してその特性を調査・評価する技術，取得した地質環境情報を処分場の設計および安全評価の対象となる地質環境モデルとして解釈・統合するための技術を整備してきている。こうした処分場の設置に適した地質環境を選定する技術の適用性については，深地層の研究施設計画などにおける実証試験や，わが国の地下深部に広く分布する岩種の特徴を反映した地質環境モデルを具体的に提示することなどによって確認している。これらのことから，文献調査の段階以降，処分場の設置に適した地質環境を選定していくうえで，準備しておくべき技術基盤は適切に整えられてきている。

② 所要の安全機能を有する処分場を設計する技術およびこれを実現するための工学技術

サイト環境条件を考慮して所要の安全機能を有する処分場を設計するため，処分場の各構成要素に期待する安全機能が発揮されるための設計要件を明らかにし，これを満足するように処分場の基本的な仕様を設計する方法を提示している。また，多様なサイト条件などに柔軟に対応するため，処分概念の多様化や設計オプションの技術開発を進めている。処分場を建設し，操業・閉鎖するために必要な関連技術についても，他の土木施設における十分な実績の蓄積とともに地層処分への適用に向けた技術開発が着実に進められており，十分な信頼性をもって実用化できる見通しを得ている。これらによって，サイトの地質環境条件に対して所要の安全機能を有する処分場を設計し，これを工学的に実現することに関して，文献調査以降の段階を進めていくうえで必要となる技術基盤を整えている。

③ 設計した処分場の安全性を評価する技術

国際的な議論の進展や，地層処分システムのふるまいおよび放射線学的影響評価に関する解析技術の進歩などを踏まえ，地質環境モデルと設計した処分場に対応して，閉鎖後長期の安全評価を行うためのシナリオの構築，評価モデルおよびパラメータの設定，線量評価という一連の方法と解析技術の基盤を整備している。これを技術的な基盤として，文献調査以降の事業段階を進めていくうえで，処分場の安全性を評価するための準備を整えている。

（２）わが国の一般的な地質環境を想定した処分場に対する安全評価による安全性の見通し

全国規模で取得されている既存データをもとに，わが国の地下深部に広く分布する深成岩類，新第三紀堆積岩類，先新第三紀堆積岩類という異なる特徴を有する三種類の岩種を検討対象母岩として選定し，各岩種の特徴を反映した地質環境モデルの構築を行い，これを想定されるサイトの地質環境条件として，処分場の仕様例を具体的に示した。また，設計した処分場に対する安全評価を行った結果，閉鎖後の長期において処分場によってもたらされると考えられる線量は，国内外の動向を参考として仮設定した安全性を検討するための「めやす」線量を下回ることが示された。

また，不確実性が大きい将来の人間の生活様式や地表環境の設定を必要としない補完的指標として，処分場の放射能に関する長期の閉じ込め性能や，処分場に残存する放射性物質による潜在的放射性毒性と天然ウランのそれとの比較などを示した。さらに，地質環境の長期安定性や人工バリアの長期挙動に関する安全評価上の設定の合理性を傍証するナチュラルアナログの事例を示した。これらにより閉鎖後長期に人間の生活環境に有意な放射線影響を与えないことを示唆する根拠を補強した。

（３）セーフティケースとしての信頼性の提示

セーフティケースとしての信頼性を論じるためには，一連の技術検討に対する品質が確保されていること，不確実性を特定しこれに対処していること，技術的な検討を支えるマネジメントが的確に行われてい

ることなどが必要であり，包括的技術報告書では以下のように対応している。

① 技術的品質の確保

包括的技術報告書における一連の技術検討においては，例えば，地質環境モデルの構築に当たっては品質に留意して取得された地下深部のデータを活用すること，解析手法や計算コードについては十分な実績があり品質が保証されているものを適用すること，モデルやデータ設定の技術的な妥当性などについて外部の専門家に確認を行いながら検討を実施することなど，技術的品質の確保に関する論拠を示している。

② 不確実性への対処

人工バリアの設計では，地質環境特性の評価やバリア材の長期的な変質評価などの不確実性に対応するため，所要の設計要件に対して十分な余裕を持たせた仕様例を示した。また，基本シナリオの安全評価では諸外国の安全規制で示されている最も厳しい線量基準（10 μ Sv/y）を事業者の目標として設定して検討を行うことや，十分な保守性を確保したモデル化やパラメータ設定により安全評価解析を実施している。

③ マネジメントシステムの開発

安全な処分場を実現するためには，NUMO と関係機関が連携して技術開発を進めていくためのマネジメント，今後具体化されていく規制要件といった上位の要求事項に応じて処分場の設計要件などを階層的に管理する要件マネジメント，膨大な知識・情報・データを分野間・世代間で共有・継承していくための知識マネジメント，長期の事業展開を見据えた人的資源に関するマネジメントなどを体系的に実施していくマネジメントシステムの開発が必要であり，これらにかかわる事業者としての方針や考え方を示している。

（４）不確実性の低減に向けた技術課題の特定

地質環境の調査・評価，処分場の設計および建設・操業・閉鎖，安全評価にかかわる技術については，さらなる信頼性向上に向けた取り組みが必要であり，これに向けた技術課題を提示している。

包括的技術報告書は，特定のサイトを対象としないセーフティケースとして，地質環境モデルの構築においては，適切なサイト選定によって処分場を設置する母岩は隆起・侵食の影響が及ばない十分な深度にあり，好ましい地質環境特性が長期にわたって維持されるものとしたこと，また，地質環境特性の空間的な不均質性などに起因する調査データの不確実性などはサイトに依存するため，各検討対象母岩について代表的な特性値を設定したことなど，地質環境の時間的・空間的の評価にかかわる不確実性を直接的に取り扱うことは行っていない。地質環境の長期的な変遷を反映した地質環境モデルの構築と処分場設計や安全評価への反映は，サイト特定後の段階的な調査において具体的に実施していく。

包括的技術報告書は，以上の（１）～（４）に統合した多面的な論拠をもって，サイトを特定しない段階において，わが国の地質環境において長期の安全確保ができる見通しを示している。

3. 安全コミュニケーションにおいて留意すべき地層処分特有の論点

これまで NUMO が実施してきた包括的技術報告書に関する説明会[4)]や様々な対話活動の経験から，多様な科学技術分野における専門家との地層処分の安全コミュニケーションにおいて留意すべき点として，以下を挙げることができる。

① 数万年以上といった長期における自然現象（特に断層活動）の影響

2-2 で述べた処分場に著しい影響をもたらす自然現象のうち，特に断層活動については，その活動の予測が困難あり，数万年以上にわたって安定な場所を選定することはできないとの懸念が示されることが多い。サイト近傍に存在する規模の大きな活断層については，入念な調査を行うことでその位置を把握し，影響を回避することは可能と考えられる。しかし，活断層の見落としが生じる可能性があること，またサイト選定時に活断層が存在しなくても，将来的に地下深部から断層が伸展してくる可能性を科学的に否定することはできない。

これに対して，包括的技術報告書の安全評価では，地下から伸展してきた断層が処分場を直撃する確率は 2.2×10^{-7}（回/年）程度と 100 万年に 1 回も生じない極めて小さな確率であること，またこのような事象

が処分場閉鎖後 1000 年時点で起こることを仮定して地表への放射線影響を評価した結果は年間 14mSv であり，人間の健康にただちに影響を与えるものではないことを示している [1)]。こうした論拠には，なお研究開発を行って信頼性を高めていく必要があるが，将来にわたって断層活動を確実に回避できることを保証できなければ処分場は成立しないというわけではなく，事象の発生確率の低さとこれが生じた場合の影響の大きさから，将来の断層活動によりもたらされるリスクに基づく検討を様々な専門家の見解を取り入れながら進めていくことが重要と考えられる。

② 解析による長期的な評価に対する信頼性

数万年以上の長期を対象とした処分場の状態変遷や核種移行挙動など，安全評価で行う解析の結果が信頼できるのかという懸念がしばしば示される。数万年以上の長期に対する解析的な評価結果に不確実性は避けられない。ここで重要なことは，こうした現象自体を科学的な厳密性をもって取り扱い，どれだけ真の値に近い結果を出すかということではなく，地層処分の安全性を判断するという意味で十分な解析を行っているかどうかである。解析モデルやデータの整備に当たっては，保守性を確保したモデル化やパラメータ設定，解析コード・モデル・パラメータの妥当性に関する専門家の確認，複数のコードを用いた解析による最も保守的な結果の採用など，数値解析の信頼性確保に必要なあらゆる手立てを講じる。また，解析モデルや計算コードについては，理論解や室内実験との比較，ベンチマークとなる解析コードとの比較といった検証（Verification），および現場実験や地下研究所などで取得した様々な挙動の実測データに対する再現性の確認といった妥当性確認（Validation）をできる限り行う。さらに，セーフティケースでは，安全評価による解析に加え，ナチュラルアナログを活用して長期予測に対する信頼性の傍証などを行う。安全性のコミュニケーションでは，このような考え方とそれに基づく論拠を共有することで，信頼性を議論することが重要と考えられる。

4. おわりに

長期における地層処分の安全性については，将来の人間が有意な放射線影響を受けるリスクは受け入れ可能な十分低いレベルであるとする論拠が，十分に信頼に足るものとしてステークホルダーに受け入れられることが必要である。セーフティケースは，統合された多面的な論拠によってこの判断の材料を提供する。前報(1)で述べられた通り，セーフティケースは事業の進展に応じて段階的に詳細化し，処分場を閉鎖するまで信頼性の向上を図るものであり，最新知見を踏まえた安全性の見通しとともに，その段階における不確実性を明らかにし，次段階においてそれにどのように対処するかを示すことが重要である。専門家を含めた多様なステークホルダーに地層処分の安全確保に関して相互理解を得ていくためには，個別の技術分野にかかわる論拠のみならず，セーフティケースに基づく安全性の説明の全体像を示し，コミュニケーションを進めていくことが重要である。

参考文献

1) 原子力発電環境整備機構（2021）：包括的技術報告：わが国における安全な地層処分の実現－適切なサイトの選定に向けたセーフティケースの構築－，NUMO-TR-21-03.
2) 総合資源エネルギー調査会（2014）：最新の科学的知見に基づく地層処分技術の再評価－地質環境特性および地質環境の長期安定性について－，総合資源エネルギー調査会電力・ガス事業分科会原子力小委員会　地層処分技術 WG.
3) 核燃料サイクル開発機構（1999）：わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性－地層処分研究開発第２次取りまとめ－総論レポート，JNC TN1400 99-020.
4) NUMO ホームページ：地層処分技術オンライン説明会（改訂した包括的技術報告書），https://www.numo.or.jp/technology/techpublicity/lecture/210513.html.

*Tetsuo Fujiyama[1]

[1]Nuclear Waste Management Organization of Japan

(Wed. Sep 8, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room A)

[1A_PL03] Panel discussion for safety communication on geological disposal

*Osamu Tochiyama[1]、Atsushi Iizuka[2]、Michito Shimo[3]、Kenichiro Nakarai[4]、Tetsuro Hirono[5]、Keiichiro Wakasugi[6] （1. NSRA, 2. Kobe Univ., 3. FGI, 4. Hiroshima Univ., 5. Osaka Univ., 6. Tokai Univ.）

地層処分事業では，事業者が事業の段階ごとに最新知見を反映して処分場の安全性を説明するための文書として「セーフティケース（Safety case）」を取りまとめ，それを拠り所として社会に対して繰り返し説明していくことが求められる。セーフティケースの内容は広範な科学技術分野にわたり，地層処分の安全確保の考え方に特有な論証構造を有しているため，各関連学術分野の専門家にとっても難解であり，安全コミュニケーションを進めるうえでの課題となっている。本企画セッションでは，地層処分の安全コミュニケーションの現状と課題を共有し，特に各関連学術分野の専門家間のコミュニケーションに焦点を当て，今後の取り組みなどについて議論する。

©Atomic Energy Society of Japan

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

[1A05-08] Contaminated Water at Fukushima Daiichi NPS

chair: Kazuyoshi Uruga (CRIEPI)

Wed. Sep 8, 2021 2:45 PM - 4:00 PM Room A

[1A05] Analysis of Alpha radionuclide in the contaminated water at the torus room of unit #2 reactor of Fukushima Daiichi NPS

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

2:45 PM - 3:00 PM

[1A06] Analysis of Alpha radionuclide in the contaminated water at the torus room of unit #2 reactor of Fukushima Daiichi NPS

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

3:00 PM - 3:15 PM

[1A07] Analysis of Alpha radionuclide in the contaminated water at the torus room of unit #2 reactor of Fukushima Daiichi NPS

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

3:15 PM - 3:30 PM

[1A08] Analysis of Alpha radionuclide in the contaminated water at the torus room of unit #2 reactor of Fukushima Daiichi NPS

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

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

福島第一原子力発電所 2 号機トーラス室滞留水のα核種分析
(1) 固形分に含まれるα核種の存在形態分析の概要

Analysis of Alpha radionuclide in the contaminated water at the torus room of unit #2 reactor of Fukushima Daiichi NPS

(1) Outline of the state analysis of alpha radionuclides containing in the Solid Component

*北辻章浩[1]，大内和希[1]，蓬田 匠[1]，岡　壽崇[1]，二田郁子[1]，比内 浩[1]，駒　義和[1]，今野勝弘[2]

[1]JAEA，[2]東電 HD

福島第一原子力発電所の建屋滞留水に含まれるα核種の存在形態を把握するため、トーラス室床部に沈殿した微粒子状固形分をろ過法により粒子サイズごとに分離し、粒径分級ごとの固形分に含まれる U,Pu 等のα核種の分布状態や存在状態を分析した。α核種の大部分は粗大粒子の分級フラクションに含まれる。

キーワード：福島第一原子力発電所，滞留水，α核種，微粒子，粒子分級

1. 緒言

福島第一原子力発電所（1F）廃炉作業の一環として、原子炉建屋やタービン建屋地下に存在する滞留水の処理が進められている。原子炉建屋の滞留水からは、タービン建屋の滞留水と比較して、より高い濃度の全α核種が検出されており、今後、原子炉建屋の滞留水の処理を進めるにあたり、α核種の取り扱いを検討する必要がある。その検討の前提となるα核種の存在状態の把握を目的に、2 号機トーラス室の滞留水に含まれる粒子状α核種に焦点を当て、その粒子サイズや化学形態等の分析・調査を行ったので、結果を報告する。

2. 分析の概要

2-1. 分析対象試料

2 号機原子炉建屋トーラス室の滞留水試料は、床部からの高さが異なる 3 深度位置から採取した。最深部の試料は採水器による掬い取り、浅部及び深部の試料は水中ポンプにより汲み上げた。

2-2. 分析項目

各試料に含まれる固形分について、次の項目の分析を実施した。

①粒子の分級　滞留水中の固形成分を、孔径 10, 1, 0.1, 0.02 μm のフィルタにより段階的にろ過分級した。

②粒径分析　動的光散乱法及び粒子トラッキング法により粒子の粒径分布測定を行った。

③α核種分析　分級した固形分を硝酸溶解し、ICP-MS 及びα線測定によりα核種を定量分析した。

④α核種粒子の検出・形状分析　αトラック検出法及び SEM-EDX を用いる元素分析により、α核種を多く含む粒子を検出し、その元素組成を分析した。

⑤α核種粒子の化学状態分析　α核種を含む粒子を顕微ラマン分光分析し、化学状態分析を行った。

3. 分析結果の概要

トーラス室床部近傍から採取した滞留水には、U 及びα核種の大部分が 10 μm 以上の分級成分に含まれ、これらの粗大粒子は床部に沈殿していると考えられる。滞留水に含まれる U は 2 号機燃料由来のものであり、U を主成分とする微粒子状物質として存在する。これに対し、Pu などの他のα核種は鉄酸化物粒子に付着して存在していることが確認できた。一方、滞留水中には 0.1 μm 未満の微細粒子が存在し浮遊しているが、滞留水全体に対するこの分級の U 及びα核種の割合は極わずかである。

---

* Yoshihiro Kitatsuji[1], Kazuki Ouchi[1], Takumi Yomogida[1], Toshitaka Oka[1], Ikuko Nitta[1], Hiroshi Hinai[1], Yoshikazu Koma[1], and Katsuhiro Konno[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency., [2]TEPCO.

福島第一原子力発電所 2 号機トーラス室滞留水のα核種分析
(2) ICP-MS による固形分のα核種分析

Analysis of Alpha radionuclide in the contaminated water at the torus room of unit #2 reactor of Fukushima Daiichi NPS

(2) Analysis of alpha-emitting nuclides of solid components by ICP-MS

*大内　和希[1], 蓬田　匠[1], 岡　壽崇[1], 北辻　章浩[1], 駒　義和[1], 今野　勝弘[2]

[1]JAEA, [2]東電 HD

滞留水中に粒子状固形分として含まれるα核種の存在状態を把握するため、孔径 10、1、0.1、0.02 μm のフィルタを用い粒径ごとに分級した固形分及びろ液中のα核種濃度とその組成を ICP-MS で定量分析したところ、滞留水中の粒子状固形分から原子炉由来の U が検出された。

キーワード：福島第一原子力発電所，滞留水，α核種含有粒子，ウラン，同位体，ICP-MS

1. 緒言

２号機原子炉建屋で採取された滞留水中には比較的高い濃度のα核種が検出されている。α核種の効果的な除去法を検討するにあたり、その存在形態を明らかにすることが重要である。ここでは、固形分粒子成分を粒径毎に分級し、粒子サイズ毎に含まれる U 等α核種の定量を試みた結果について報告する。

2. 実験

トーラス室内滞留水をポンプによる汲み上げ（浅部及び深部）、または採水器による掬い取り（最深部）で採取した試料を対象に ICP-MS 分析した。最深部水は、孔径 10、1、0.1、0.02 μm のフィルタの順にろ過した。固形分及びろ液に含まれるα核種は、硝酸－過酸化水素水溶液を添加し加熱溶解した。加熱溶解した試料溶液を UTEVA-Resin カラムで U のみを分離し、回収した溶出液を乾固直前まで加熱し、2 %硝酸で再溶解して ICP-MS 測定溶液とした。浅部水及び深部水は、分級前スクリーニング分析結果から類似した元素組成であったため、両試料を混合し分析した。

3. 結果と考察

最深部水の分級前スクリーニング分析では、主要成分として U の他に Na、Mg、Fe 等が検出された。試料全体には 468 ppb の U が存在し、分級後の分析結果は、>10 μm（割合 99.5%, U-235/U-238 同位体比 1.89 wt%）、1~10 μm（0.03 %，－）、0.1~1 μm（0.04 %，－）、0.02 ~ 0.1 μm（0.4 %，2.08 wt%）、<0.02 μm（0.04 %，－）であった。浅部・深部水混合試料全体には、0.69 ppb の U が存在し、粒径分布は>10 μm（22.4 %，2.31 wt%）、1~10 μm（1.1 %，－）、0.1~1 μm（0.9 %，－）、0.02 ~ 0.1 μm（66.7 %，1.66 wt%）、<0.02 μm（8.9 %，1.71 wt%）であった。最深部水の粒子状固形分の U-235/U-238 同位体比は、2 号機燃料組成（1.91 wt%）[1]と相対誤差 1 %程度で一致し、浅部・深部水混合試料も 2 号機燃料組成に近い値であった。

4. 結論

滞留水中の粒子状固形分には、原子炉由来の U が含まれ、その大部分は 10 μm 以上の粗大粒子として深部に沈降していると考えられる。また、低濃度であるが微細粒子として浮遊あるいはイオンとして水中に存在する U も確認できた。

参考文献

[1] 西原健司 他, 福島第一原子力発電所の燃料組成評価, JAEA-Data/code 2012-018, 2012.

---

*Kazuki Ouchi[1], Takumi Yomogida[1], Toshitaka Oka[1], Yoshihiro Kitatsuji[1], Yoshikazu Koma[1] and Katuhiro Konno[2]

[1] Japan Atomic Energy Agency., [2]TEPCO.

福島第一原子力発電所 2 号機トーラス室滞留水のα核種分析
(3) α及びγ線スペクトロメトリによる核種，ICP-AES による元素組成の分析

Analysis of Alpha radionuclide in the contaminated water
at the torus room of unit #2 reactor of Fukushima Daiichi NPS
(3) Analysis of radioactivity by α and γ spectrometry and elemental composition by ICP-AES

*二田 郁子[1,2]，比内 浩[1,2]，柴田 淳広[1,2]，駒 義和[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)

福島第一原子力発電所原子炉建屋で採取されたスラッジを含む滞留水を異なる孔径のフィルタで順にろ過して得たろ過フィルタとろ液（汚染水）の放射能分析等を行った。孔径 10 μm のフィルタにより Pu，Am 及び Cm の 99.99 %以上が回収され，これらが Fe や Si の化合物と共に存在することを明らかにした。
キーワード：福島第一原子力発電所，滞留水，スラッジ，放射能分析，α核種

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所の原子炉建屋滞留水のα核種濃度は高い値で計測されており，かつα核種の多くは滞留水中の固形分（スラッジ）中に存在することが示唆されている[1]。滞留水中におけるα核種の存在状態を調べるため，原子炉建屋で採取されたスラッジを含む滞留水を異なる孔径のフィルタで順にろ過し，各フィルタ（ろ過フィルタ）及びろ液（汚染水）のα核種（Pu，Am 及び Cm）分析，γ核種分析並びに元素分析を行った。

2. 分析手順

2 号機原子炉建屋トーラス室の底部から採取した滞留水は，赤褐色のスラッジを含む（図 1）。これを攪拌してスラッジを分散させ，15 mL を孔径 10，1，0.1，0.02 μm のフィルタに順に通じて，ろ過フィルタ及びろ液（汚染水）を得た。孔径 10 μm のろ過フィルタには赤褐色のスラッジが確認された。風乾後のスラッジ質量測定結果より，滞留水中のスラッジの濃度は 5.2×10^{-3} g/mL と求められた。一方，孔径 1，0.1，0.02 μm のろ過フィルタにはスラッジは観察されなかった。各ろ過フィルタを少量の過酸化水素を加えた硝酸溶液中にて加熱し，孔径 0.1 μm のフィルタでろ過して回収した溶解液を分析に供した。孔径 10 μm のろ過フィルタを溶解した後には，黒色粒子をわずかに含んだ白色の粒子が残った。Pu-238，Pu-239+240，Am-241，Cm-242 及び Cm-244 は，化学分離の後にαスペクトルを測定した。また，γスペクトル測定によるγ核種分析，誘導結合プラズマ発光分光（ICP-AES）測定及び蛍光 X 線（XRF）測定による元素分析を行った。

図 1 スラッジを含む滞留水

3. 結果と考察

α核種分析の結果，孔径 10 μm のろ過フィルタから Pu-238，Pu-239+240，Am-241，Cm-242 及び Cm-244 が，ろ液（汚染水）から Pu-238 及び Am-241 がそれぞれ検出された。孔径 1，0.1，0.02 μm のろ過フィルタからα核種は検出されなかった。99.99 %以上の Pu，Am 及び Cm が，孔径 10 μm のフィルタで回収されたスラッジと共存することがわかった（表 1）。

孔径 10 μm ろ過フィルタの溶解液の ICP-AES 分析の結果では，Fe が主成分であり，次いで Zn，Al が検出された。スラッジは Fe 化合物を主とする混合物であり，これと共にα核種が存在していることになる。また，この孔径 10 μm ろ過フィルタの溶解残渣は，XRF 測定による元素分析から Si が主成分であった。この溶解残渣をマイラー膜で覆いαスペクトル測定を行ったところ，残渣にもα核種（Pu，Am 及び Cm）がわずかに存在することがわかった。

表 1 ろ過フィルタ及び汚染水のα核種の分配

ろ過フィルタ孔径	α核種割合
10 μm	> 99.99 %
1 μm	ND*
0.1 μm	ND*
0.02 μm	ND*
汚染水	< 0.01 %

*「ND」は検出下限値未満を示す

※本件は，経済産業省／平成 30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」に係る補助事業の成果の一部である。

参考文献

[1] 東京電力，「滞留水処理の進捗状況について」，特定原子力施設監視・評価検討会(第 72 回)資料 3，2019 年 6 月 17 日.

*Ayako Nitta[1,2], Hiroshi Hinai[1,2], Atsuhiro Shibata[1,2] and Yoshikazu Koma[1,2]
[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] International Research Institute for Nuclear Decommissioning

福島第一原子力発電所 2 号機トーラス室滞留水のα核種分析
(4) SEM-EDX およびアルファトラック法によるα核種を含有する微粒子の検出

Analysis of Alpha radionuclide in the contaminated water at the torus room of unit #2 reactor of Fukushima Daiichi NPS

(4) Detection of fine particle containing α-emitters by SEM-EDX and alpha Track

*蓬田　匠[1], 大内　和希[1], 岡　壽崇[1], 北辻　章浩[1], 駒 義和[1], 今野 勝弘[2]

[1]JAEA, [2]東電 HD

滞留水中の固形分の多数の粒子状物質の中から、α核種を含有する微粒子の検出を試みた。SEM-EDX を用いる元素分析により、粒径 500 nm から 3 μm 程度の U を主成分とする微粒子を検出した。また、アルファトラック法により、粒径 100 μm 程度までの鉄粒子上にα核種が分布する様子を観測できた。

キーワード：福島第一原子力発電所事故, ウラン微粒子, α核種含有微粒子, SEM-EDX, アルファトラック法

1. 緒言

滞留水には燃料組成由来と考えられるα核種が含まれていることが、ICP-MS 及びα線スペクトロメトリの分析結果から明らかになっている。本発表では、これらのα核種の存在形態を明らかにするために、(1) 燃料主成分である U と、(2)他のα核種（Pu, Am, Cm 等）に大別し、粒子検出を試みた結果を述べる。

2. 実験

最深部滞留水 1 mL を分取し、ポリカーボネートフィルタを用いた遠心ろ過によってフィルタ上に微粒子状固形分を捕集した。その一部をミクロスパーテルにより分取し、カーボンテープ上に薄く塗布して微粒子検出用試料とした。(1) 核燃料に由来する U は、存在量が比較的多いと推定できるが比放射能が低いため、走査型電子顕微鏡–X 線検出(SEM-EDX : JEOL, JSM-7000)を適用し、U を主成分とする物質の直接検出を試みた。SEM-EDX の自動粒子分析機能により、U を含有する微粒子を特定し、更にその粒子の元素組成を分析した。一方、(2)半減期が比較的短く、比放射能が高いその他のα核種については、滞留水中の存在量が U よりも少ないことが予測されるため、α線の飛跡(アルファトラック)を検出するアルファトラック法を適用した。固体飛跡検出器(ハーツラス, TNF-1)を微粒子検出試料に重ね、18 時間α線曝露した。6 M の水酸化ナトリウム水溶液中で 3 時間エッチング処理した検出器を光学顕微鏡(Keyence, VHX-5000)により飛跡観察し、α核種が多く存在する場所（スポット）を特定した。次に、同位置に存在する粒子を光学顕微鏡で同定した。同定したα核種含有微粒子に対して SEM-EDX により元素組成分析を試みた。

3. 結果と考察

(1) SEM-EDX による観察の結果、U を含有するサブ μm～数 μm サイズの粒子を複数同定できた。元素組成分析の結果から、Zr などの燃料被覆管や構造材に由来する元素が検出され、これらの粒子が微粒子化した燃料デブリの可能性を示唆する。一方、U 粒子からは Pu, Am, Cm 等の元素成分は検出されなかった。また、U 粒子からは有意なα トラックも検出できなかった。

(2)アルファトラック分析により同定したα核種含有粒子は粒径数 10～数 100 μm のサイズであり、SEM-EDX により元素分析したところ、鉄を主成分としていた。同粒子には U, Pu, Am, Cm 等のα核種の元素成分は検出できず、α核種の物質量は極わずかであり、Pu, Am, Cm 等が鉄粒子上に付着する形態で存在すると考えられる。以上のとおり、U と他のα核種の存在形態は異なることを明らかにした。

---

*Takumi Yomogida[1], Kazuki Ouchi[1], Toshitaka Oka[1], Yoshihiro Kitatsuji[1], Yoshikazu Koma[1], and Katsuhiro Konno[2].

[1]Japan Atomic Energy Agency., [2]TEPCO.

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

[1A09-12] Contaminated Concrete

chair: Yoshihiro Kitatsuji (JAEA)

Wed. Sep 8, 2021 4:00 PM - 5:15 PM Room A

[1A09] Infiltration behavior of Sr and Cs and its prediction in a concrete

*Norikazu Kinoshita[1], Hitoshi Nakashima[1], Yuki Sasaki[1], Kazuyuki Torii[1], Keisuke Sueki[2] (1. Shimizu, 2. Univ. of Tsukuba)

4:00 PM - 4:15 PM

[1A10] Chemical State Analysis of Strontium Attached to Structural Materials of Reactor Building

*Yuko Kimoto[1], Kai Yoneyama[1], Isamu Sato[1], Haruaki Matsuura[1], Eriko Suzuki[2] (1. Tokyo City University, 2. Japan Atomic Energy Agency)

4:15 PM - 4:30 PM

[1A11] Study on the Radionuclide Contamination Mechanisms of Concrete and the Estimation of Distribution of Radionuclides

*Kazuo Yamada[1], Yasumasa Tojo[2], Sayuri TOICA[3] (1. NIES, 2. Hokkaido U., 3. THC)

4:30 PM - 4:45 PM

[1A12] Diffusion behavior of iodide and cesium ions in hardened cement paste

*Takaya Kawato[1], Keisuke Ishida[2], Takeshi Yamamoto[1], Daisuke Minato[1], Kiyoshi Fujisaki[2], Takafumi Hamamoto[2], Morihiro Mihara[3] (1. CRIEPI, 2. NUMO, 3. JAEA)

4:45 PM - 5:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

コンクリートへの Sr と Cs の浸透挙動とその予測

Infiltration behavior of Sr and Cs and its prediction in a concrete

*木下 哲一[1]，中島 均[1]，佐々木 勇気[1]，鳥居 和敬[1]，末木 啓介[2]
[1]清水建設，[2]筑波大学

Sr と Cs の溶液にコンクリート試験体を浸漬し、浸透の様子を EPMA を用いて分析した。セメントペーストへのこれらの元素の分配係数も分析した。コンクリート試験体への浸透の傾向を示すと共に、分配係数を用いた浸透予測について報告する。

キーワード：浸透、分配係数、拡散係数

1. 緒言

福島第一原子力発電所のような事故炉や通常の原子力発電所の廃炉において、放射性核種が浸透したコンクリートは、汚染した部位を除去することで、廃棄物の減容化が可能になる。特に Cs や Sr は水溶性であるため、浸透による汚染が懸念される。本研究では一般的なコンクリートに Cs と Sr を浸透させて浸透の様子を観測すると共に、分配係数の測定から拡散モデルを用いて浸透予測することを目的とした。

2. 実験

コンクリート供試体（φ100×200 mm）を CsCl (1%)と $SrCl_2$ (10%)の混合溶液に一定期間浸し、EPMA を用いて断面で Cs と Sr の濃度分布を分析した。またコンクリート供試体と水:セメント:砂比が同じ粉体モルタル試料を別途用意して Cs と Sr の分配係数を測定した。

3. 結果と考察

浸透 5 か月後の EPMA による Sr と Cs の分布を図 1 に示す。Sr は深い浸透、Cs は浅い浸透が見られた。骨材中の浸透や骨材との界面を伝った浸透は見られず、モルタル部分の浸透のみを考慮すればよいことが分かった。また、浸透時間 1 カ月、3 カ月、5 カ月の試料では、深度分布に有意な差が見られなかった。試験体を溶液に浸した直後の短い時間に急激な浸透が進んだものと考えられる。

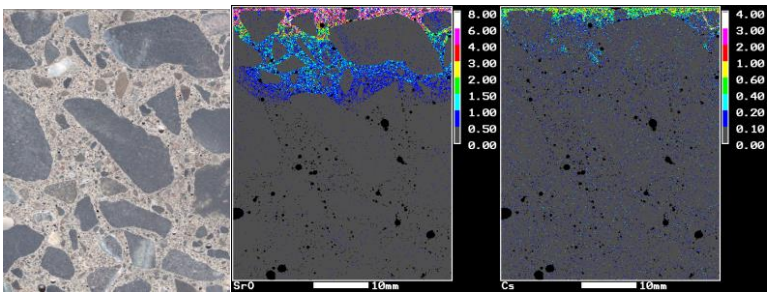


図 1　試料測定面の写真（左）と EPMA による Sr（中央）と Cs（右）濃度分布

一方で、モルタルへの分配係数は Sr は 2.3 mL/g、Cs は 510 mL/g と測定された。この分配係数を用いて拡散係数は式(1)を用いて推定することができる。

$$\text{拡散係数} = \frac{\text{空隙率} \times \text{水の拡散係数}}{\text{空隙率} + \text{乾燥密度} \times \text{分配係数}} \qquad (1)$$

本研究において試験体中の空隙率は測定していないため、一般的なコンクリートの空隙率 10–20%を用いると拡散係数は Sr では$(1.3–14)\times10^{-3}$ cm^2/y、Cs は $(5.8–64)\times10^{-6}$ cm^2/y と見積もられた。この拡散係数に基づき、Sr と Cs が 50 年間浸透したコンクリート中の深度分布は図 2 のように推定される。使用済燃料プール等の長期間の浸透あるコンクリートは、Cs は数 mm 削れば十分な除染が可能であるが、Sr は数十 mm の除染が必要となる。

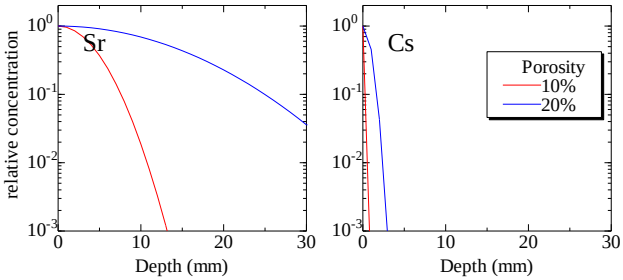


図 2　拡散に基づく浸透により予想される 50 年後の深度分布

*Norikazu Kinoshita[1], Hitoshi Nakashima[1], Yuki Sasaki[1], Kazuyuki Torii[1], and Keisuke Sueki[2]
[1]Shimizu Co., [2]Univ. of Tsukuba

原子炉建屋構造材に付着したストロンチウムの化学状態解析

Chemical State Analysis of Strontium Attached to Structural Materials of Reactor Building

*木本　裕子[1]，米山　海[1]，佐藤　勇[1]，松浦　治明[1]，鈴木　恵理子[2]

[1]東京都市大学，[2]日本原子力研究開発機構

東電福島第一原子力発電所の廃炉においては、それに伴う解体廃棄物を安全かつ合理的に管理することが必要である。そのためには、原子炉建屋等において大量に存在するコンクリート構造材への放射性物質の付着・浸透メカニズムを把握しその性状に応じた処理・処分を施す必要がある。本研究では、コンクリート構造材への Sr の浸透メカニズムを把握することを目的に、浸透試験を実施した。その結果、 Sr は pH によって浸透挙動が変化することが明らかとなった。

キーワード(keywords)：東電福島第一原子力発電所，コンクリート, Sr, EXAFS

1. 背景と目的

東京電力福島第一原子力発電所の廃炉においては、それに伴う解体廃棄物を安全かつ合理的に管理することが必要である[1]。Cs に関してはその浸透挙動に関する多くの評価例が存在するが、Sr に対するデータは少ない。そのため、原子炉建屋等において大量に存在するコンクリート構造材への Sr の放射性物質の付着・浸透メカニズムを把握し、その性状に応じた適切な処理・処分を施す必要がある。本研究は対陰イオンの異なる水溶液、$SrCl_2$ 及び $Sr(OH)_2$ 水溶液を用いた Sr のコンクリートに対する浸漬試験及び浸漬後コンクリートの EXAFS 分析、蛍光 X 線分析を実施し、コンクリートへの Sr 浸透メカニズムの把握を目的とする。

2. 方法

本学・都市工学科の協力のもと作製したコンクリートを対象に Sr 浸透試験及び試験後の試料に対して蛍光 X 線分析、EXAFS 測定を行った。1M $SrCl_2$ または $Sr(OH)_2$ 水溶液に 1 日浸漬したコンクリート試験片を表面から 0.5mm ずつ 3.0mm まで削り、その際に得られるコンクリート粉末を測定試料として Sr Kα 線に着目した蛍光 X 線分析を行うことで、Sr の浸透深さ分布を把握した。測定後、検量線を引くことにより強度から Sr 含有重量へと変換した。EXAFS 測定は高エネルギー加速器研究機構、PF、BL27B ビームラインにおいて、透過法で Sr K 吸収端に着目して行い、得られたコンクリート中の Sr 近傍構造に対して比較、検討を行った。

3. 結果及び考察

浸透試験後のコンクリート試料を対象に蛍光 X 線分析によって測定し、検量線によりコンクリート中の Sr 含有重率に図の縦軸を変換した結果より(図 1)、表面から 3.0 mm まで Sr が分布していることが確認出来たが、対イオンにより浸透挙動に差が見られた。また、Cs との比較をした結果、Sr 水溶液に浸漬させた場合、液性がアルカリ性である $Sr(OH)_2$ よりも液性が中性寄りである $SrCl_2$(塩化物)の方が浸透量が大きくなったが、Cs 水溶液に浸漬させた場合ではアルカリ性の CsCl よりも中性である CsI の方が比較的浸透量が大きくなる結果となり、コンクリート(アルカリ性)に対する溶液側の pH の差の影響が Sr・Cs とで異なる結果を示した。図 2 は EXAFS 測定の結果であり、横軸が原子間距離、縦軸がその距離に存在する原子の存在確率を表している。$SrCl_2$・$Sr(OH)_2$ 水溶液ともに EXAFS 構造関数にみられる第一近傍のピークは 2Å 付近に確認できた。$Sr(OH)_2$ 水溶液にコンクリートを浸漬した場合では、Sr がコンクリート中 Ca と置換することから、Sr と O の相関とその存在量を表す第一近傍ピークの強度が深さごとに小さくなるが、コンクリートの主成分は Ca であるため、配位構造は深さ方向に対してほぼ変わらないと考えられ、強度の相違は存在量が異なるためと推察される。一方、Sr と比べ Cs は深さ方向のピークの表れ方が Sr ほどきれいな減少傾向を示さなかったことから、Cs と Sr とでは浸透の機構が異なる可能性が示唆される。今後は pH を変化させた浸漬液を用意し、EXAFS 解析においてはフィッティングにより構造パラメータを求め、浸透挙動の機構解明につなげていく予定である。

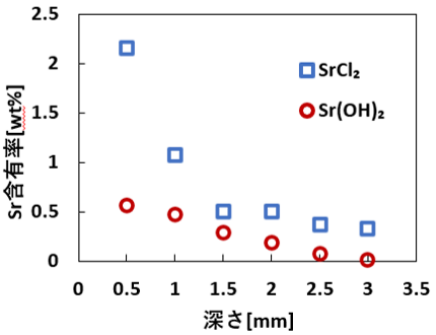


図 1 XRF 分析によるコンクリート深さ方向の Sr 含有量分布

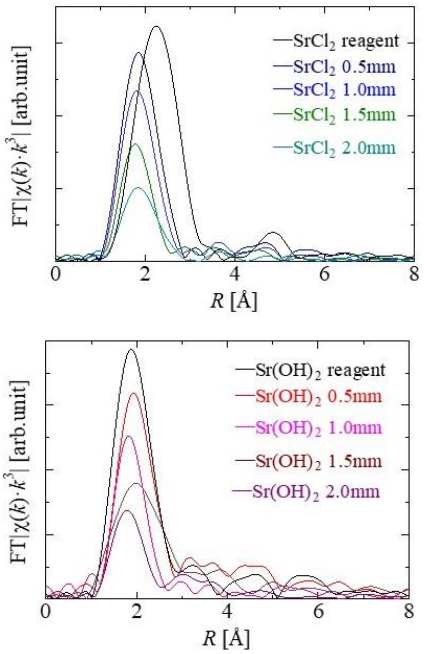


図 2 $SrCl_2$(上)及び $Sr(OH)_2$(下)浸透試験による Sr 含有試料の EXAFS 構造関数

参考文献

[1] 小崎等、2018 3L01 日本原子力学会春の年会、コンクリート廃棄物管理シナリオ解析

*Yuko Kimoto[1],Kai Yoneyama[1],Isamu Sato[1],Haruaki Matsuura[1], Eriko Suzuki[2]　[1]Tokyo City University., [2]JAEA.

放射性物質によるコンクリート汚染の機構解明と汚染分布推定に関する研究 （12）実濃度範囲でのコンクリートへの 1 年間での Cs/Sr 浸透

Study on the Radionuclide Contamination Mechanisms of Concrete and the Estimation of Distribution of Radionuclides

(12) The Cs/Sr penetration in the real concentration ranges in concrete for 1 year

*山田　一夫[1]，東條　安匡[2]，富田　さゆり[3)]

[1]国立環境研究所，[2]北海道大学，[3]太平洋コンサルタント

本稿では，放射性物質によるコンクリート汚染の機構解明と汚染分布推定に関する研究に対するシリーズ講演における、事故後の現実の濃度範囲の Cs と Sr がコンクリートに 1 年間で浸透した状況を講演する。

キーワード：浸透，Cs，Sr，コンクリート，イメージングプレート，実濃度，変質，炭酸化，乾燥

福島第一原子力発電所(1F)建屋コンクリートへの放射性 Cs と Sr の浸透に関して、2020 年度にシリーズ発表(7)として報告した短期材齢のコンクリートへの Cs と Sr の浸透を、より長期の材齢の結果と比較する。

試料は普通セメントモルタルであり、骨材は微粒分を除去した石灰石と 1F で使用された川砂である。濃度 100mM、1mM、10μM の CsCl 溶液、10μM の $SrCl_2$ 溶液に浸漬した。溶液は Cs-137 と Sr-90 で標識し、浸漬後、1.6mm 薄片を切り出し、濃度既知の試料と同時にイメージングプレートに暴露することで、物質濃度プロファイルを取得した。結果を図 1 に示す。(a)は飽水健全試料、(b)は飽水炭酸化試料、(c)は乾燥炭酸化試料である。(c)は表層が疎水化していたため、材齢 16 時間までは減圧吸水させた。

飽水健全試料では、表面濃度は変化しないが、深部への濃度勾配が緩やかになっており、全濃度範囲で Cs が 30mm 以深に到達した。飽水炭酸化試料では、4mm の炭酸化領域では強い Cs の濃縮が認められるが、長期材齢では深部の濃度が増加し、この水準のみ溶液中の Cs 濃度が低下したが、試料内部での再分配は進行し、深部まで Cs が浸透した。乾燥炭酸化試料では、Cs では表面濃度も経時増加し、かつ深部の濃度も増加した。一方、Sr は、表面濃度は経時増加したが、深部の濃度の増加はなく、Sr の浸透速度は Cs よりも遅い。

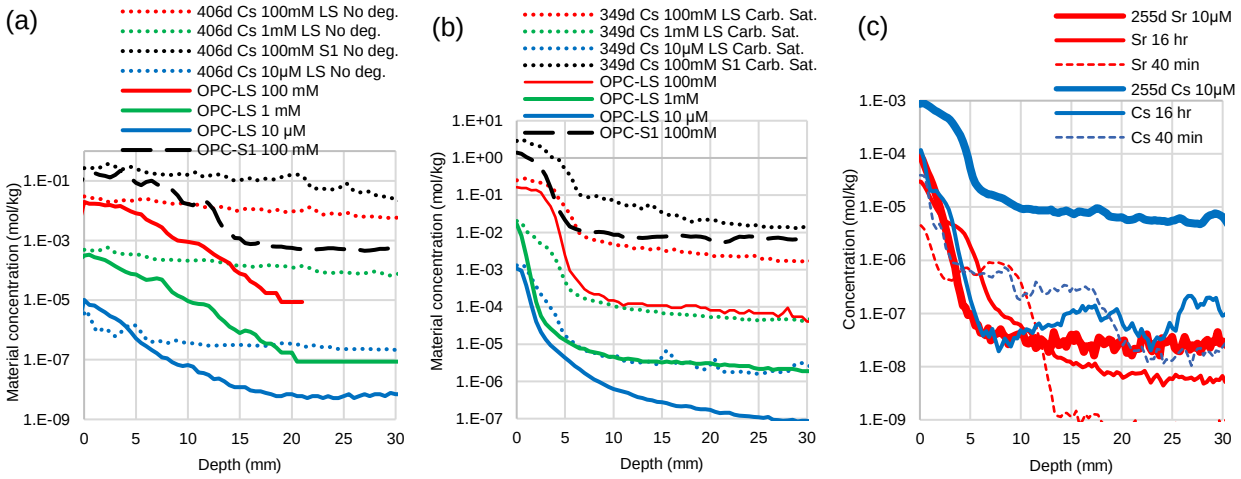


図 1　普通セメントモルタルへの Cs と Sr の浸透プロファイル　(a)飽水健全試料、(b)飽水炭酸化試料、(c)乾燥炭酸化試料(骨材は LS)。(a),(b)の実線は 56 日。LS：石灰石、S1：川砂

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 JPJA20P12345678 の助成を受けた。

* Kazuo Yamada[1], Yasumasa Tojo[2], Ssyuri Tomita[3]

[1]NIES, [2]Hokkaido Univ., Taiheiyo Consultant[3]

硬化セメントペースト中のヨウ素イオンおよびセシウムイオンの拡散挙動

Diffusion behavior of iodide and cesium ions in hardened cement paste

*川戸 陸也[1]，石田 圭輔[2]，山本 武志[1]，湊 大輔[1]，藤崎 淳[2]，浜本 貴史[2]，三原 守弘[3]
[1]電力中央研究所，[2]原子力発電環境整備機構，[3]日本原子力研究開発機構

硬化セメントペースト（HCP）中のヨウ素イオン（I^-）とセシウムイオン（Cs^+）の拡散挙動を観察するために、5 年間以上湿空養生した異なる水セメント比の供試体に対し、I^-と Cs^+をトレーサーとした一面解放浸漬試験を実施し、電子線マイクロアナライザー（EPMA）を用いた深さ方向の元素濃度面分析を行った。

キーワード：拡散挙動，EPMA，ヨウ素，セシウム，セメントペースト，浸漬試験

1. 緒言　包括的技術報告書[1]では、TRU 等廃棄物の処分施設においてパッケージ間充填材やパッケージ内充填材にはセメント系材料の使用が検討されている。この評価でのセメント系材料には、核種の収着による移行遅延機能が期待されているものの状態設定の不確実性から、核種移行解析において間隙水中に溶出した核種は構造躯体内で瞬時に混合すると仮定されている。そこで、本研究では処分システムのセメント系材料による核種の移行遅延性能をより確からしく評価するために I^-と Cs^+について HCP を用いた浸漬試験を実施し、I^-および Cs^+の拡散挙動を調べた。

2. 実験　供試体は不活性ガス雰囲気下 20℃相対湿度 98％で 5 年以上養生した 2×2×4cm の HCP を用いた。水セメント比（W/C）0.35 と 0.55 の 2 水準に対し、遮水性樹脂でコーティングし 2×2cm の一面を解放した状態で試験溶液に浸漬した。試験溶液にはトレーサーイオンとして I^-および Cs^+をヨウ化セシウムの化学形態で添加した（濃度 I=20,000 ppm）。試験溶液は純水と試験期間中の供試体のカルシウム（Ca）の溶脱を抑制するために水酸化カルシウム飽和水溶液（CH）の 2 水準を用いた。浸漬期間は 4 週間および 52 週間とした。所定の浸漬期間が経過した試料を解放面に垂直方向で切断し、EPMA を用い元素濃度分布を分析した。

3. 結果・考察　図-1 に 52 週間の元素分布図を示す。試験溶液の違いに着目すると純水では Ca の溶脱が確認できるが、CH では Ca の溶脱は解放面近傍に留まっている。I の分析結果に着目すると Ca 溶脱界面には比較的高濃度で濃集していたが、拡散深さは Ca 溶脱の有無にかかわらず同程度であった。Cs の結果に着目すると、Ca の溶脱領域には比較的高い濃度で存在していることが確認できたが、その濃度は全体的に I の濃度と比べ低かった。また、W/C の違いは I、Cs ともに拡散深さおよび濃度に影響を及ぼした。これは、W/C の違いによる HCP の間隙率や細孔構造の違いによるのものだと考えられる。

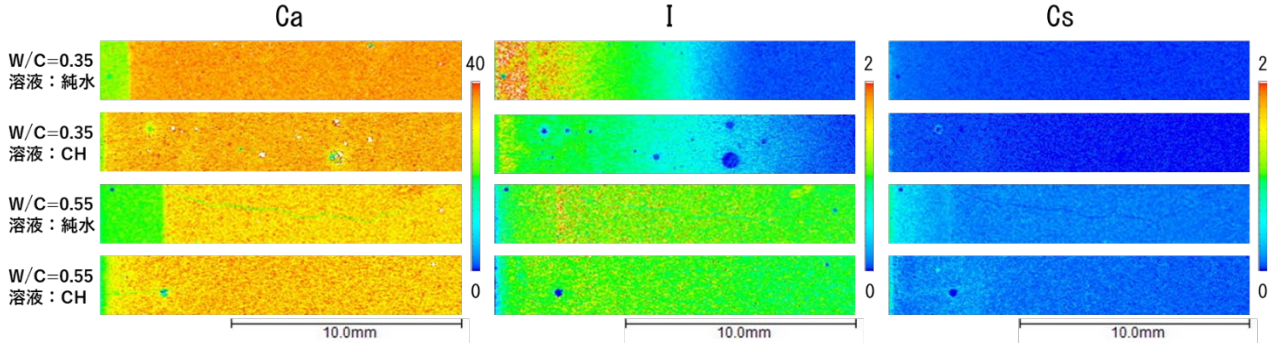


図-1　浸漬期間 52 週間の深さ方向元素分布図（各図の左側が解放面。右にカラーバー(mass%)を示す。）

参考文献

[1] 原子力発電環境整備機構：包括的技術報告書（NUMO-TR-20-03）（2021）

*Takaya Kawato[1], Keisuke Ishida[2], Takeshi Yamamoto[1], Daisuke Minato[1], Kiyoshi Fujisaki[2], Takafumi Hamamoto[2] and Morihiro Mihara[3]
[1]CRIEPI, [2]NUMO, [3]JAEA

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 504-1 Isotope Separation, Application of Isotopes, Uranium Enrichment

[1B01-03] Isotope Analysis &Separation

chair: Akira Kuwahara (Nagoya Univ.)

Wed. Sep 8, 2021 2:45 PM - 3:45 PM Room B

[1B01] Development of graphite furnace atom source for resonance ionization time of flight mass spectrometry

*Honoka Yamaguchi[1], Koya Hattori[1], Gyo Itsubo[1], Volker Sonnenschein[1], Ryohei Terabayashi[2], Hideki Tomita[1,3], Klaus Wendt[4] (1. Nagoya Univ., 2. UTokyo, 3. JST PRESTO, 4. Johannes Gutenberg University Mainz)

2:45 PM - 3:00 PM

[1B02] Development of high-resolution resonance ionization spectroscopy using a direct diode laser pumped Ti:Sapphire laser

*Koya Hattori[1], Volker Sonnenschein[1], Honoka Yamaguchi[1], Gyo Itsubo[1], Ryohei Terabayashi[2], Kenji Shimazoe[2], Tetsu Sonoda[3], Hironobu Ishiyama[3], Klaus Wendt[4], Hideki Tomita[1,3,5] (1. Nagoya Univ., 2. UTokyo, 3. RIKEN, 4. Johannes Gutenberg University Mainz, 5. JST PRESTO)

3:00 PM - 3:15 PM

[1B03] Chemical Exchange Isotope Separation of Calcium and Lithium via Organic Phase Macrocyclic Crown-Ether.

*Anawat Rittirong[1], Takaaki Yoshimoto[1], Ryuta Hazama[1], Tadafumi Kishimoto[2], Toshiyuki Fujii[2], Yoichi Sakuma[3], Satoshi Fukutani[4], Yuji Shibahara[4], Ayaki Sunaga[4] (1. Osaka Sangyo Univ., 2. Osaka Univ., 3. Tokyo Tech, 4. Kyoto Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

レーザー共鳴イオン化飛行時間質量分析のためのグラファイト原子源の開発

Development of graphite furnace atom source for resonance ionization time of flight mass spectrometry

*山口 穂乃花[1], 服部 浩也[1], 井坪 暁[1], Volker Sonnenschein[1], 寺林 稜平[2], 富田 英生[1,3], Klaus Wendt[4]
[1]名古屋大学, [2]東京大学, [3]JST さきがけ, [4]マインツ大学

放射性核種・同位体分析法であるレーザー共鳴イオン化質量分析においては、試料中の原子化が不可欠であり、原子化を行う原子源の安定性や再現性が分析性能に直結する。そこで、抵抗加熱のグラファイト原子源の構築を行い、原子源の動作確認を行った。

キーワード：質量分析、同位体分析、廃炉措置

1. はじめに

レーザーによる元素選択的なイオン化と質量分析を組み合わせた共鳴イオン化質量分析（Resonance Ionization Mass Spectrometry: RIMS）は、簡便な前処理で迅速な元素・同位体分析が可能であるため、福島第一原子力発電所の廃炉作業における組成が不明な試料の分析やα核種などを用いた放射線治療に関連した不純物分析などへの応用が期待されている。本研究では、RIMS による多元素・同位体迅速分析に向けて、飛行時間型質量分析計を用いた RIMS システムにグラファイト原子源を導入し、その基本性能を確認した。

2. グラファイト原子源の概要

RIMS においてはイオンビームによる２次中性原子の生成など、いくつかの原子化手法があるが、液体・固体試料のいずれに対しても適用可能で定量分析にも適したグラファイトチューブを用いた抵抗加熱原子源を設計し、導入した。本原子源の外観を Fig.1 に示す。試料を加熱するグラファイトチューブ（外径 4.3 mm, 内径 2.5 mm, 長さ 50 mm）の一端は熱膨張による破損を防ぐ板バネを介して銅製電極 A と接続され、他方は Ta 製フロントブレードで固定され、それに電極 B が接続されている。構築した原子源を飛行時間型質量分析計の真空チャンバーに導入し、電流を 90 A まで流した際の温度を非接触式温度計で測定した結果、およそ 1700℃まで加熱できることが確認された（Fig.2 参照）。

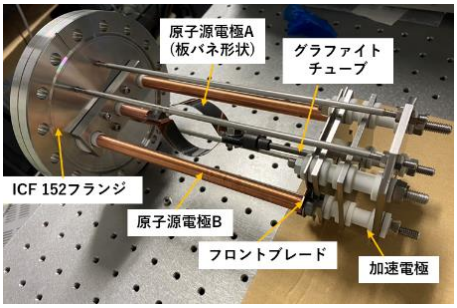


Fig.1 グラファイト原子源の外観

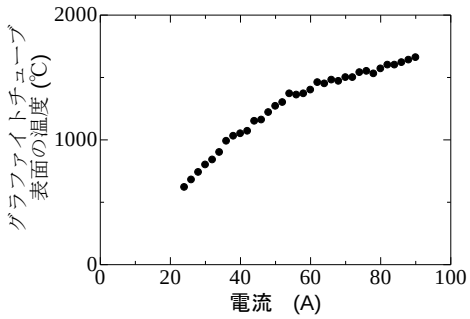


Fig.2 原子源の電流と温度の関係

3. Cs 共鳴イオン化基礎実験

本グラファイト原子源を用いた RIMS を検証するために、２台の高繰り返し率 Ti:Sapphire レーザーを用いた Cs 二色共鳴イオン化スキームによる Cs の共鳴イオン化実験を行った。ICP 用 Cs 標準溶液を 20 μL 滴下した Ta 箔をグラファイト原子源に入れ、加熱により Cs 原子を生成し、レーザーにより共鳴イオン化した。イオン計数が Cs の共鳴波長で増大する共鳴イオン化スペクトルが得られ、本原子源が RIMS に適用できることが確認された。今後、RIMS による多元素・同位体迅速分析に適用し、定量性評価を進める計画である。

謝辞　本研究の一部は、JST さきがけ量子生体 JPMJPR19G7 の支援を受けて実施されました。

*Honoka Yamaguchi[1], Koya Hattori[1], Gyo Itsubo[1], Volker Sonnenschein[1], Ryohei Terabayashi[2], Hideki Tomita[1,3], Klaus Wendt[4]
[1]Nagoya Univ., [2]Univ. of Tokyo, [3]JST PRESTO, [4]Johannes Gutenberg Univ. Mainz

半導体レーザー直接励起 Ti:Sapphire レーザーを用いた高分解能共鳴イオン化分光法の開発

Development of high-resolution resonance ionization spectroscopy using a direct diode laser pumped Ti:Sapphire laser

*服部 浩也[1], Volker Sonnenschein[1], 山口 穂乃花[1], 井坪 暁[1], 寺林 稜平[2], 島添 健次[2], 園田 哲[3],石山 博恒[3], Klaus Wendt[4], 富田 英生[1,3,5]

[1]名大, [2]東大, [3]理研, [4]マインツ大, [5]JST さきがけ

狭帯域な波長可変レーザーを用いて、原子のエネルギー準位における核種に依存した僅かな差異（同位体シフト・超微細分裂）を区別する高分解能レーザー共鳴イオン化分光法の開発を行っている。半導体レーザー直接励起 Ti:Sapphire レーザーを用いた狭帯域波長可変レーザー光源による Ga の共鳴イオン化分光実験を行った。

キーワード：波長可変レーザー，共鳴イオン化，放射性核種

1. はじめに

共鳴イオン化とは、離散的なエネルギー準位を有する単原子に対し、2 準位間のエネルギー差に相当する波長（周波数）のレーザー光を照射することで、共鳴的に励起・イオン化する手法である。エネルギー準位には、元素のみならず、核種による僅かな差異（同位体シフト・超微細分裂）があり、これらを区別できるほど十分に狭帯域な波長可変レーザーを用いれば、核種を区別した選択的共鳴イオン化や光ポンピングによる原子核の偏極を実現することができる。本研究グループでは、これまでに青色・緑色半導体レーザーにより直接励起された CW Ti:Sapphire レーザーの開発を進めており、今回はこれを光源の一部に使用して、Ga の高分解能レーザー共鳴イオン化分光実験を行った。

2. Ga の高分解能レーザー共鳴イオン化分光実験

Fig.1 に実験体系を示す。抵抗加熱グラファイト原子源より放出された Ga 原子に、狭帯域・高繰り返し率注入同期 Ti:Sapphire レーザー（共鳴波長 403 nm，出力 2 mW）を照射し、1 色共鳴イオン化（共鳴励起・非共鳴イオン化）スキームにて Ga イオンを生成した。生成されたイオンは、飛行時間型質量分析計で質量数毎に計数された。本実験で使用した注入同期 Ti:Sapphire レーザーは、半導体レーザー直接励起 CW Ti:Sapphire レーザーをマスターレーザーとして用いており、その波長を掃引することで Ga の高分解能共鳴イオン化スペクトルを得た。Fig.2 に得られたスペクトルの一例を示す。超微細分裂に起因するピークが区別でき、半導体レーザー直接励起 Ti:Sapphire レーザーが高分解能共鳴イオン化分光に有用であることが示された。今後、本レーザーによる放射性核種の高分解能共鳴イオン化分光を実施する予定である。

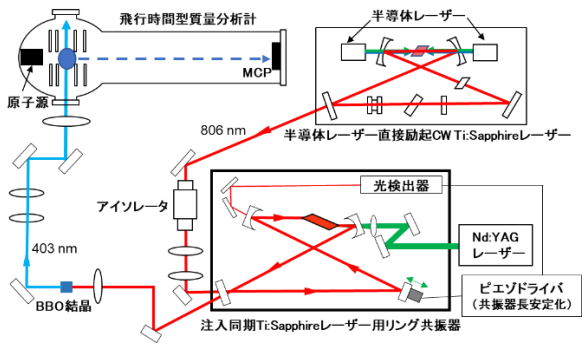


Fig.1　実験体系

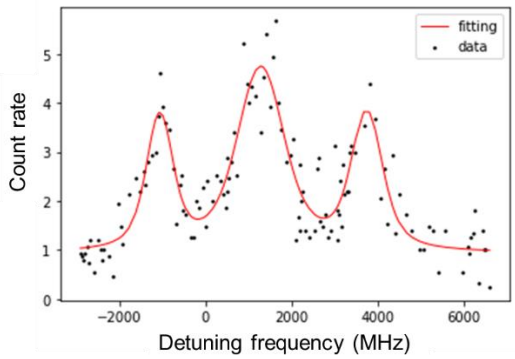


Fig.2　Ga 高分解能共鳴イオン化スペクトルの一例

謝辞　本研究は科研費（19H05584）、JST さきがけ「量子生体」（JPMJPR19G7）、立松財団一般研究の助成を受けて実施されました

*Koya Hattori[1], Volker Sonnenschein[1], Honoka Yamaguchi[1], Gyo Itsubo[1], Ryohei Terabayashi[2], Kenji Shimazoe[2], Tetsu Sonoda[3], Hironobu Ishiyama[3], Klaus Wendt[4] and Hideki Tomita[1,3,5]

[1]Nagoya Univ., [2]Univ. of Tokyo, [3]RIKEN, [4]Johannes Gutenberg University Mainz, [5]JST PRESTO

Chemical Exchange Isotope Separation of Calcium and Lithium via Organic Phase Macrocyclic Crown-Ether.

*Anawat Rittirong[1], Takaaki Yoshimoto[1], Ryuta Hazama[1], Tadafumi Kishimoto[2], Toshiyuki Fujii[2], Yoichi Sakuma[3], Satoshi Fukutani[4], Yuji Shibahara[4], Ayaki Sunaga[4]
[1]Osaka Sangyo Univ., [2]Osaka Univ., [3]Tokyo Tech, [4]Kyoto Univ.

The optimal conditions for calcium-48 (48Ca) isotope separation and enrichment mass production were investigated using crown-ether liquid-liquid extraction. The advantages of this technique are that it is quick and allows for a high concentration of solution. The results of the liquid-liquid extraction system revealed a significant dependence on the acidity solvent distribution coefficient. The presence of HCl acid enhanced and maintained the formation of the ion-crown complex. The distribution coefficient (D) for calcium in HCl and aqueous solvent was found to be 0.1707±0.0010 and 0.0202±0.0003, respectively.

Keywords: Isotope Separation, Calcium, Lithium, Crown-ether, Enrichment

1. Introduction

Neutrinoless double-beta decay (0vββ) has been extensively studied to demonstrate lepton number non-conservation. [1]. The CANDLES (Calcium Fluoride for Neutrino and Dark Matter Studies by Low Energy Spectrometer) project employs calcium-48 (^{48}Ca), one of the natural double beta decay nuclides with the highest Q-value (4.27 MeV). Nevertheless, this isotope's natural abundance is only 0.187 percent. The goal of this research is to improve the calcium isotope separation by crown-ether through liquid-liquid system for cost-effective enrichment and mass production. Lithium experiments, which are easier to handle and measure the isotopic ratio, were carried out under the same conditions as calcium experiments to study the isotope effect by ICP-MS.

2. Methodology

0.07M of DC18C6 crown-ether dissolved in 200 mL chloroform prepared as an organic phase solution. The aqueous phase feed solutions are $CaCl_2$, and LiCl dissolves in pure water and 12 M HCl. Both organic and aqueous solutions with the volume ratio of 10/1 were mixed in Erlenmeyer flask using a magnetic stirrer for 1 minute and allowed for 10 minutes before the separation. The loaded solvent in the organic phase was back extracted with the same volume ratio by using pure water. All extraction processes performed at room temperature. The aqueous sample was measured the concentration by AAS (Shimadzu AA-6800) and isotopic analysis by ICP-MS (Agilent 7900).

3. Results

The results were compared to Khoroshilov and Ivanov's [2] work on boron isotope separation by chemical exchange in liquid-liquid systems using boric acid and an organic phase in the form of tributyl phosphate (TBP) or a trioctylamine in o-xylene (TOA) (Table 1). The results show that the calcium values obtained in the HCl acid solvent are comparable to the boric acid extraction using TBP. And the lithium separation factor is in the same order. However, Khoroshilov and Ivanov stated that under their experimental conditions, there is a lack of formation of a sufficiently stable boric acid – TBP complex in the TBP system.

Table 1. Comparison between liquid-liquid extraction system of calcium, lithium, and boron

Method	Element	Organic	Solvent	Distribution coefficient (D) or extraction coefficient (K_D)	Single stage separation factor (α)
LLE +DC18C6 crown-ether (this work)	Calcium	DC18C6 crown-ether	$CaCl_2$ (HCl)	0.1707±0.0010	In progress
			$CaCl_2$ (aq)	0.0202±0.0003	In progress
	Lithium		LiCl (HCl)	0.0089±0.0001	1.009±0.003
			LiCl (aq)	0.0258±0.0002	1.010±0.004
Extraction in the liquid – liquid system [2]	Boron	TBP	H_3BO_3 (aq)	0.215±0.0010	1.0067±0.0035
		TOA		120±25	1.0250±0.0050

4. Conclusion

Liquid-liquid extraction of calcium and lithium using organic phase contains crown-ether was investigated. The finding shows the solvent effect between aqueous and HCl solvent. The boron extraction by TBP corresponds to the values obtained for the distribution coefficient and separation factor. However, TOA provided significantly more value, resulting in a better environment for enrichment. The volume ratio and the formation of ion-crown complexes will be considered in future calcium extraction experiments.

References

[1] S. Umehara *et al* 2020 *J. Phys.: Conf. Ser.* **1342** 012049
[2] A V Khoroshilov and P I Ivanov 2018 *J. Phys.: Conf. Ser.* **1099** 012006

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

[1B04-07] Analytical Technique

chair: Tsuyoshi Murakami (CRIEPI)

Wed. Sep 8, 2021 3:45 PM - 5:00 PM Room B

[1B04] Fundamental investigation of laser ablation atomization for resonance ionization mass spectrometry

*Akira Kuwahara[1], Kenta Murakami[1], Hideki Tomita[1,2], Youichi Enokida[1] (1. Nagoya Univ., 2. JST PRESTO)

3:45 PM - 4:00 PM

[1B05] Interference removal for high-sensitivity rapid analysis of ^{107}Pd in radioactive rubbles by ICP-MS / MS

*Hiroyuki Iwahashi[1,2], Van-khoai Do[1,2], Takahiro Furuse[1,2], Yuki ohta[1,2], Shunta Homma[1,2], Kiyoko Kurosawa[1,2], Yoshiaki Motoki[1,2], Takashi Hirosawa[1,2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. International Research Institute for Decommissioning)

4:00 PM - 4:15 PM

[1B06] Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-7

*Takahiro Karino[1], Katsuaki Akaoka[1], Ikuo Wakaida[1] (1. JAEA)

4:15 PM - 4:30 PM

[1B07] Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-7

*Katsuaki Akaoka[1], Takahiro Karino[1], Ikuo Wakaida[1] (1. JAEA)

4:30 PM - 4:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

レーザー共鳴イオン化質量分析のためのレーザーアブレーション原子化の基礎検討

Fundamental Investigation of Laser Ablation Atomization for Resonance Ionization Mass Spectrometry

*桑原 彬[1]，村上 健太[1]，富田 英生[1,2]，榎田 洋一[1]

[1]名古屋大学，[2]JST さきがけ

レーザー共鳴イオン化質量分析では，サンプルからの原子収率が分析性能に影響する．本研究では，レーザーアブレーションによる原子化の観点から，アブレーションプラズマの時間分解分光計測を試みた．

キーワード：同位体分析，レーザー共鳴イオン化質量分析，レーザーアブレーション，原子化

1. 緒言

レーザー共鳴イオン化質量分析法（RIMS）を用いた同位体分析では，二酸化ウラン等の高融点化合物の原子化において，原子収率が著しく低下することが報告されている[1]．本研究では，酸化アルミニウム Al_2O_3 の原子化にナノ秒パルスレーザーを用いたレーザーアブレーション法を適用し，アブレーションプラズマに対するレーザー吸収分光の時間分解計測[2]により，アルミニウム原子の挙動を明らかにすることを目的とした．

2. 実験装置

図 1 にレーザーアブレーションの実験装置の概要を示す．アブレーション用のレーザー光源としてナノ秒パルスレーザー（パルス幅 10 ns，約 50 mJ/pulse）の Nd:YAG レーザー（Spectra Physics, Lab-170-10），プラズマプローブ用のレーザー光源として外部共振型半導体レーザー（TOPTICA, DL Pro）を使用した．アブレーション用レーザーは，平凸レンズ（f=200 mm）で集光してサンプル表面に垂直に照射した．プローブ光はサンプル表面から 1mm 離れた水平位置を通るようアライメントし，透過光を光電子増倍管（浜松ホトニクス，H7732-10）で検出した．

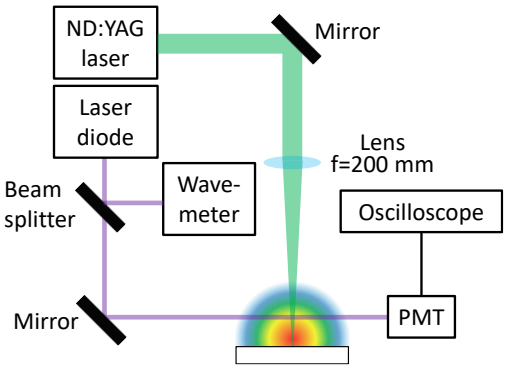


図 1　実験装置の概要図

3. 結果と考察

図 2 に雰囲気圧力 500Pa（空気）の条件下におけるアブレーションプラズマ中の Al 原子による吸収率の 2D マップ（波長ー時間）を示す．レーザー吸収分光には Al 原子の電子遷移（$3p\ ^2P_{1/2} \rightarrow 4s\ ^2S_{1/2}$，$\lambda_{air}$ = 394.401 nm）を使用した．図 2(a)の 2D マップより，アブレーションプラズマはパルスレーザー照射から約 2.3 μs 後にプルーム周縁部であるコンタクト層が高さ 1 mm の位置（プローブ用レーザー光の高さ）に到達している．次に，図 2(b)に示すとおり，各時間における吸収プロファイルを再構築し，ガウス関数でフィッティングした結果，プラズマのガス温度は最大で約 7400 K に達し，その後 60 μs で 2000 K まで低下することが確認された．マイクロ秒オーダーで変化するこれらのパラメータ（吸収率及びガス温度）は，雰囲気圧力の影響を大きく受けていると考えられる[2]．

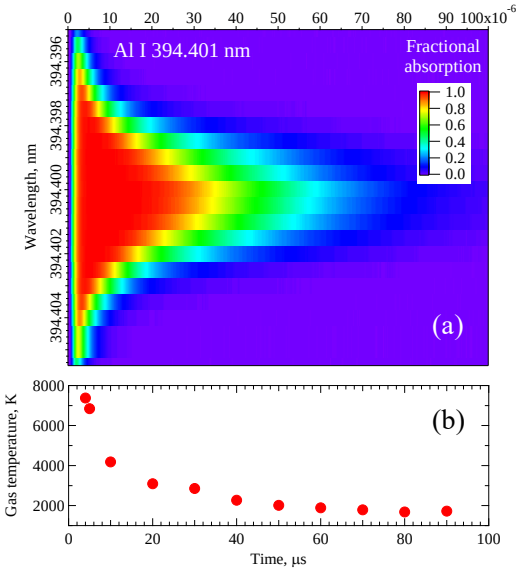


図 2　(a)Al 原子による吸収率 2D マップ及び(b)ガス温度の時間履歴

4. 結論

アブレーションプラズマの時間分解分光計測より，サンプル表面近傍では Al 原子による吸収率が 100%に達している一方，ガス温度が 7000 K 以上になることから，今後，共鳴イオン化のレーザー光入射位置及び発振タイミングが分析性能（検出感度及びアバンダンス感度）に与える影響を検討する必要がある．

参考文献

[1] M. R. Savina, *et al.*, *Analytical Chemistry*, 2017, **89**, 6224–6231.　[2] S. S. Harilal, *et al.*, *Physical Review E*, 2021, **103**, 013213.

*Akira Kuwahara[1], Kenta Murakami[1], Hideki Tomita[1,2] and Youichi Enokida[1]

[1]Nagoya Univ., [2]JST PRESTO

ICP-MS / MS による放射性がれき中の ^{107}Pd の高感度迅速分析法の検討

Interference removal for high-sensitivity rapid analysis of ^{107}Pd in radioactive rubbles by ICP-MS / MS

*岩橋 弘之[1,2],ド ヴァン コハイ[1,2], 古瀬 貴広[1,2], 太田 祐貴[1,2],
本間 駿太[1,2], 黒澤 きよ子[1,2], 元木 良明[1,2], 廣沢 孝志[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)

本報では、ICP-MS/MS による ^{107}Pd 測定条件の最適化を行い、放射性がれきへの適用性を評価した結果について報告する。

キーワード： ^{107}Pd、^{107}Ag、ICP-MS/MS、固相抽出

1. 緒言 ^{107}Pd(半減期：6.5×10^6 年)は、長半減期かつ β 線放出核種であることから、放射能分析では短半減期の β 線放出核種からの影響を除くため煩雑な分離作業と長時間の測定が必要となる。トリプル四重極誘導結合プラズマ質量分析装置（以下、「ICP-MS/MS」という。）は、コリジョンリアクションセル（CRC）とそれらを挟む 2 つの四重極マスフィルタ（前段を Q1、後段を Q2 とする）によって、スペクトル干渉の影響を大幅に低減させることが可能であり、簡易な前処理のみで高感度な分析が可能となる。そこで、本研究では、放射性がれきとしてコンクリートを選定し ICP-MS/MS による ^{107}Pd 分析手法の開発を試みた。

2. 実験 ICP-MS/MS には Agilent technologies 社製 Agilent 8900 を用いた。^{107}Pd 測定条件の検討には Pd および Ag の元素標準試料を用いて、^{105}Pd (存在比: 22.3%)と ^{107}Ag (存在比:51.8%)における各種リアクションガスとの反応挙動を確認した。また、ICP-MS/MS への試料導入前の前処理操作には 1M 硝酸でコンディショニングした Eichrom 社製 Nickel レジンを用いてコンクリートの主要なマトリクス元素の除去を実施した。

3. 結果と考察

3-1. リアクションガスの検討 リアクションガスとして、アンモニアガス、酸素ガス、アンモニア/水素混合ガスを検討した。その結果、アンモニアガスを流速 4.5 mL/min、Pd のマスシフト（Q2、Q1 で設定する質量電荷比の差）を $\Delta m/z = +51$ としたとき、同重体である ^{107}Ag を最も効果的に分離できることが分かった。検討した測定条件において、Ag 元素濃度の ^{107}Pd 測定へのスペクトル干渉の影響を評価した結果を図 1 に示す。図 1 より、測定試料中の Ag 濃度が 0.01 ng/mL 以下の時、干渉強度がブランク試料計数率の標準偏差の 3 倍以下となり ^{107}Pd の測定に影響を及ぼさないことが分かった。

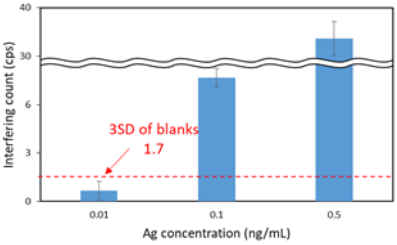


図 1. ^{107}Pd 測定における Ag の干渉

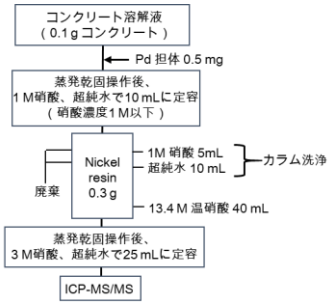


図 2. Pd の固相抽出分離フロー

3-2.固相抽出法 図 2 に Nickel レジンによる Pd の固相抽出分離フローを示す。硝酸濃度を 1 M 以下に調製したコンクリート溶解液をカラムに添加し、1 M 硝酸 5 mL と超純水 10 mL でカラムを洗浄後、13.4 M 温硝酸で Pd を溶離した結果、その回収率は 91%であった。当該溶離液の ^{107}Pd 測定条件におけるバックグラウンド等価濃度（BEC）、方法検出下限値（MLOD）はそれぞれ 0.6 pg/mL、0.2 pg/mL であった。

---

* Hiroyuki Iwahashi[1,2], Van-Khoai Do[1,2], Takahiro Furuse[1,2], Yuki Ohta[1,2] , Shunta Homma[1,2], Kiyoko Kurosawa[1,2], Yoshiaki Motoki[1,2], Takashi Hirosawa[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。

過酷事故炉を対象とした迅速遠隔分析技術開発-7
(1) レーザー誘起ブレークダウン分光法（LIBS）における照射角度変化及び焦点位置からの偏差による定量分析への影響

Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-7

(1) Effect of angle dependence and deviation from focal position on quantitative analysis 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、レーザー誘起ブレークダウン発光分析法(LIBS)を福島第一原子力発電所の廃止措置のその場分析等に適用するために、レーザーの照射角度依存性と集光位置からの偏差の影響について評価してきた。本講演では、酸化物を用いた試験結果について報告する。

キーワード：燃料デブリ，定量分析，角度依存性，レーザー，レーザーブレークダウン発光分光，LIBS

1. 緒言

レーザー誘起ブレークダウン発光分析法(LIBS)は、試料の前処理をすることなく遠隔から分析を行うことが出来るため、我々は福島第一原子力発電所炉内における燃料デブリのその場分析に用いることを提案している。燃料デブリを分析するにあたり、デブリ表面の凹凸やレーザーが焦点位置からずれて照射された際の影響を調べる必要がある。本研究では、これらの影響が発光スペクトルにどのような変化を与えるか調べ、検量線を用いた定量分析への影響を検証した。

2. 検量線の傾きと焦点位置からの偏差

酸化ガドリニウムと酸化ジルコニウムを焼結した試料を用いて、LIBS スペクトルの照射角度と焦点位置の偏差の依存性について試験を行った。図 1 に角度 0 度、偏差 0mm における Gd:532.7nm と Zr:558.6nm のスペクトルによる検量線を、図 2 に照射角度 0 度における試料のレーザー焦点位置からの偏差に対する検量線の傾きの変化を示す。この結果、角度 0 度においては、検量線の傾きは焦点距離からの偏差に大きく依存しないことが判った。

謝辞

本研究は、JAEA 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業 JPJA19P19210348 の助成を受けた成果を含みます。

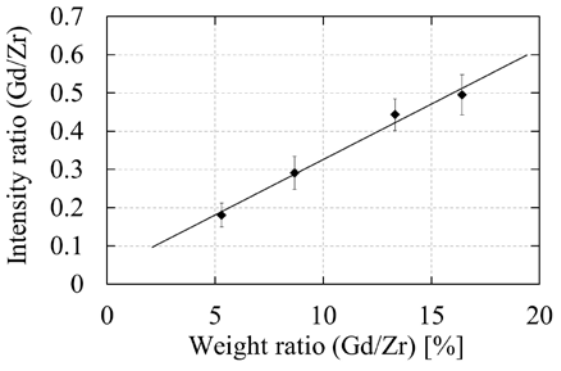


図 1 検量線の例

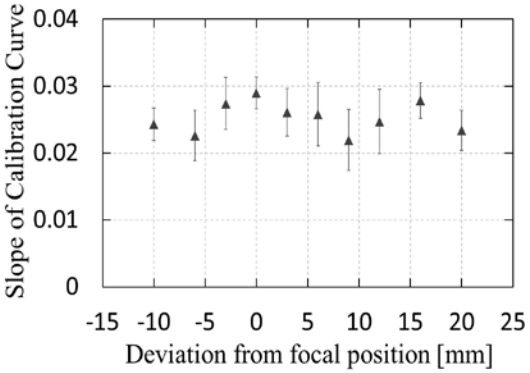


図 2 検量線の焦点距離からの偏差

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

[1]JAEA

過酷事故炉を対象とした迅速遠隔分析技術開発-7
(2)レーザー誘起ブレークダウン発光分光の キャリブレーションフリーによる定量分析-2

Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-7

(2) Calibration-free quantitative analysis of Laser-Induced Breakdown Spectroscopy (LIBS) -2.

*赤岡　克昭[1]，狩野　貴宏[1]，若井田　育夫[1]

[1]日本原子力研究開発機構

レーザー誘起ブレークダウン発光分析（**L**aser **I**nduced **B**reakdown **S**pectroscopy）における元素組成の定量分析法として、従来の内標準法による検量線を用いた手法にかわり、検量線を用いないキャリブレーションフリーによる定量分析について評価を進めている。本報告では、幾つかの質量比の異なる試料を用いたキャリブレーションフリーによる定量分析について評価した結果について報告する。

キーワード：燃料デブリ、LIBS、レーザー、レーザーブレークダウン発光分光、定量分析、キャリブレーションフリー

1. 緒言

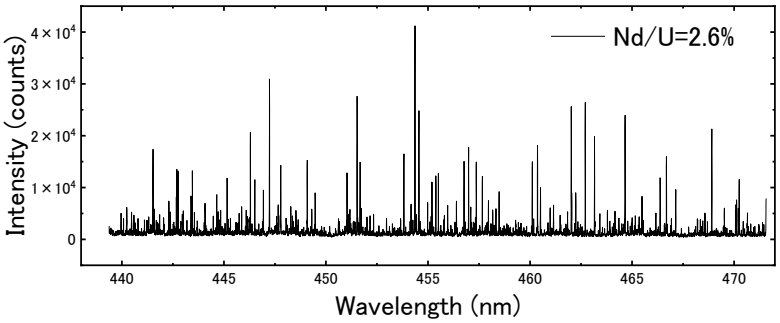
東京電力福島第一原子力発電所の事故により生じた燃料デブリ等の炉内におけるその場分析においては、実験室等で作成した検量線を用いた定量分析が困難である場合が想定される。そこで、我々は検量線を用いる必要のないキャリブレーションフリーによる定量分析について検討し評価してきた。前回の報告では、8000K 以下のプラズマ温度であれば、電子密度によらず２価以上のイオンの影響を無視できることを確認し、定量分析が可能であることを示した。本報告では、幾つかの質量比の異なる Nd-U 混合酸化物について、キャリブレーションフリーによる定量分析を試みたので、その結果について報告する。

2. キャリブレーションフリーによる定量分析の方法

キャリブレーションフリーによる定量分析の方法は LIBS で生成されるプラズマが局所熱平衡状態にあると仮定し、スペクトルの強度を用いて Boltzmann-plots、Saha-Boltzmann 方程式等によりプラズマ電子温度、電子密度等を求め、異種元素の数密度比を直接求める手法である。

3. 結果

Nd と U を質量比 1778、6006、26784ppm で混合した Nd-U 混合酸化物試料に対して LIBS スペクトルの測定を実施した。測定したスペクトルの一例を右に示す。プラズマ電子温度が約 5000K であったことから､2 価以上のイオンの数密度を無視してキャリブレーションフリーの解析を実施した。､その結果、それぞれ、9500、14000、27000ppm を得た。Nd の質量比が小さいほど解析結果と混合比の差異が大きくなった。これは U のスペクトルが密であることに加え、質量比が 95%を超えることからそのすそ野が広く、Nd スペクトルに干渉し下駄を履かせるために、特に質量比の小さい試料に対して影響を与えたものと考えられる。従って、キャリブレーションフリーによる定量分析においては質量比が小さいほど過大評価されると推定される。



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

[1]Japan Atomic Energy Agency.

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

[1C01-06] Waste

chair: Taiji Chida (Tohoku Univ.)
Wed. Sep 8, 2021 10:20 AM - 12:00 PM Room C

[1C01] Dissolution behavior of iron uranium oxide

*Ryutaro Tonna[1], Taishi Kobayashi[1], Daisuke Akiyama[2], Akira Kirishima[2], Nobuaki Sato[2], Takayuki Sasaki[1] (1. KYOTO UNIVERSITY, 2. Tohoku University)
10:20 AM - 10:35 AM

[1C02] Dissolution behavior of $CaUO_4$ under reducing condition

*Yuto Kato[1], Taishi Kobayashi[1], Takayuki Sasaki[1] (1. Kyoto Univ.)
10:35 AM - 10:50 AM

[1C03] Alteration of UO_2 studied by ultra-low temperature TRLFS

*Takumi Saito[1], Noboru Aoyagi[2], Huiyang Mei[1,2] (1. School of Engineering, The University of Tokyo, 2. Advanced Science Research Center, Japan Atomic Energy Agency)
10:50 AM - 11:05 AM

[1C04] Evaluation of the Amount of Infiltration and Leachate from Concrete Pit Facilities for Waste Generated from Research, Industrial and Medical

*Rina Ogawa[1], Hisakazu Nakata[1], Akihiro Sakai[1] (1. JAEA)
11:05 AM - 11:20 AM

[1C05] Effect of super-saturation on continuous removal of radioactive strontium from fresh water by co-crystallization with calcium carbonate

*Tsuneki Ichikawa[1,2], Kazuo Yamada[2] (1. Hokkaido University, 2. National Institute for Environmental Studies)
11:20 AM - 11:35 AM

[1C06] Preliminary analysis of long-term evolution for geological environment around drift in the Horonobe Underground Research Laboratory

*Mitsuo Gohke[1], Mitsunobu Okihara[1], Tsuneyuki Maemura[2], Ryo Yasuda[2], Hiroya Matsui[3], Yusuke Ozaki[3], Akihito Mochizuki[3] (1. Shimizu, 2. Dia Consultants, 3. JAEA)
11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

5 価ウラン－鉄酸化物の溶解メカニズムに関する考察

Dissolution behavior of iron uranium oxide

*頓名龍太郎 [1]，小林大志 [1]，秋山大輔 [2]，桐島 陽 [2]，佐藤修彰 [2]，佐々木隆之 [1]
[1] 京大，[2] 東北大

マグネタイトと U_3O_8 の反応により $UFeO_4$ を調製し、XRD 測定により相状態を評価した。さらに同固相を水に浸漬して U, Fe の溶解濃度を求めるとともに、浸漬後の固相状態を評価した。得られた結果をもとに、5 価ウラン－鉄酸化物溶解メカニズムを検討した。

キーワード： ウラン-鉄酸化物，溶解挙動，XRD, 酸化還元反応

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所では、燃料デブリの本格的な分析の準備が進んでいる。溶融燃料はジルカロイ被覆管および原子炉構造材と高温で反応し、合金系デブリを生成したと想定されている。取り出し後、深地層への処分対象となる可能性があるため、燃料デブリの水中での安定性評価や溶解メカニズムの理解は，地下水シナリオに基づく安全評価を行う上で重要な知見である。合金系デブリの種類や性状は、組成や生成時の雰囲気･温度に依存するが、炉内に大気が流入したとされる 1,3 号機では U, Zr, Fe の各金属酸化物相, U, Zr 固溶体相のほか、$UFeO_4$ 相の生成が示唆されており[1,2]、同 U 固相中の U は 5 価との報告例もある[1,3]。これまで種々の 4,6 価 U 酸化物について溶解挙動の検討がなされてきたが[4,5]、 5 価 U を含む固相について検討された事例は極めて少ない。本研究では $UFeO_4$ 相を電気炉で調製し、水への浸漬実験前後における相状態を確認するとともに、U および Fe の液中濃度を評価し、その溶解挙動について解釈を試みた。

2. 実験

U_3O_8 と Fe_3O_4 をモル比（U : Fe）1:1 で摩砕混合したのち、石英管に減圧封入し、管状電気炉で 1200℃、24 時間加熱した。生成物に希硝酸を加えて加温する酸処理を行うことで、未反応の U_3O_8 を粉末 X 線回折(XRD)測定の検出限界以下にまで溶解除去した $UFeO_4$ と hematite (α -Fe_2O_3)の混合固相試料を調製した[6]。同試料を $NaClO_4$ (I=0.5M)、pH 2～11 の水相に室温、大気雰囲気下で浸漬した。所定期間後、浸漬液の pH, Eh を測定するとともに、上澄み液を分取して 3 kDa の限外ろ過フィルタでろ過したのち、U, Fe の濃度を ICP-MS で定量した。また XRD 測定により浸漬後の固相状態を評価した。

3. 結果と考察

浸漬後 1 週(w)から 4w にかけて、酸性 pH 域の U, Fe 濃度は増加し、両者の濃度が概ね一致したことから、$UFeO_4$ の調和溶解が進行したと考えられる。ここで、浸漬後 4w の Eh は 1w のそれに比べ 0.1V 程度低下しており、酸性域での Fe 濃度が 3 価 Fe 固相(Hematite, goethite(α-FeOOH), ferrihydrite($Fe(OH)_3$))の溶解度を大きく超えたことから溶解度の高い 2 価 Fe として存在する可能性が示唆された。浸漬液の実測 pH, Eh 値を用いた熱力学計算は、Fe 濃度を再現し、支配化学種の Fe は 2 価である可能性を支持した。このとき本実験下で 3 価 Fe を還元しうるのは $UFeO_4$ の 5 価 U と推察される。すなわち $UFeO_4$ 固相の溶解時に、5 価 U による酸化還元反応が起こり、6 価 U および 2 価 Fe となった可能性が示唆された。当日は浸漬前後の固相状態に関する知見と併せて報告する予定である。

【謝辞】 本研究は JSPS 科研費 20H02665 の助成を受けたものです。

References：

[1]D.Akiyama ら, J.Nucl.Mat. **520**, 27 (2019), [2] V. Almjashev ら, Radiochem. **53**, 13 (2011), [3] X. Guo ら, Dalton Trans. **45**, 4622 (2016), [4] O. Riba ら, Env.Sci.Technol **39**, 7915-7920 (2005), [5] D. Cui ら, J.Nucl.Sci.Technol. **39**, 500 (2002), [6] Tonna ら，原子力学会 2021 年春の年会, 3I13.

*Ryutaro Tonna[1], Taishi Kobayashi[1], Daisuke Akiyama[2], Akira Kirishima[1], Nobuaki Sato[2], Takayuki Sasaki[1]
[1]Kyoto Univ., [2]Tohoku Univ.

$CaUO_4$ の還元雰囲気での溶解挙動

Dissolution behavior of $CaUO_4$ under reducing condition

*加藤 雄斗[1]，小林 大志[1]，佐々木 隆之[1]
[1]京大

1F 事故燃料デブリとして生成の可能性が示唆されている $CaUO_4$ について，還元雰囲気下での水への溶解挙動を評価するため，NaCl 水溶液を用いた浸漬実験を行った．U と Ca の溶解濃度、液性、固相状態をもとに熱力学的な考察を行った．

キーワード：MCCI 燃料デブリ，溶解挙動，還元雰囲気

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所(1F)事故においては，溶融 UO_2 燃料と格納容器底部のコンクリート成分との相互作用により MCCI（Molten Core Concrete Interaction）デブリが形成したと考えられている．MCCI デブリは，他の組成の燃料デブリ同様に深地層への処分が検討される可能性が高いが，還元雰囲気下の地下水シナリオに基づく安全評価を行う上での溶解挙動の知見に乏しいのが現状である．これまで，模擬 MCCI デブリ合成実験[1]により $CaUO_4$, Ca_3UO_6 といった Ca-U(VI)-O 三元酸化物は確認されているものの，各単相に関する溶解挙動の検討はない．本研究では，電気炉を用いて調製した $CaUO_4$ 単相を還元雰囲気下で水に浸漬し，浸漬前後の固相状態を評価するとともに，U，Ca 濃度をもとに溶解挙動の熱力学的な解釈を試みた．

2. 実験

モル比 1:1 に秤量した UO_2 と $CaCO_3$ を摩砕混合し，管状電気炉で 2% O_2+Ar 雰囲気の下，1200℃で 4 時間加熱して $CaUO_4$ を調製した．得られた $CaUO_4$ 固相を 0.1 M NaCl，0.01 M $Na_2S_2O_4$，pH 7～11 の水溶液に室温，Ar 雰囲気のグローブボックス内で浸漬した．定期的に浸漬液を分取して限外ろ過(10kDa)し，ろ液の U および Ca の濃度を ICP-MS で測定した．また浸漬前後の固相の XRD 測定を行った．

3. 結果と考察

XRD 測定により，合成した試料が $CaUO_4$ 単相であることを確認した．また，浸漬 40 日後の固相は，$CaUO_4$ のピークパターンからの低角側へのシフトが観察され，$CaUO_4$ が $CaUO_{4-x}$ に還元されたと考えられる．浸漬後 25, 40 日の U および Ca 濃度を図 1 に示す．U 濃度は pH 6.5 でやや高く，それ以上の pH でほぼ一定である．一方，Ca 濃度は高く，Ca と U は一見調和溶解と認められない．ここで，図 1 に示すように 4 価 UO_2(am)を U の溶解度制限固相と仮定すれば U 濃度を解釈できる．すなわち U は $CaUO_{4-x}$ から Ca と調和溶解した後，再沈殿等により濃度減少したと考えられる．なお，pH 6.5 での高い U 濃度については，溶解平衡の確認のため，更なる長期浸漬を通じた検討が必要である．

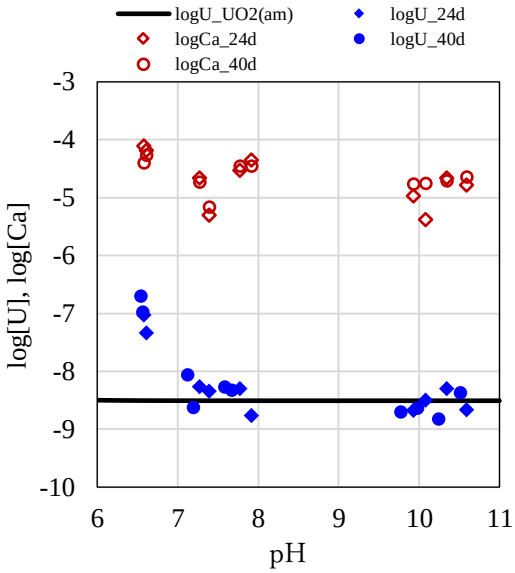


図1　液相U,Ca濃度(ろ過後)

参考文献　[1] T. Sasaki et al, J. Nucl. Sci. Technol., 56 (2019) 1092.

【謝辞】本研究の一部は JSPS 科研費 20H02665 の助成を受けたものです。

*Yuto Kato[1], Taishi Kobayashi[1], Takayuki Sasaki[1]
[1]Kyoto Univ.

極低温 TRLFS 法を用いた UO_2 変質相に関する研究

Alteration of UO_2 studied by ultra-low temperature TRLFS

*斉藤 拓巳[1]，青柳 登[2]，Huiyang Mei[1,2]

[1]東大，[2]原子力機構

UO_2 の変質は東京電力福島第一原子力発電所の廃止措置におけるデブリの取り出しや使用済み燃料の直接処分において重要である．本研究では，U(VI)に対する高感度の化学種分布分析が可能な極低温 TRLFS 測定により，UO_2 粒子上に生成する含 U(VI)変質相を評価した結果を報告する．

キーワード：二酸化ウラン，変質，時間分解型レーザー蛍光分光

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉のおける燃料デブリの変質挙動の理解や放射性廃棄物処分における放射性核種の動態評価では，多様な環境条件下での対象元素の化学形の理解が不可欠である．特に，U(VI)のような蛍光性イオンに対しては，時間分解型レーザー蛍光分光測定（TRLFS）が有効である[1]．そして，TRLFS では，液体ヘリウムクライオスタットを用いた極低温測定（LT）を行うことで，スペクトルの強度と分解能が向上し，対象イオンの化学形の評価性能を向上できる．本発表では，模擬デブリとして UO_2 を用い，LT-TRLFS と多変量解析を組み合わせ，異なる化学条件で UO_2 粒子上に生成する含 U(VI)変質相を評価した．

2. 実験方法

UO_2 の変質実験を，大気環境下で，ホウ酸や過酸化水素，セメント平衡水，人工海水などの異なる溶質成分が存在する条件で行った．浸漬から約 5 ヶ月後，試料を回収し，固液分離，乾燥後，測定に供した．試料を分光窓を備えたクライオスタット（Opticool，Oxford Instruments 社）に装荷し，約 3 K で測定を行った．試料の励起には Spectra Physics 社の Nd:YAG レーザー（Quanta-Ray）と波長変換ユニット（VersaScan，UVScan）を用い，試料からの蛍光の時間分解測定には，分光器（SpectraPro 2300i, Acton 社）と ICCD カメラ（PI-MAX, Princeton Instruments 社）を用いた．得られた一連のデータの解析には，多次元データに対する多変量解析手法一種である Parallel Factor Analysis（PARAFAC）[2]を用いた．

3. 結果と考察

変質試料の X 線回折測定から，5 ヶ月経過後も，バルク組成としては UO_2 のままであることが分かった．一方，LT-TRLFS 測定からは，U(VI)に特徴的な蛍光スペクトルが得られた．このことは，LT-TRLFS の U(VI)に対する選択性が高く，局所的に生成する変質相を高感度で検出できていることを意味する．また，PARAFAC 解析から，データの変動を 3 つの成分によって説明できることが分かった．この内，1 つは検出システムに固有のノイズ成分であることから，変質相として 2 種類の含 U(VI)相が存在することが示唆された（図 1）．発表では，これらの成分の蛍光寿命や試料間での分布を紹介すると共に，参照試料のスペクトルデータとの比較を行う．

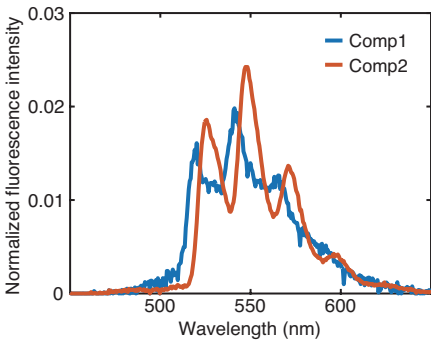


図 1. PARAFAC から得られた異なる蛍光成分のスペクトル．

参考文献

[1] Collins, R. N., *et al. J. Environ. Qual.* **2011,** *40*, 731-741.

[2] Saito, T., *et al. Environ. Sci. Technol.* **2010,** *44*, 5055-5060.

*Takumi Saito[1], Noboru Aoyagi[2] and Huiyang Mei[1,2]

[1]The University of Tokyo, [2]JAEA

研究施設等廃棄物のコンクリートピット処分における施設からの浸入及び浸出水量の評価

Evaluation of the Amount of Infiltration and Leachate from Concrete Pit Facilities for Waste Generated from Research, Industrial and Medical

*小川　理那[1]，仲田　久和[1]，坂井　章浩[1]

[1]JAEA

日本原子力研究開発機構では、研究施設等廃棄物のコンクリートピット施設における地下水の浸入及び浸出水量の試算を実施してきた。本報告では、様々な立地環境条件及び設計条件における感度解析の結果について報告する。

キーワード：低レベル放射性廃棄物，ピット処分，地下水流動解析

1. 緒言

日本原子力研究開発機構は、低レベル放射性廃棄物のうち研究施設等廃棄物の埋設処分業務の実施主体となっており、処分方法の 1 つとしてピット処分を検討している。コンクリートピット施設は、地下水位より深い場所に設計するため、施設を通過する地下水の流れとともに廃棄物中の放射性核種の生活圏への移行を評価する必要がある。そこで、立地後の基本設計に向けて、様々な条件における地下水流動解析を実施し、施設を通過する地下水を低減させる地質環境及び設計条件を検討した。

2. 解析

2-1. 解析モデル及び計算方法

コンクリートピット施設は過去に実施した概念設計、周囲環境は一般的に想定される環境条件に基づき図 1 のような解析モデルを作成し、2 次元地下水流動解析により、コンクリートピット施設を通過する地下水の流量（以下、「浸出水量」という。）を求めた。感度解析は、施設の下に位置する岩盤新鮮部の透水係数、施設上部のベントナイト混合土の劣化について行った。

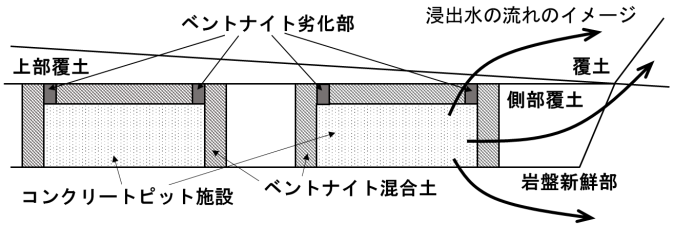


図 1 コンクリートピット施設周辺のイメージ図

2-2. 解析結果

岩盤新鮮部の透水係数が 1.0×10^{-7} [m/s]より大きい場合では、浸出水量が大幅に増加した。また、ベントナイト混合土の劣化については、劣化による浸出水量の大幅な増加があったが、上部覆土及び側部覆土の透水係数を低く制御することにより、浸出水量が低減した。

表 1 岩盤新鮮部の透水係数と浸出水量

分類	浸出水量[m^3/y]				
	岩盤新鮮部の透水係数[m/s]				
	1.0×10^{-6}	5.0×10^{-7}	1.0×10^{-7}	5.0×10^{-8}	1.0×10^{-8}
覆土	670	500	290	190	85
岩盤	5500	3200	650	320	70
合計	6200	3700	940	520	150

表 2 ベントナイト混合土の劣化における浸出水量

分類	浸出水量[m^3/y]		
	劣化前	劣化後	
		上部・側部覆土の透水係数制御ナシ	上部・側部覆土の透水係数制御アリ
覆土	290	1900	220
岩盤	650	610	650
合計	940	2500	870

3. 結論

浸出水量をできるだけ低減させるため、岩盤新鮮部の透水係数が 1.0×10^{-7} [m/s]程度以下の環境に設計することが望ましいと考えられる。また、上部覆土の設置、上部覆土及び側部覆土の透水係数の制御等の施設設計を行うことで、ベントナイト混合土の劣化の対策となると考えられる。

参考文献

[1] 長尾，滑川，戸塚，仲田，坂井，様々な施設設計条件におけるコンクリートピット施設からの浸出水量の算出，JAEA-Technology 2021-009，日本原子力研究開発機構，(2021).
[2] 日本原燃株式会社，廃棄物埋設施設における許可基準規則への適合性について(2020 年 5 月)，(2020).

*Rina Ogawa[1], Hisakazu Nakata[1] and Akihiro Sakai[1]
[1]JAEA

炭酸カルシウムとの共晶析による淡水からの放射性ストロンチウム連続除去に及ぼす過飽和度の効果

Effect of super-saturation on continuous removal of radioactive strontium from fresh water by co-crystallization with calcium carbonate

*市川 恒樹[1,2]，山田 一夫[2]

[1]北海道大学，[2]国立環境研究所

Ca^{2+}イオンを含む淡水が放射性 Sr により汚染された場合の除染法として、これに Na_2CO_3 を添加して過飽和 $CaCO_3$ 水溶液とし $CaCO_3$ 結晶を充填したカラムに通すことにより、$CaCO_3$ と共晶析させて Sr を連続除去する方法を開発した。Sr 除染率は溶液の過飽和度上昇と共に上昇し、99.5%以上の除染が可能だった。

キーワード：放射性ストロンチウム、共晶析、 炭酸カルシウム、除染率、過飽和度

1. 緒言

放射性 Sr で汚染された地下水等の淡水を Sr^{2+}吸着剤によって除染しようとする場合、安定 Sr^{2+}の数百倍存在する Ca^{2+}が Sr^{2+}吸着を阻害する。このため吸着除去の前処理として $CaCO_3$ の沈殿処理が行われているが、スラリーの発生、処理の非連続性などの問題がある。そこで模擬汚染地下水に Na_2CO_3 溶液を加えて作成した $CaCO_3$ 過飽和水溶液を $CaCO_3$ 結晶充填カラムに通し、Ca^{2+}と Sr^{2+}を同時に晶析除去することを試みた。

2. 実験と結果

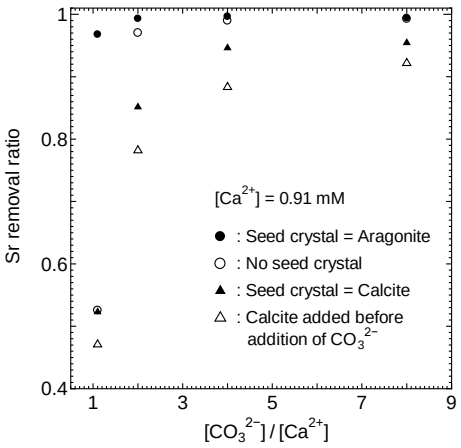


図１．$CaCO_3$ 過飽和溶液に炭酸カルシウム結晶を投入した際の Sr 除去率

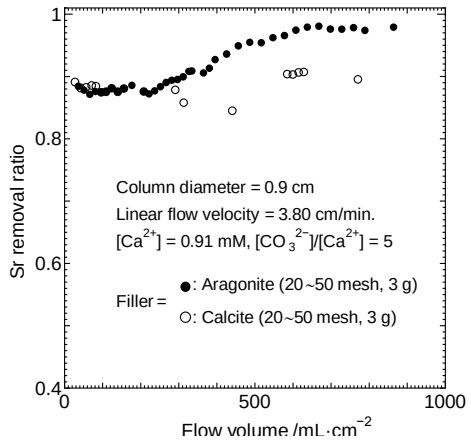


図２．$CaCO_3$ 過飽和溶液を炭酸カルシウム充填カラムに流した際の Sr 除去率

Ca^{2+}、Na^+、Mg^{2+}、K^+、Sr^{2+}、および HCO_3^-、$HSiO_3^-$、Cl^-、SO_4^{2-}、NO_3^-を含む模擬地下水を淡水として使用した。Sr^{2+}の濃度は ^{85}Sr ラベル 1μM とし、Ca^{2+}濃度は $CaCl_2$ を加えて調整した。汚染地下水に対して 1/10 の体積の Na_2CO_3 水溶液を加えて炭酸カルシウム過飽和溶液とし、バッチ処理の場合には、これに $CaCO_3$ 結晶であるカルサイトまたはアラゴナイトを溶液重量の 6%添加後、濾液の放射線量を、連続処理の場合には体積流速 10:1 で流した混合液をカルサイトまたはアラゴナイトを 3g 充填したカラムに通したのちの溶液の放射線量を測定することにより、ストロンチウム除去率を算出した。バッチ処理、カラム処理における除去率を各々図 1 と図 2 に示す。$CaCO_3$ の溶解度積は 7×10^{-10} なので、実験条件下で除去される Sr のほとんど $CaCO_3$ との共晶析によるものである。図 1 より、$CaCO_3$ 溶液の過飽和度が増すほど $CaCO_3$ 結晶への Sr 取り込み量が増すため、Sr 除去率が上昇することが分かる。共晶析の種結晶としては、カルサイトよりも Sr を取り込みやすいアラゴナイトのほうが高い Sr 除去率を示す。種結晶を加えない場合、CO_3^{2-}/Ca^{2+}濃度比 1.1 以下ではカルサイトが、2 以上ではアラゴナイトが過飽和溶液から発生する。模擬地下水に予め種結晶を加えてから Na_2CO_3 溶液を加えて混合した場合、過飽和度が最大値に達する前に共晶析が生じるため Sr 除去率は低下する。カラム法で共晶析を行った場合も、図 2 に示すように、アラゴナイトが高い Sr 除去率を与える。流通初期にアラゴナイトが低い Sr 除去率を示すのは、模擬地下水と Na_2CO_3 溶液の混合が不完全なことによる。共晶析による Sr 取り込み量は溶液の Sr 濃度に比例するので、Sr 除去率は Sr 濃度に依存しない。Ca^{2+}濃度を増加すると、過飽和度に加えて共晶析量も増加するため、Sr 除去率はいっそう増加するが、8mM になると Na_2CO_3 溶液混合と同時に結晶析出が起こる。

*Tsuneki Ichikawa[1,2] and Kazuo Yamada[2]

[1,2]Hokkaido Univ., [2]National Institute for Environmental Studies

幌延深地層研究所を事例とした坑道周辺地質環境の長期変遷に関する予察的解析

Preliminary analysis of long-term evolution for geological environment around drift in the Horonobe Underground Research Laboratory

*郷家 光男[1]，沖原 光信[1]，前村 庸之[2]，安田 涼[2]，松井 裕哉[3]，尾崎 裕介[3]，望月 陽人[3]
[1]清水建設，[2]ダイヤコンサルタント，[3]JAEA

本研究ではHLWの地層処分における回収可能性維持の影響評価手法の構築の一環として、幌延深地層研究センターを事例とし地質環境概念モデルの構築と坑道維持を続けた場合の周辺地質環境の長期変遷に関する予察解析を行った。

キーワード：地層処分，回収可能性，地質環境，掘削損傷領域，クリープ変形，二相流解析，不飽和領域

1. 緒言　高レベル放射性廃棄物の地層処分における回収可能性維持の影響評価では、主に解析による予備検討が進められてきた。今後は、実際の地質環境条件を反映したより現実的な解析評価が重要と考えられるため、本研究では、幌延深地層研究センターの350m調査坑道を事例として、坑道周辺の地質環境概念モデルを構築するとともに、坑道を開放し続けた場合の地質環境の力学・水理学的な長期変化に関する予察的解析を行った。

2. 坑道周辺地質環境の概念モデルの構築　坑道周辺地質環境の概念モデルを構築するために、幌延における掘削影響に関する知見、および幌延以外の堆積岩を対象とした坑道周辺地質環境に関する文献の収集・分析を行い、その結果に基づき概念モデルを構築した。モデル構築では、周辺岩盤の変形や透水係数等の力学的な変化と、水圧、飽和・不飽和、溶存ガス影響等の水理学的な変化に着目した。一例として掘削損傷領域（以下、EDZ）に関するものを図1に示す。文献収集・分析の結果から、幌延では、岩盤面から約0.4mの範囲で掘削に伴う新規の割れ目が発達して、透水係数が4～5桁増加した領域（以下、EDZ1）と、岩盤面から約1mまでの範囲で透水係数が1～2桁増加した領域（以下、EDZ2）が存在すると仮定した。また、地下水にはCH_4やCO_2が溶存していて、坑道掘削に伴う地下水圧低下により脱ガスし、不飽和領域を形成していると考えた。

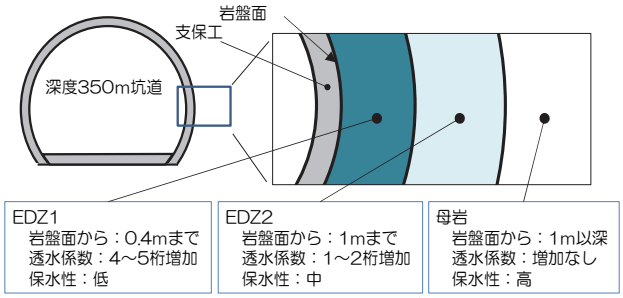


図1　EDZの概念モデル

3. 予察的解析の結果と考察　本研究では350m試験坑道3を解析対象とした。また、溶存ガスの影響を考慮した二相流解析を用いるため、力学的長期変化解析により得られた周辺岩盤の透水係数や弾性係数等の時間変化の結果を、水理学的変化解析の条件として引き渡す方法を採用した。力学的長期変化では、周辺岩盤の変形の進行を想定し、クリープ変形をコンプライアンス可変型構成則[1]で表現し、岩盤の変形に伴う透水係数の変化は、室内試験結果に基づきモデル化した。また、水理学的長期変化では多成分2相流の解析コードであるTMVOCを用い脱ガスの影響を考慮した。これらの長期変遷の解析は、坑道掘削直後を初期状態とし、解析条件は前述の概念モデルや既往の研究に基づき設定した。解析ケースは、クリープ変形速度や、脱ガス・坑道壁面からの酸素の侵入等に影響する支保工やEDZの有無に着目し設定した。本稿では紙面の都合上、力学的長期変化解析ではクリープ変形は標準的な場合、水理学的長期変化解析ではEDZ2は考慮するが、支保工とEDZ1の存在は考慮しない場合の結果を示す。今回の力学的長期変化解析では、1,000年後の岩盤壁面の変位が10^{-4} mオーダーと小さくEDZは拡大しなかった。これは、岩盤中に発生したクリープ応力が小さかったことと、拘束圧の効果で見かけの岩盤強度が増加したためと考えられる。水理学的長期変化解析の結果として飽和度分布の変化を図2に示す。不飽和領域はEDZを超えて母岩まで同心円状に拡大し、空気浸入圧が高い母岩にも不飽和領域が発生しうることが示唆された。一方、約100年以降は不飽和領域が坑道下端から縮小し、飽和領域が下端から拡大する結果となった。これは、圧力一定のモデル下方境界が坑道に近く、坑道に向かう地下水の流れが過大になったためと考えられ、今後の課題としてモデル領域の適切な設定が挙げられた。

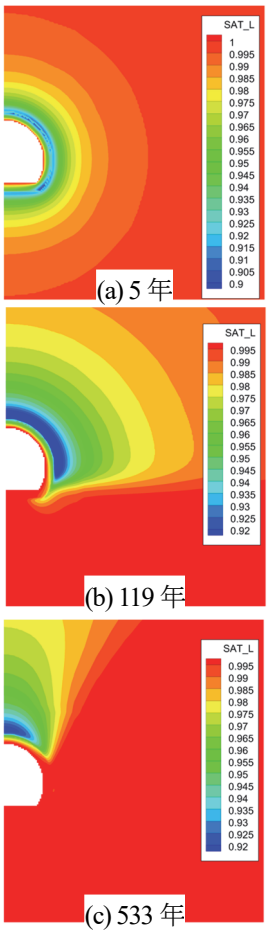


図2　飽和度分布の変化

本研究は、経済産業省からの委託研究「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（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] 大久保，金：非線形粘弾性モデルによる円形坑道周辺岩盤のシミュレーション，資源と素材，Vol.109, No.3, pp.209-214, (1993).

*Mitsuo Gohke[1], Mitsunobu Okihara[1], Tsuneyuki Maemura[2], Ryo Yasuda[2], Hiroya Matsui[3], Yusuke Ozaki[3], Akihito Mochizuki[3]
[1]Shimizu, [2]Dia consultants, [3]JAEA

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

[1C07-12] Migration &Sorption

chair: Haruo Sato (Okayama Univ.)

Wed. Sep 8, 2021 2:45 PM - 4:25 PM Room C

[1C07] Evaluation of Deposition Behavior of Supersaturated Silicic Acid in the Presence of Ca and Mg Ions

*Non Shirasawa[1], Taiji Chida[1], Tsugumi Seki[1], Yuichi Niibori[1] (1. Tohoku Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

[1C08] Solubility of palladium in the presence of α-isosaccharinic acid (2)

*Hajime Iwata[1], Shingo Kimuro[1], Akira Kitamura[1], Shunsuke Miyabe[2], Mamiko Maeno[2], Takeru Tanaka[2], Manami Hieda[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Kyudensangyo. Co., Inc.)

3:00 PM - 3:15 PM

[1C09] Evaluation of the interaction between deep groundwater natural organic matter and metal ions using fluorescence spectroscopy and multivariate analysis and arrangement of their origins

*Shusaku Nishi[1], Kazuya Miyakawa[2], Kanako Toda[1], Takumi Saito[1] (1. UTokyo, 2. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

[1C10] Evaluation of long-term safety of geological disposal of high-level waste generated during reprocessing spent MOX-LWR fuels

*Eriko Minari[1], Satsuki Kabasawa[2], Morihiro Mihara[2], Hitoshi Makino[2], Masahiko Nakase[1], Hidekazu Asano[1], Kenji Takeshita[1] (1. Tokyo Tech, 2. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

[1C11] Sorption study of U(IV)on montmorillonite in the presence of carbonate

*Motohide Tsuda[1], Taishi Kobayashi[1], Takayuki Sasaki[1], Takafumi Hamamoto[2], Keisuke Ishida[2] (1. Kyoto Univ., 2. NUMO)

3:45 PM - 4:00 PM

[1C12] Evaluation of Channel Formation and Migration Behavior of Cesium under an Unsaturated Condition

*Hirotaka Kawakami[1], Yuichi Niibori[1], Taiji Chida[1], Tsugumi Seki[1] (1. Tohoku University)

4:00 PM - 4:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Ca イオンおよび Mg イオン共存下における過飽和ケイ酸の析出挙動の評価

Evaluation of Deposition Behavior of Supersaturated Silicic Acid in the Presence of Ca and Mg Ions

*白沢 暢[1]，千田 太詩[1]，関 亜美[1]，新堀 雄一[1]
[1]東北大学

地層処分場周辺に想定される pH 変動場におけるケイ酸析出挙動について、Ca イオンおよび Mg イオンの両方を 0～14 mM の範囲で共存させた析出実験を行なった。その結果、共存イオン濃度が高くなるにつれて見かけの析出速度定数が大きくなることに加え、Ca イオンが析出をより促進させることが確認された。

キーワード：地層処分，過飽和ケイ酸，析出，核種移行，共存イオン

1. 緒言　地層処分システムの構築には多量のセメント系材料が用いられることから、処分場周辺では地下水の pH が高くなり、岩盤鉱物の主成分であるケイ酸が溶出する。一方下流側では、希釈や分散により pH が通常の地下水の 8 程度に低下することに伴って過飽和となったケイ酸が岩盤表面へ析出し、地下水流路の狭隘化による放射性核種の移行抑制効果が期待できる。既往研究[1][2]では、セメントや岩盤由来の Na、Ca および Mg などのイオンが個別に共存する場合のケイ酸析出挙動が検討されており、共存しない場合と比較していずれもケイ酸析出が促進されている。本研究では、実際の地下環境において種々のイオンが共存することを考慮し、Ca イオンおよび Mg イオンの両方が共存する条件での過飽和ケイ酸の析出挙動の評価を行なった。

2. 実験　ケイ酸溶液に固相として非晶質シリカを所定量(0.1、0.5、1.0 g)加え、pH 緩衝液と硝酸で pH 8 に調整したのと同時に、Ca イオンおよび Mg イオンが 0～14 mM になるように塩化カルシウム溶液および硝酸マグネシウム溶液を添加して析出実験を開始した。液量は合計 250 ml、ケイ酸の過飽和濃度は 8 mM、液温は 25℃、窒素雰囲気とし、6 時間に亘りサンプリングを行った。採取溶液はメンブレンフィルター(0.45 μm)で濾過し、ICP-AES およびモリブデンイエロー法により水溶性ケイ酸、コロイド状ケイ酸、析出したケイ酸を定量した。

3. 結果と考察　水溶性ケイ酸、コロイド状ケイ酸、析出したケイ酸の濃度分率の経時変化を示したものの一例を図 1 に示す。実験開始直後に固相への析出が速やかに生じ、時間経過に従い勾配が緩やかになった。また、固相量が少ない場合には、コロイド状ケイ酸の生成が顕著になり、析出量が減少した。また、共存する Ca イオンおよび Mg イオン濃度の条件設定と見かけの析出速度定数を表 1 に示す。ここで表中の赤字は本研究により得られた値であり、[笹川]および[大向]はこれまで報告された値[1][2]である。この表から分かるように、共存イオン濃度の増加に伴い見かけの析出速度定数は大きくなり、Ca イオンと Mg イオンが共存する場合には、ケイ酸析出挙動には Ca イオンの影響が顕著となることが確認された。

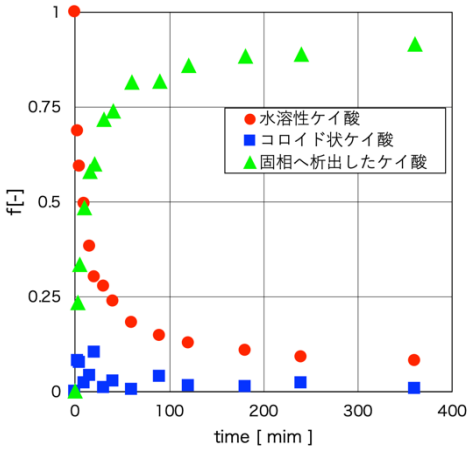


図 1　Ca、Mg 共存下のケイ酸析出
(固相量: 1.0 g, Ca: 1.4 mM, Mg: 1.4 mM)

表 1 各条件での見かけの析出速度定数

8 mM, 25 ℃		Ca濃度[mM]			
		0	0.7	1.4	14
Mg濃度[mM]	0	1.82×10^{-10} [大向]		4.37×10^{-10} [笹川]	7.64×10^{-10} [笹川]
	0.7		2.76×10^{-10}		
	1.4	1.26×10^{-10} [大向]		4.88×10^{-10}	
	14	1.60×10^{-10} [大向]			6.42×10^{-10}

引用文献 [1]笹川ら: 原子力学会 2013 年秋の大会講演要旨集, O03 (2013). / [2]大向ら: 原子力学会 2019 年秋の大会講演要旨集, 1C11 (2019).

謝辞：本研究の一部は、科学研究費補助金 基盤研究(B)18H01910，挑戦的研究(萌芽)20K21159 によった。ここに記して謝意を表す

*Non Shirasawa[1], Taiji Chida[1] , Tsugumi Seki[1] and Yuichi Niibori[1]
[1]Tohoku Univ.

イソサッカリン酸共存下におけるパラジウムの溶解度 (2)

Solubility of palladium in the presence of α-isosaccharinic acid (2)

*岩田 孟[1]，紀室 辰伍[1]，北村 暁[1]，宮部 俊輔[2]，前野 真実子[2]，田中 武流[2]，檜枝 愛美[2]
[1]（国研）日本原子力研究開発機構，[2]九電産業株式会社

アルカリ性水溶液中(pH 8.5, 10.0)におけるパラジウム(Pd)の溶解度に及ぼすイソサッカリン酸(ISA)濃度の影響を，溶解度実験によって調査した。Pd 濃度は，ISA 濃度の増大に伴い上昇する傾向を示した。本実験で取得した溶解度の結果より，平衡定数の算出を試みた。

キーワード：TRU 廃棄物処分，イソサッカリン酸，パラジウム，溶解度，錯生成

1. 緒言

TRU 廃棄物処分の性能評価では, セルロースの分解生成物であるイソサッカリン酸(ISA)と放射性核種との錯生成により，溶解度の増大やバリア材に対する収着分配係数の低下など，バリア材中での放射性核種の移行を促進する可能性が懸念されている。これまでアクチニド元素を中心に，その錯生成の影響に関するデータ取得が行われてきた[1]が，一部の遷移金属については，ISA との錯生成に関する調査が進められていないため，ISA 共存下における核種移行挙動を評価するうえで不確実性が存在する。そこで本研究では，報告例の少ないパラジウム(Pd)に着眼し，ISA 濃度が Pd 溶解度に及ぼす影響を実験的に調査した。前報[2]では，イオン強度 0.1 mol/dm^3 における試験を実施し，pH 12.5 では ISA 濃度の影響は確認できず，pH 8.5, 10.0 では，ISA 濃度の上昇に伴う Pd 溶解度の上昇が確認された。本報では，イオン強度影響を確認するために，イオン強度 0.6 mol/dm^3 における試験を実施し，pH 8.5, 10.0 での溶解度データを取得した結果について報告する。

2. 実験

イオン強度 0.6 mol/dm^3, Pd 濃度 3×10^{-3} mol/dm^3 の溶液に，NaOH を加えて pH を 8.5, 10.0 に調整し， 2 週間静置して Pd の沈殿を生成させた。この懸濁液に，別途調製したイソサッカリン酸ナトリウム母溶液を添加し，試料溶液中の ISA 濃度を約 5×10^{-4} ~ 1×10^{-2} mol/dm^3 の濃度範囲に調整した。試料溶液を所定の期間(最大 9 週間)静置した後，液相を分取し，孔径 0.45 μm (MB)または分画分子量 10^4 (10 kDa, UF)のフィルターを用いて，ろ過した。ろ液中の全 Pd 濃度($[Pd]_T$)は誘導結合プラズマ質量分析法(ICP-MS)で，ISA 濃度($[ISA]_{aq}$)は不揮発性有機炭素(NPOC)法で測定した。定量分析以外の操作は，すべて窒素雰囲気中で実施した。

3. 結果と考察

溶解平衡に到達した 9 週間後の$[Pd]_T$ の$[ISA]_{aq}$ 依存性を図 1 に示す。ろ過に用いたフィルター孔径(0.45 μm, 10 kDa)に関して，$[Pd]_T$ に有意な差異が確認できなかった。これは，10 kDa(約 3 nm に相当)から 0.45 μm の大きさにおけるコロイド粒子が形成されていないことを示す。さらに，$[Pd]_T$ は$[ISA]_{aq}$ の増大に伴い傾き約 1 で上昇し，Pd と ISA が 1:1 で錯生成している可能性が高いことが分かった。これに基づき，イオン強度 0.6 mol/dm^3 における Pd と ISA の見かけの平衡定数の算出を試みた。

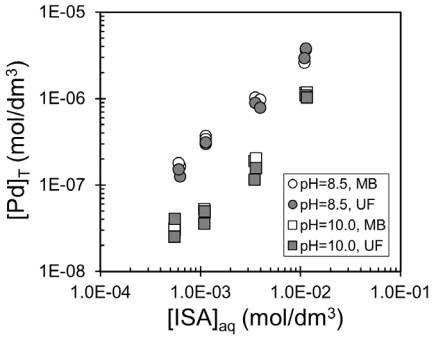


図 1. $[Pd]_T$ の$[ISA]_{aq}$ 依存性.

本研究は，令和 2 年度資源エネルギー庁委託事業「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（TRU 廃棄物処理・処分技術高度化開発）」の成果の一部である。

参考文献

[1] Rai and Kitamura, J. Chem. Thermodynamics, 114, 135-143 (2017). [2] 宮部ら，原子力学会 2020 年秋の大会 2D05.

*Hajime Iwata[1], Shingo Kimuro[1], Akira Kitamura[1], Shunsuke Miyabe[2], Mamiko Maeno[2], Takeru Tanaka[2], Manami Hieda[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Kyudensangyo. Co., Inc.

蛍光分光測定と多変量解析を用いた深部地下水天然有機物と金属イオンの相互作用評価とその起源の整理

Evaluation of the interaction between deep groundwater natural organic matter and metal ions using fluorescence spectroscopy and multivariate analysis and arrangement of their origins

*西 柊作[1]，宮川 和也[2]，戸田 賀奈子[1]，斉藤 拓巳[1]

[1] 東京大学，[2] 日本原子力研究開発機構

深部地下環境中に存在する天然有機物 (NOM) を対象に Eu^{3+}を添加する消光実験を行い，得られた励起蛍光マトリクス（EEM）を多変量解析法の一つである Parallel Factor Analysis を用いて整理・類型化することで，結合反応に寄与する蛍光成分を抽出し，その物理的・化学的性質や起源を考察した.

キーワード：地層処分、天然有機物、蛍光分光測定、PARAFAC、消光

1. 緒言

NOM は，核種の移行挙動を大きく変えるが，その結合量を多様な環境条件下で表すことのできるモデルが表層の NOM については提案されている．そうした結合モデルを地層処分の安全評価で使用するためには，深部地下環境の NOM の類型的な核種に対する結合反応ならびに，既存の結合モデルの適応可能性を評価することが必要である．発表者は，NOM の蛍光が一般に金属イオンと結合することで消光されることに着目し，NOM を含む堆積岩系の深部地下水試料に Eu^{3+}を添加する消光実験を行い, Parallel Factor Analysis（PARAFAC）を用いて，結合反応に寄与する NOM の蛍光成分を特定した．本発表では，新たに地下水試料を加えた同様の評価の結果を表層環境のデータベースやその他モデル物質と比較し，深度による NOM の反応性の違いをその起源や環境条件の違いから網羅的に議論し，深部地下 NOM の性質を総合的に整理する。

2. 実験方法

実験には, JAEA 幌延深地層研究センターの異なる深度で採取した地下水を用いた．この地下水は全無機炭素濃度が高いことから，有機物と Eu^{3+}の錯生成のみを評価するために，予め脱炭酸を行った．脱炭酸後の地下水試料を 5 倍に希釈し，Eu^{3+}を 0 から 0.08 mM の範囲で添加したものを測定試料とした．励起発光マトリクス（EEM）測定には，日本分光製の分光蛍光光度計 FP-8000 を使用した．また，紫外可視吸光光度計 UV-2700（島津製作所製）を用いて, 内部フィルタ効果補正のための吸収スペクトル測定を行った. また, PARAFAC 解析には drEEM ツールボックスを用いた[1]．また，比較のために，原位置の岩石試料から抽出した NOM や地下水から抽出したフミン酸画分(HHA)についても同様の測定を行った.

3. 結果

蛍光の実験の結果より，深部地下水中の NOM 成分が Eu3+と結合し，EEM の特定の箇所で蛍光の消光が生じることが複数試料間で確認できた．また，PARAFAC の適用から，大部分のデータを図 1 に示す 4 個の共通する蛍光成分で説明できることが分かった．発表では，これらの蛍光成分と表層の NOM の PARAFAC データベース，HHA，原位置の岩石試料から抽出した NOM などを比較し，環境条件との関係を整理する事で，深部地下水中の NOM の起源と Eu^{3+}との反応性について議論する．

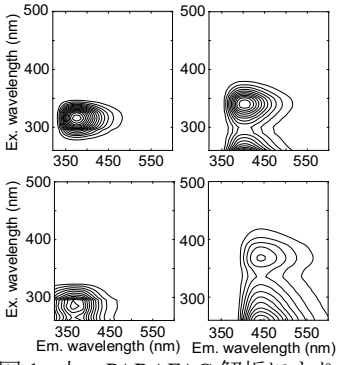


図 1. 上：PARAFAC 解析により抽出された蛍光成分

参考文献

[1] Murphy, K. R., *et al.*, *Anal. Methods,*,**5**, 6557-6566 (2013).

*Shusaku Nishi[1], Kazuya Miyakawa[2], Kanako Toda[1], Takumi Saito[1]

[1] The University of Tokyo., [2] Japan Atomic Energy Agency.

軽水炉 MOX 燃料再処理シナリオで発生するガラス固化体の地層処分：処分後長期安全性に関する検討

Evaluation of long-term safety of geological disposal of high-level waste generated during reprocessing spent MOX-LWR fuels

*三成映理子[1]　樺沢さつき[2]　三原守弘[2]　牧野仁史[2]　中瀬正彦[1]　朝野英一[1]　竹下健二[1]
[1]東工大，[2]原子力機構

使用済 MOX 燃料のガラス固化オプションの処分後長期安全性に関する検討として，MOX 燃料単独再処理で発生するガラス固化体，ならびに使用済 MOX 燃料と使用済 UO_2 燃料を混合再処理する場合における MOX-UO_2 混合ガラス固化体に着目した核種移行解析を実施した．解析の結果から，線量の最大値は 2 つの再処理シナリオ間で大きな差がないことが明らかとなった．このことから，使用済 MOX 燃料の処理・処分において，使用済 UO_2 燃料を混合させる技術オプションが，線量評価の観点からも成立することが示された．
キーワード：プルサーマル燃料，放射性廃棄物管理，核燃料サイクル，ガラス固化，地層処分

1. 緒言　今後のプルサーマル利用拡大に伴って発生する軽水炉使用済 MOX 燃料は，発生量を鑑みれば放射性廃棄物量全体に与える影響は大きくないと考えられるが，燃料中に含まれるアクチノイド核種等の影響を評価・検討し，合理的な処理・処分方法を踏まえた持続的なバックエンドシステムとなり得ることを示す必要がある．使用済 MOX 燃料と使用済 UO_2 燃料を混合再処理する技術の実用化に向けて，今後研究開発が促進されることを踏まえ[1]，本報告では，UO_2 燃料と MOX 燃料のそれぞれの再処理で発生する単独ガラス固化体，ならびに混合再処理で発生する MOX-UO_2 混合ガラス固化体についての核種移行評価を実施した．

2. 計算条件　使用済 UO_2 燃料，使用済 MOX 燃料中のインベントリ計算には ORIGEN2.2-UPJ[2]を用い，実効断面積ライブラリには ORLIBJ40[3]を用いた．いずれの燃料も，燃焼度は 45 GWd/THM，再処理前の使用済燃料冷却期間は UO_2 燃料が 15 年，MOX 燃料は 4 年とした．ガラス固化体の廃棄物含有率は，UO_2 ガラス固化体が 21wt% (1.25 本/tHM)，MOX ガラス固化体が 14wt% (3.8 本/tHM)，混合ガラス固化体 20wt%，ガラス固化体初期発熱量 2.3 kW/本以下となるよう設定，混合ガラス固化体の混合割合は UO_2:MOX=4:1 とし，いずれもガラス固化後 50 年貯蔵し処分するものとした．核種移行評価は，第 2 次取りまとめ[5]のモデル，核種移行パラメータには NUMO 包括的技術報告書[6]の深成岩類，低 Cl 濃度地下水データを主に用い，解析コード GoldSim[4]で行った．なお，使用済燃料 32,000tHM の内，80%が UO_2 燃料，20%が MOX 燃料と仮定した．

3. 結果および考察　単独再処理シナリオ（UO_2 ガラス固化体と MOX ガラス固化体の両方が発生）と混合再処理シナリオ（MOX-UO_2 混合ガラス固化体のみが発生）についての線量の時間変化を図 1 に，最大線量等のまとめを表 1 に示す．これらから，シナリオ間において，最大線量がもたらされる時期と大きさはほぼ同様であることがわかる．なお，本検討ではインベントリに関して I-129 や Cl-36 を含む全 56 核種（安定同位体も含む）を評価対象核種として考慮しているが，処分後 10 万年程度の間はいずれのシナリオにおいても I-129 が支配核種となっている．また，処分後 10 万年以降では，線量を支配する核種は，I-129 から Se-79 へと遷移しており，評価期間を通じて最大の線量を与えている．

以上の結果より，最大線量については，両シナリオ間でインベントリが異なることによる線量評価への影響は顕在化しないことが明らかになった．一方で，両シナリオでは発熱量が異なり，それによるガラス固化体の発生本数や廃棄体の占有面積には差が生じることも分かっており[7]，今後も体系的な評価・分析が必要である．

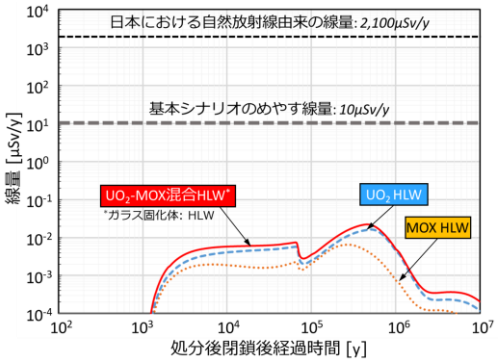


図 1　単独再処理シナリオと混合再処理シナリオにおける線量評価の結果

表 1　線量評価の結果まとめ

評価ケース		最大線量 [μSv/年]	線量が最大となる時間[年]	支配核種
単独再処理	UO_2 HLW	1.62×10^{-2}	5.0×10^{5}	Se-79
	MOX HLW	6.47×10^{-3}	2.7×10^{5}	Se-79
	合計	2.03×10^{-2}	5.0×10^{5}	Se-79
混合再処理	混合HLW	2.23×10^{-2}	4.6×10^{5}	Se-79

参考文献

[1] 資源エネルギー庁; 核燃料サイクルの確立に向けた取組(2021 年 3 月 22 日), [2] Transmittal memo of CCC-371/17, 2002, [3] JAEA-Data/Code 2012-032, [4] GoldSim Technology Group, 2018, [5] JNC, TN1400 99-022 [6] NUMO-SC, NUMO-TR-20-03, [7] 三成他，AESJ2021 春の年会 3J05 (オンライン)

*Eriko Minari[1], Satsuki Kabasawa[2], Morihiro Mihara[2], Hitoshi Makino[2], Masahiko Nakase[1], Hidekazu Asano[1], Kenji Takeshita[1]　[1]Tokyo Tech,　[2]JAEA

炭酸存在下における４価ウラン-モンモリロナイトの収着挙動とモデル化

Sorption behavior of U(IV) on montmorillonite in the presence of carbonate

*津田基秀[1], 小林大志[1], 佐々木隆之[1], 浜本貴史[2], 石田圭輔[2]
[1]京大, [2]原子力発電環境整備機構

4 価ウランの Na 型モンモリロナイトに対する収着分配係数に及ぼす炭酸濃度の影響を、バッチ試験法により評価した。液相中の炭酸濃度および pH を考慮した表面錯体モデルを構築し、パラメータフィッティングによる実験値の解釈を試みた。

キーワード：4 価ウラン、収着、モンモリロナイト、炭酸

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物処分場の閉鎖後長期の安全評価において、強い還元雰囲気の地下水中のウランは 4 価が支配的であるため、その溶解度は概して低く、またベントナイト緩衝材への強い収着反応による移行遅延が期待できる。しかし近年、我が国の代表的地下水特性として数十 mM の炭酸を含む可能性が示唆され、ウランと炭酸イオンの錯生成や、同錯体の収着に及ぼす炭酸影響を考慮する必要性が生じている[1]。4 価ウラン炭酸錯体の形式電荷は液性条件により負の値をとるため、緩衝材構成鉱物との静電的相互作用が低下すると考えられるが、その影響を考慮した収着データおよび収着モデルに関する実験研究[2]は殆ど無い。本研究では、ベントナイトの主鉱物である Na 型モンモリロナイトへの 4 価ウランの収着分配係数を様々な炭酸、pH 条件において取得し、表面錯体モデルによる実験値の解釈を試みた。

2. 実験

Na 型モンモリロナイト（クニミネ工業㈱製, クニピア-F）を固相、0.5 M NaCl＋5 mM $Na_2S_2O_4$ を液相として（液固比 d = 10 m^3/kg）、Ar 雰囲気グローブボックス内でバッチ収着試験を行った。液相は塩酸酸性下で NaOH トラップを用いた Ar および水素バブリング法により溶存炭酸および酸素を脱気した後、pH を 6~10、初期炭酸濃度を $NaHCO_3$ で 0~100 mM に調整した。これに電解還元で 4 価とした U 溶液を 10^{-7} M となるよう添加し、直ちに 25℃で 24 時間振とうした。液相を 10 kDa フィルタ（Microcon, Millipore）で限外ろ過し、ろ液中の U、炭酸濃度をそれぞれ ICP-MS、炭酸濃度計で定量した。収着分配係数 K_d (m^3/kg)は、$K_d = \{[U]_{ini} - [U]_{aq}\}/[U]_{aq} \cdot d$（ini および aq は、初期および平衡後の水相を表す）を用いて評価した。

3. 結果と考察

得られた K_d 値は pH, 炭酸濃度の増加とともに低下し、特に 40 mM 以上でその傾向が顕著であることが分かった。熱力学計算によれば、液相 U の支配化学種が、炭酸濃度の増加に伴って加水分解種（$U(OH)_4^0$）から負に荷電した炭酸錯体（$U(OH)_3CO_3^-$, $U(OH)_2(CO_3)_2^{2-}$, $UOH(CO_3)_4^{5-}$ など）に変化する。このとき、モンモリロナイト表面水酸基（≡SO^-）との表面錯体反応を以下のモデル式で定義する。

$$\equiv SOH + U(OH)_k(CO_3)_l^{4-k-2l} \rightleftharpoons \equiv SOU(OH)_{k-1}(CO_3)_l^{4-k-2l} + H_2O, \quad K_{4,k,l} \qquad (1)$$

$$K_d = \frac{N_S\left(\sum_{4,k,l} K_{4,k,l} \dfrac{\beta_{4,k,l}[CO_3^{2-}]^l K_w^k}{[H^+]^{k-1}}\right)}{g\{[H^+] + K_{s,1}[H^+]^2 + K_{s,2} + [U^{4+}]\left(\sum_{4,k,l} K_{4,k,l} \dfrac{\beta_{4,k,l}[CO_3^{2-}]^l K_w^k}{[H^+]^{k-1}}\right)\}} \qquad (2)$$

ここで、$\beta_{4,k,l}$ は各 U 化学種の加水分解定数および錯生成定数、$K_{s,1}$, $K_{s,2}$ は≡SOH の酸解離定数、g は定数である。当日は実験 K_d 値に対して最小二乗フィッティングを行った結果（$K_{4,k,l}$ 収束値など）について報告する。

参考文献 [1] NUMO, 包括的技術報告書, 2021, [2] Bradbury, B., J. Contam. Hydrol., 27 (1997) 223-248.

*Motohide Tsuda[1], Taishi Kobayashi[1], Takayuki Sasaki[1], Takafumi Hamamoto[2] and Keisuke Ishida[2]
[1]Kyoto Univ., [2]Nuclear Waste Management Organization of Japan

不飽和層における流路の形成とセシウムの移行挙動の評価

Evaluation of Channel Formation and Migration Behavior of Cesium under an Unsaturated Condition

*河上 大昂[1], 新堀 雄一[1], 関 亜美[1], 千田 太詩[1]
[1]東北大学

本研究では、処分場周辺の不飽和層を模擬した 1 次元カラムを用いて、セシウムの移行挙動を実験的に調べた。X 線 CT を用いたカラム内の飽和率分布観察より、カラム内には通りやすい流路(飽和層)と通りにくい流路(不飽和層)があることから、1 次元の移流分散方程式の 2 つの解を重ね合わせて実験結果を評価し、不飽和層での遅延係数を求めたところ、従来の不飽和層における遅延係数の近似式と比較して小さい値となった。

キーワード： 不飽和層、遅延係数、浅地中処分、浅地中間貯蔵

1.緒言　地下水面よりも浅い層へ放射性廃棄物を処分あるいは中間的に貯蔵する際には、土壌粒子の間隙に液相と気相が混在する不飽和層中の核種移行をも考慮する必要がある。不飽和層においては、気相の混在により、移行経路が制限されることに伴う屈曲率の増大や、固相との接触が減少することに起因した核種収着能の低下といった移行挙動への影響が考えられる。そこで本研究では、ケイ砂(平均粒径 350 μm)を充填したカラムを用いて、脱水と再冠水により処分場(あるいは浅地貯蔵施設)周辺の不飽和層を模擬し、セシウム溶液を通液することで，セシウムの移行挙動を実験的に調べた。

2.実験および解析　カラム流動実験はこれまで鉛直の流向が主流だった[1][2]が、本実験では不飽和状態に調整したカラム(充填長さ 6 cm、内径 1 cm)を水平方向に固定し、 1 mM セシウム溶液をオーバーフロー系により定圧条件で通液した。流動実験中は流出液のセシウム濃度を原子吸光法により定量し、実験後には X 線 CT を用いてカラム内部の飽和率分布を観察した。そして、カラム内には後述する 2 通りの流路があると仮定し、1 次元の移流分散方程式の重ね合わせによる遅延係数の評価を行った。

3.結果・考察　図 1 に X 線 CT を用いて観察したカラムの飽和率分布を示す。カラムの上部に気相が偏り、中央部は飽和状態になっていることが確認できる。そこで、本研究ではカラム内には飽和状態の流路と不飽和状態の流路があるという前提のもと実験値に 1 次元の移流分散方程式の解を 2 つ重ね合わせてフィッティングを行った。その結果を図 2 に示す。計算値は、不飽和流路と飽和流路の割合 3：7(不飽和流路の飽和率はおよそ 0.4)、両流路のペクレ数 10、 飽和流路の遅延係数 6.2、不飽和流路の遅延係数 10 のときに実験値をよく表す。従来の不飽和層における遅延係数は飽和層の分配係数を水の飽和率で除した値を用いて近似されており[2]、本研究で評価された不飽和層の遅延係数は従来評価の値より 2/3 程度小さい。これは、近似式が安全評価上保守側に値を与えない例となる。なお、本研究の評価では不飽和層のダルシー流速は Corey の式により水の飽和率から求めている。また、飽和層での遅延係数は、回分式の収着実験で取得される収着分配係数から算出される遅延係数 6.0 と大きな矛盾はない。

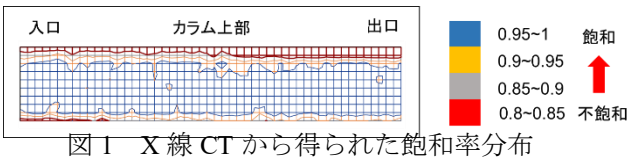


図 1　X 線 CT から得られた飽和率分布

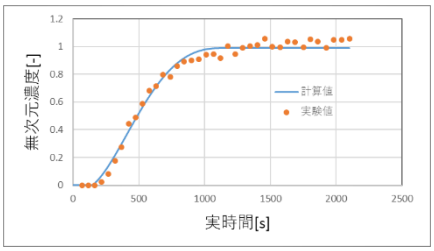


図 2　フィッティング結果

引用文献　[1] Ozutsumi et al., *MRS Advances*, **5-6**, 223-232 (2020).
[2] Ozutsumi et al., *Proceedings of PBNC*, No. 169-25877, 353-359 (2018).
謝辞：本研究の一部は科学研究費補助金 挑戦的研究(萌芽)20K21159 および基盤研究(A)21H04664 の成果である。ここに記して謝意を表す。

*Hirotaka KAWAKAMI[1], Yuichi NIIBORI[1], Tsugumi SEKI[1], Taiji CHIDA[1]
[1]Tohoku Univ.

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

[1D01-04] Severe Accident &Nuclear Transmutation

chair: Yuji Ohishi (Osaka Univ.)

Wed. Sep 8, 2021 10:50 AM - 12:00 PM Room D

[1D01] High-temperature steam oxidation of 304 stainless steel in argon gas containing cesium molybdate.

*Mai Dung Do Thi[1], Tadachika Nakayama[1], Hisayuki Suematsu[1] (1. Nagaoka University of Technology)

10:50 AM - 11:05 AM

[1D02] Thermophysical properties of fuel debris containg concrete components

*Nanase Fukushima[1], Kazuya Idemitsu[1], Yaohiro Inagaki[1], Tatsumi Arima[1], Tadahiro Joraku[1] (1. Kyushu Univ.)

11:05 AM - 11:20 AM

[1D03] Impurity evaporation behavior of alkali elements from lead-bismuth eutectic

*Yuya Yamada[1], Takuma Fujiwara[1], Shinya Miyahara[1], Yuji Arita[1], Toshinobu Sasa[2], Hayanori Takei[2], Fujio Maekawa[2], Hironari Obayashi[2], Keita Nakano[2] (1. Univ. of Fukui, 2. JAEA)

11:20 AM - 11:35 AM

[1D04] Application of Pore Former for Density Control in (Pu,Zr)N sintering process

*Seiya Takaki[1], Masahide Takano[1], Haruyoshi Otobe[1] (1. JAEA)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

High-temperature steam oxidation of 304 stainless steel in argon gas containing cesium molybdate

*Thi-Mai-Dung Do[1], Tadachika Nakayama[1] and Hisayuki Suematsu[1]
[1]Nagaoka University of Technology

Abstract
The oxidation behavior of 304 stainless steel (304 SS) in (argon + steam) mixture gas containing cesium molybdate will be examined over the range 530 to 1300°C from 1 to 9 hours. The surface and cross-section of SS304 will be analyzed by X-ray diffraction, micro-Raman and electron probe micro analyzer.

Keywords: cesium molybdate, 304 stainless steel, oxidation, severe accident

1. Introduction

After the Fukushima Daiichi nuclear accident, the reaction between cesium compounds such as cesium hydroxide (CsOH) and cesium molybdate (Cs_2MoO_4) with stainless steel has received great attention. In the previous study, Cs_2MoO_4 was supposed to decompose in the steam environment, both cesium (Cs) and molybdenum (Mo) oxides diffused into the oxide layers of stainless-steel [1]. In literature, it has been declared that Cs in the form of CsOH could react to silicon (Si) formed cesium silicate or cesium iron silicate [2]. Moreover, molybdenum has been detected in the iron oxides layer [1]. Besides the reaction that could form between Cs and Mo with components in stainless steel, it is important to evaluate how the depth of Cs or Mo has diffused as well as the location where Cs and Mo could exist inside the oxide layer.

2. Experiment method

SUS304 species with dimensions of 15×10×1 mm were polished by emery paper and buffing before the steam oxidation. Cs_2MoO_4 was placed at 1300 °C in a platinum (Pt) boat. From one side of the alumina tube, Ar gas containing H_2O which was kept at about 70°C was injected, flowed passing through the tube, and carried the Cs_2MoO_4 vapor which was generated at high temperature. On the other side of the tube, SUS304 specimens were placed at different positions where correspond to the temperature at 1300, 1200, 1000, 700, and 530°C. The oxidation time of interest were 1, 3, and 9 hrs. After heating, the surface of the specimens was analyzed by X-ray diffraction and micro-Raman. The elemental distribution was performed by the electron probe microanalyzer. The thickness of the oxide layer was estimated by the observation of cross-sections.

3. Results

Figure 1 shows the cross-section of SUS heated in Ar+H_2O for 9 hours at 1300°C. The surface layer was Fe_3O_4 and Fe_2O_3, which were identified by XRD. Cs was detected not only in the iron (Fe) oxide layer but also in the iron chromate ($FeCr_2O_4$) area where existed under the Fe oxide layer. This proved that Cs_2MoO_4 has been decomposed into cesium oxide (Cs_2O) and molybdenum oxide (MoO_3). From the BSE images, there were pores in the Fe oxide layer, these pores were supposed to be Cs_2MoO_4 or maybe cesium dimolybdate, but were removed during cutting and polishing the cross-section.

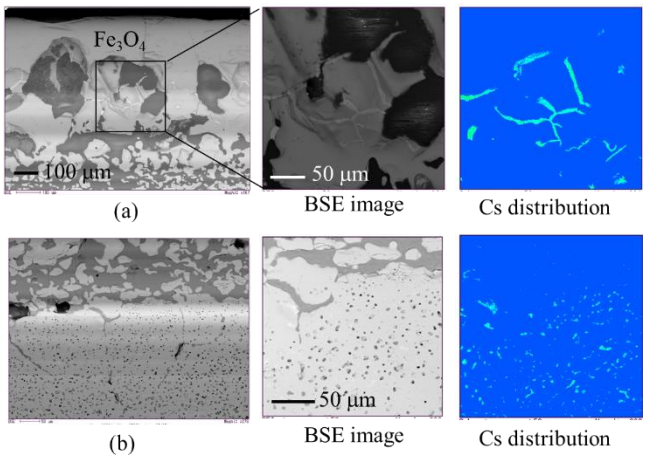


Figure 1. BSE image and Cs distribution in oxide layer of stainless steel heated for 9 hours in steam environment.
(a): upper part of oxide layer
(b) lower part of oxide layer

References

[1] Presentation at: The Annual meeting of the Atomic Energy Society of Japan; 2015, Mar 20-22; Ibaraki, Japan.
[2] M. Kobata, T. Okane, K. Nakajima, E. Suzuki, K. Ohwada, K. Kobayashi, H. Yamagami, M. Osaka, *J. Nucl. Mat.*, **498**, 387 (2018).

コンクリート主成分を含む燃料デブリの熱物性評価

Thermophysical properties of fuel debris containg concrete components

*福島 七瀬[1]，常楽忠宏[1]，有馬　立身[1]，稲垣　八穂広[1]，出光　一哉[1]

[1]九州大学

過酷事故の事象進展解析を行う上で、核燃料、被覆管、構造材から生じる燃料デブリの熱物性を評価することは重要である。本研究では、MCCI(溶融炉心コンクリート相互作用)生成物に着目した。コンクリートの主要な成分である Si を含む試料に対してレーザー加熱を利用した無容器法で融点を推定すると共に LF 法(レーザーフラッシュ法)による熱伝導率の評価を行った。

キーワード：燃料デブリ，MCCI，融点，熱伝導率

1. 緒言：過酷事故の事象進展を解析する上で、核燃料・被覆管・構造材から生じる燃料デブリの熱物性は重要である。本研究では、コンクリート相互作用由来の SiO_2 を含む模擬燃料デブリを実験対象とし、CeO_2-ZrO_2-SiO_2 固溶体と Fe_2SiO_4 に対して、比熱・熱伝導率評価及び融点測定を実施した。

2-1. 試料の合成：CeO_2 と ZrO_2、SiO_2、FeO 粉末を混合、成形し、焼結したものを試料とした。XRD を用いて結晶構造を解析し、XRD パターンから格子定数を導出した。$Ce_{0.05}Zr_{0.95}SiO_4$ と $Ce_{0.1}Zr_{0.9}SiO_4$ の格子定数に差はわずかであり、Ce の固溶限は 5-10 mol%の間にあると考えられる（図 1)。また、大気中では CeO_2-SiO_2 固相反応から $CeSiO_4$ は生成されず、Ar 雰囲気では $Ce_2Si_2O_7$ が合成されることを確認した。$Ce_2Si_2O_7$ に関しては熱的特性評価を行った。

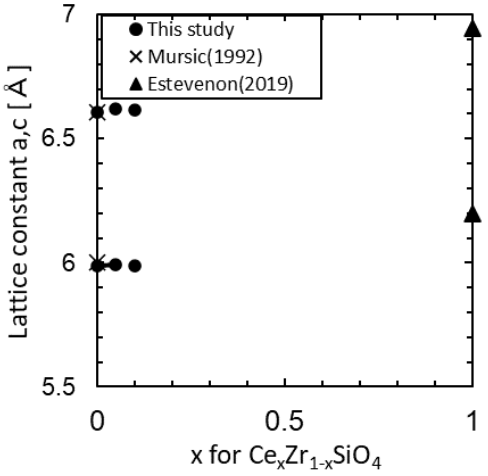


図 1　$Ce_xZr_{1-x}SiO_4$ の格子定数

2-2. 比熱・熱伝導率測定及び融点測定：CeO_2-ZrO_2-SiO_2 試料と Fe_2SiO_4 に対して LF 法により比熱及び熱拡散率を測定し、熱伝導率を評価した。熱伝導率はいずれの Si 化合物に対しても低い値を示し、温度増加とともに低下した（図 2)。$ZrSiO_4$ が従来の値より小さいのは、焼結密度が低かったためであり、$Ce_{0.05}Zr_{0.95}SiO_4$ 及び $Ce_2Si_2O_7$ では合成の際に、別な相も同時に生成されたためである。融点は次の手順で評価した。試料を連続レーザーで加熱し、局所的に Nd:YAG パルスレーザーにより大気中にて溶融させた。溶融部の温度を放射温度計で計測し、熱停留点を特定した。放射率は熱停留点での放射スペクトルから評価を試みた。$ZrSiO_4$ に対して測定した融点は文献値より小さく、$Ce_2Si_2O_7$ と Fe_2SiO_4 は大きい値となった。これは、放射率補正が主な要因であり、改善策としては、溶融領域の拡大、放射スペクトルの分析領域の縮小が必要と考えている。

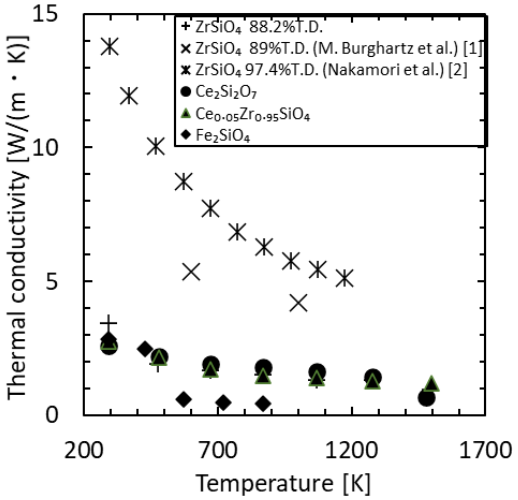


図 2　熱伝導率測定結果

参考文献 [1] M. Burghartz, et al.: J. Alloys. Compd. 271-273 (1998) 544. [2] F. Nakamori, et al.: J. Nucl. Sci. Tech. 54(2017)1267.

本研究は、文部科学省の英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業による委託業務として、福井大学から再委託を受けた九州大学が実施した H27-R1「福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成」の成果を含みます。

*Nanase Fukushima[1], Tadahiro Joraku[1], Tatsumi Arima[1], Yaohiro Inagaki[1], Kazuya Idemitsu[1], [1]Kyushu Univ.

鉛ビスマスからのアルカリ元素不純物の蒸発挙動

Impurity evaporation behavior of alkali elements from lead-bismuth eutectic

*山田 結也[1]，藤原 卓真[1]，宮原 信哉[1]，有田 裕二[1]，
佐々 敏信[2]，武井 早憲[2]，前川 藤夫[2]，大林 寛生[2]，中野 敬太[2]
[1]福井大学，[2]JAEA

加速器駆動システム(ADS)の核破砕中性子ターゲット及び冷却材として使用される鉛ビスマス共晶(LBE)中に生成する様々な放射性核破砕生成物(SP)による系の線量増加の評価の一つとして，カバーガス中などへの SP の放出と輸送挙動を把握するため，比較的生成量の多い Cs および Rb の LBE からの蒸発挙動を測定した．その結果 Cs や Rb は LBE 中から揮発しやすいことが確認できた．

キーワード：鉛ビスマス共晶(LBE)，核破砕生成物，蒸発挙動，Cs，Rb

1. 緒言

LBE 中で生成する SP のカバーガス空間へ蒸発する挙動は，LBE 中での SP の物理化学形態に依存する．以前の研究[1]において LBE 温度と LBE 中酸素濃度をパラメータとした化学熱力学的検討が行われ，代表的な SP 元素の LBE 中における物理化学形態が推測された．これら SP 元素のうち，アルカリ金属元素である Rb は揮発性で比較的生成量が多いにもかかわらず，これまでの評価[2]では同じアルカリ金属である Cs の蒸気圧式をもとにしたアナロジー式として提唱されているのみである．本研究ではアルカリ金属元素である Cs および Rb の LBE からの蒸発挙動を実測しその挙動を評価した．

2. 実験概要

LBE に Cs または Rb を 1wt%添加したサンプルを不活性雰囲気中で溶融作製し，Knudsen セルを用いた四重極質量分析法を用いて，真空中で放出される化学種の同定をおこない，それらの蒸気圧を 750 から 1000 K の温度域で測定した．

3. 結果

高温で放出される蒸気種としては，LBE の構成元素である Pb や Bi の他に Bi の二量体である Bi_2 が観測された．Pb と Bi の蒸気圧は同程度であるので，Bi_2 の影響によって，より Bi の蒸発量が多くなることが示唆された．また，SP 元素である Cs や Rb は単体で放出されることがわかった．Fig.1 に各種蒸気種の蒸気圧の温度依存性を示す．Bi_2 は Bi 単量体の数分の１程度の蒸気圧であったが無視できない量であり，運転中に LBE の組成が変化する可能性がある．一方，SP 元素においては，いずれも LBE 構成元素よりは揮発しやすく，Cs のほうが Rb よりも数倍蒸気圧が高くなった．

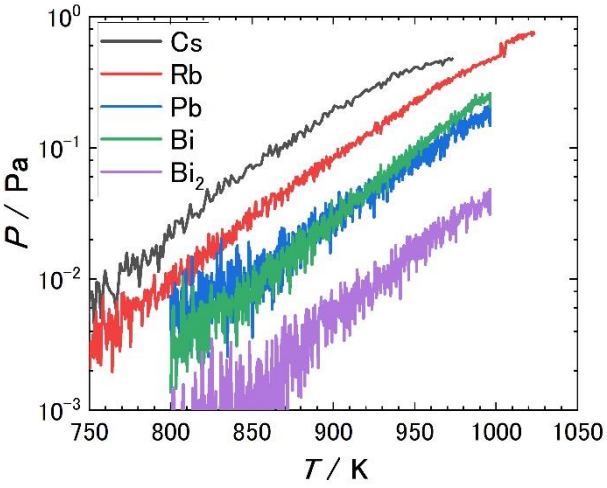


Fig. 1 各蒸気種の蒸気圧

参考文献

[1] S. Miyahara, N. Odaira, Y. Arita, et al. , “The analytical study of inventories and physicochemical configuration of spallation products produced in Lead-Bismuth Eutectic of Accelerator Driven System, ” Nuclear Engineering and Design 352 (2019) 110192.
[2] OECD NEA, “Handbook on Lead-bismuth Eutectic Alloy and Lead Properties, Materials Compatibility, Thermal-hydraulics and Technology, ” NEA No. 7268, 2015.

*Yuya Yamada[1], Takuma Fujiwara[1], Shinya Miyahara[1], Yuji Arita[1],
Toshinobu Sasa[2], Hayanori Takei[2], Fujio Maekawa[2], Hironari Obayashi[2], Keita Nakano[2]
[1]Univ. of Fukui, [2]JAEA

気孔形成材を用いた(Pu,Zr)N の焼結密度制御

Application of Pore Former for Density Control in (Pu,Zr)N sintering process

*髙木　聖也[1]，高野　公秀[1]，音部　治幹[1]
[1]原子力機構

$Dy_{0.3}Zr_{0.7}N$ 模擬窒化物燃料を用いて選定した気孔形成材（ポアフォーマ）を、TRU 含有窒化物燃料に添加し、焼結試験を行うことで、ポアフォーマを用いた焼結密度制御技術開発の技術的成立性を評価した。

キーワード：マイナーアクチノイド，窒化物燃料，焼結密度制御、プルトニウム、ポアフォーマ

1. 緒言　マイナーアクチノイド(MA)核変換用窒化物燃料では、燃焼中のスエリング緩和を目的とした気孔率制御の技術開発が必要である。適切なポリマー微粒子をポアフォーマ(PF)として燃料粉末に添加し焼結を行うことで、緻密な組織を有しつつ、燃料中に気孔を形成させたペレットを得る。本研究では、$Dy_{0.3}Zr_{0.7}N$ 模擬窒化物燃料を用いて PF 候補材を選定し、Pu 含有窒化物燃料に添加して焼結試験を行うことで、TRU 含有窒化物燃料への PF 適用性を検討した。また既報の Np 含有窒化物燃料を用いた焼結密度制御試験結果と比較し、その焼結性の違いについても報告する。

2. 実験方法　MA 核変換用燃料において、TRU の中でも添加割合の大きい Pu を用い、$Pu_xZr_{1-x}N$ (x=0.3, 0.4)固溶体粉末を調製した。固溶体粉末に対して PF を最大 1.8 wt%まで添加し、窒化ケイ素製乳鉢中でスパチェラ及び乳棒で強く圧迫しないように混合した。添加した PF はポリエステル（B、平均粒径：11 μm）、低密度ポリエチレン（C、平均粒径：20 μm）の 2 種類である。混合粉末をペレット状に成型し、N_2 気流中で PF を熱分解により除去し、1973 K で 6 時間焼結した後、ペレットの寸法及び重量測定と組織観察を行った。なお、参照試料として PF を添加していない(Pu,Zr)N ペレットのみの焼結試験も行った。種々のペレットの理論密度に対する相対密度を算出するための格子定数は、PF 無添加ペレット焼結後の X 線回折測定から解析した結果を用いた。

3. 結果と考察　PF(B)添加濃度をモルあたり重量に換算した $Dy_{0.3}Zr_{0.7}N$、$Np_{0.3}Zr_{0.7}N$、(Pu,Zr)N の焼結体相対密度の添加濃度依存性の比較を図 1 に示す。添加濃度依存性（直線の傾き）は、概ね同程度であり、PF 無添加ペレット焼結体密度の値から目標の焼結体密度（85 %TD）のペレットを調製することが可能であることを確認した。また、組織の健全性といった観点からも、断面 SEM 観察像を図 2 に示すように気孔周辺にクラック等が無く PF による気孔形成は良好であることから、PF による焼結密度制御技術は MA 含有窒化物燃料に十分適用可能であると結論づけた。一方、図 1 から(Np,Zr)N と(Pu,Zr)N の焼結体相対密度が大きく異なることが確認できる。それぞれのペレット作製における遊星ボールミルの粉砕条件はほぼ同一であり、焼結時の条件も同じであるため、この結果は TRU 組成による焼結性の変化を示唆する結果である。今後、TRU 組成ごとに適切な粉砕条件を明らかにすることを課題とした。

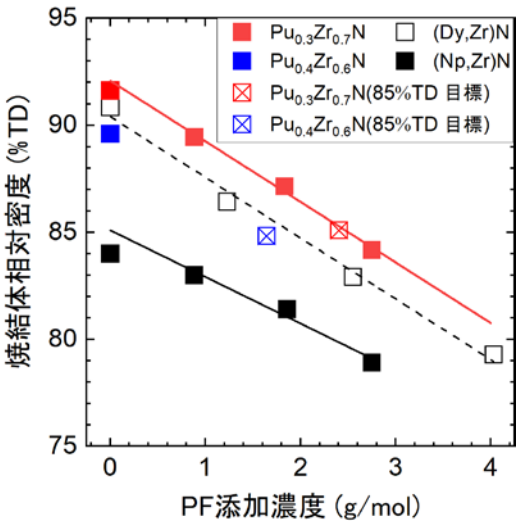


図 1　焼結体相対密度の PF(B)添加濃度依存性

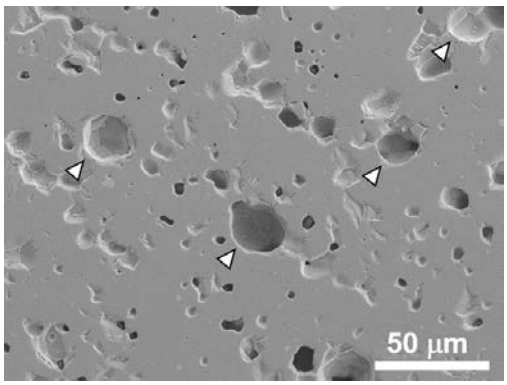


図 2　C を 1.2 wt%添加して焼結したペレットの研磨面 SEM 観察像（三角矢印：PF により形成された気孔）

*Seiya Takaki[1], Masahide Takano[1] and Haruyoshi Otobe[1], [1]JAEA.

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Fuel Division

[1D_PL] Future prospects for nuclear fuel

Discussion version

chair: Ken Kurosaki (Kyoto Univ.)

Wed. Sep 8, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room D

[1D_PL01] Diverse fuel forms and R &D prospects

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

[1D_PL02] Light water reactor fuels

*Masayoshi Uno[1] (1. Univ. of Fukui)

[1D_PL03] MOX fuels

*Seiichiro Maeda[1] (1. JAEA)

[1D_PL04] Metal fuels

*Takanari Ogata[1] (1. CRIEPI)

[1D_PL05] Nitride fuels

*Masahide Takano[1] (1. JAEA)

[1D_PL06] High temperature gas-cooled reactor fuels

*Shohei Ueta[1] (1. JAEA)

[1D_PL07] Molten salt fuels

*Yuji Arita[1] (1. Univ of Fukui)

[1D_PL08] Discussion

©Atomic Energy Society of Japan

2021年秋の大会

1D_PL01-07 は同予稿

核燃料部会セッション

核燃料の今後の展望 －討論バージョン－

Future prospects for nuclear fuel -Discussion version-

*黒﨑 健[1]，*宇埜 正美[2]，*前田 誠一郎[3]，*尾形 孝成[4]
*高野 公秀[3]，*植田 祥平[3]，*有田 裕二[2]
[1]京都大学，[2]福井大学，[3]日本原子力研究開発機構，[4]電力中央研究所

1. はじめに

日本原子力学会 2021 年秋の大会における企画セッション「核燃料の今後の展望 －討論バージョン－」は、2021 年春の年会における企画セッション「多様な原子燃料の概念と基礎設計 ～将来の原子炉のための燃料開発～」から継続するものであり、日本原子力学会誌で連載中の核燃料部会の連載講座と連動して開催されるものでもある。当該企画セッションでは、前回企画セッションに関する簡単なふりかえりの講演（多様な燃料形態と研究開発の展望、軽水炉燃料、MOX 燃料、金属燃料、窒化物燃料、高温ガス炉燃料、溶融塩燃料）を行い、それを基に、特に「照射試験」に的を絞って、発表者と会場出席者による総合討論を行う。今回は、講演よりも議論に主眼を置き、総合討論に十分な時間を割り当てる。

2. 多様な原子燃料の概念と基礎設計 —将来の原子炉のための燃料開発—

(1) 多様な燃料形態と研究開発の展望（京都大学・黒﨑 健）

前回から引き続き、軽水炉燃料、MOX 燃料、金属燃料、窒化物燃料、高温ガス炉燃料、溶融塩燃料の六つの燃料形態について、研究開発の展望を議論する。特に、今回は、照射試験に的を絞っての議論となる。講演と討論は六つの燃料形態横並びで実施するが、燃料形態ごとに研究開発のステージが大きく異なるという点は注意が必要である。また、一言で燃料と言っても、ウランやプルトニウムの化合物としてのいわゆる核燃料と、燃料被覆管に代表される核燃料部材とでは、研究の進め方も異なってくる。すでに実用炉で十分な実績がある軽水炉燃料は、事故耐性向上のようなさらなる高度化を目指しており、そのためには照射試験が必要となる。高速炉燃料（MOX 燃料）に関しても、廃棄物減容化・有害度低減といった新たな展開を図るためには、それに適した燃料形態（例えば、マイナーアクチニド含有 MOX 燃料等）の開発とそれに続いての照射試験は必須となる。金属燃料や窒化物燃料、高温ガス炉燃料についても、同じような背景がある。溶融塩燃料に関しては、他の燃料形態と比較して、若干研究開発のステージが異なっているとも言え、別の議論が必要かもしれない。当日はこういった燃料形態別の背景を簡単に紹介し、その後の議論につなげる。

(2) 軽水炉燃料（福井大学・宇埜 正美）

軽水炉燃料は国内外で豊富な運用実績があり、そのふるまいについても多くの知見が得られている。現在は、今後のさらなる使用済燃料発生量の低減や安全性を含む性能向上を目指し、被覆材の改良等に取り組んでいる。また、既存の軽水炉に装荷可能で過酷事故時においても溶融しにくく、損傷しにくい燃料である事故耐性燃料（ATF: Accident Tolerant Fuel）についても燃料の被覆材、燃料材等の検討、研究がなされている。これまでの経験を踏まえ、燃料の開発手法とそこにおける照射試験・照射後試験の位置づけを解説、用いられてきた燃料照射炉を紹介し、今後の燃料照射炉の在り方等を議論する。

(3) MOX 燃料（日本原子力研究開発機構・前田 誠一郎）

MOX 燃料は、既にプルサーマルとして軽水炉において利用されており、更に、ウラン資源を究極的に利用できる高速炉においても利用されてきた。高速炉では、高速中性子の照射量が大幅に高いことから、燃料被覆管の照射損傷による膨れ（スエリング）が生じる。これを抑制する材料として PNC316 鋼を開発しており、更に、炉心取出平均燃焼度 150 GWd/t に相当する照射量 250 dpa に耐え、高温での機械的強度を高めた酸化物分散強化型フェライト鋼（ODS 鋼）の開発を進めている。また、中性子スペクトルが硬い高速炉では長半

減期核種を含むネプツニウム、アメリシウム、キュリウムのマイナーアクニチド(MA)及びプルトニウム(Pu)-240 等の偶数核の Pu 同位体核種に対しても高い核分裂断面積を有する。原子力利用の課題である高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度の低減を目指し、MA を高速炉で消滅させるための MA 含有 MOX 燃料の開発を進めており、実際に高速実験炉「常陽」の使用済燃料から回収された数グラムの MA を原料とした燃料を用いた照射試験を運転再開後の「常陽」で実施することを計画している。また、今後、プルサーマルの進展に伴って使用済 MOX 燃料を再処理した場合に回収される高次化（同位体組成として Pu-240 等の割合が高い）した Pu の利用が課題となる。高速炉サイクルでは高次化 Pu を繰り返して利用して燃焼させることも可能であり、これを実現するため、従来の限度としてきた Pu 含有率約 30 wt%を超える高 Pu 含有 MOX 燃料の開発も目指している。これらの新しい燃料・材料の開発において、原子炉内での中性子による照射損傷、核分裂生成物の形成に伴う物性変化、照射挙動を正確にシミュレーションすることが重要であり、近年の計算科学の進展を活用して機構論的な物性モデル等を導入した燃料挙動解析コード等の開発を進めている。また、実用化の最終段階となる規制当局による安全審査においては、極めて高い信頼性が求められることから原子炉内での照射実績で燃料・材料の健全性を実証することが不可欠となっている。ここで、「常陽」は OECD 諸国では唯一の高速中性子照射場であり、図 1 に示すように多様な形態での燃料ピン及び材料試験片の照射試験が可能である。2050 年カーボンニュートラルに伴うグリーン成長戦略の実行計画（令和 3 年 6 月決定）でも謳われているように民間イノベーションを生かした多様な高速炉技術の絞り込み・重点化において「常陽」での照射試験による検証が不可欠とされている。このように、「常陽」等の中性子照射に係る研究開発インフラを早期に確保して、MOX 燃料の照射試験の再開が望まれる。

図 1　高速実験炉「常陽」と照射燃料集合体例

(4) 金属燃料（電力中央研究所・尾形 孝成）

高速炉用燃料として考えられている金属燃料には U-Pu-10 wt.%Zr 合金が用いられる。中性子の減速に有効な酸素や窒素等の軽元素を燃料成分として含まないため、金属燃料炉心では中性子の平均エネルギーが高くなる。しかも炉心の核燃料物質の密度が高くなるため、増殖比の向上や核分裂性物質の炉心装荷量の低減など高性能の炉心の設計が可能となる。米国の IFR プログラム（1984～1994 年）における金属燃料開発の結果、19 at.%以上の高燃焼度の達成など金属燃料の高い性能が明らかとなった。

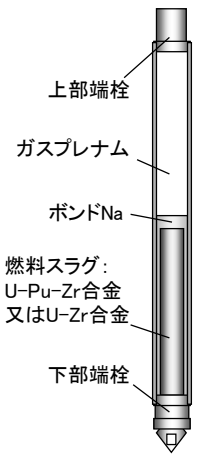


図 2　金属燃料ピン

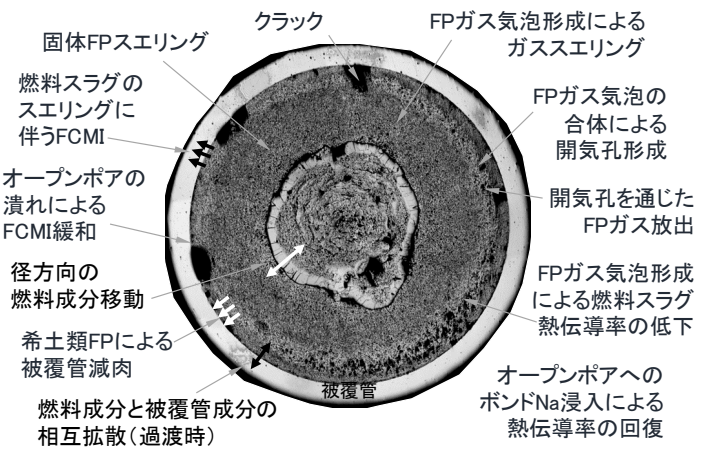


図 3　金属燃料の照射挙動

金属燃料ピンの概念図を図 2 に示す。棒状の燃料合金は燃料スラグと呼ばれ、射出鋳造法によって成型される。燃料スラグと燃料被覆管の隙間は、熱伝達を促進するため Na で充填される。燃料集合体および高速炉システムの概念や構造は、高速炉用 MOX 燃料と同様である。図 3 には金属燃料の照射挙動をまとめている。

金属燃料の研究開発としては、現在、電力中央研究所や米国アイダホ国立研究所（INL）他において、MA 含有金属燃料の照射後試験（METAPHIX 他）、金属燃料挙動解析コードのベンチマーク解析、U-Pu-Zr 合金物性の基礎研究などが進められている。また、国内初の金属燃料ピン照射試験に向けて、電力中央研究所と日本原子力研究開発機構が共同で U-Pu-Zr 金属燃料ピン 6 本を製造した。「常陽」の再稼働後、これらを用いた照射試験が実施される計画である。

(5) 窒化物燃料（日本原子力研究開発機構・高野 公秀）

加速器駆動システム（ADS）による MA 核変換のため、JAEA 原子力科学研究所では MA 高含有窒化物燃料の研究開発を乾式再処理技術とともに進めている。TRU（MA と Pu）窒化物を ZrN あるいは TiN で希釈した不活性母材型の窒化物燃料であり、前者の場合は単相固溶体ペレット、後者の場合は TRU 窒化物球状粒子を TiN 母材に分散させた先進的な粒子分散型ペレットとする。現状の熱出力 800 MW の ADS 炉心設計では、約 8 トンの(MA, Pu, Zr)N 燃料が装荷され、TRU 窒化物／ZrN 母材混合比は平均で 40/60 mol%程度である。

核変換用窒化物燃料の照射実績は金属燃料や MOX 燃料に比べて少なく、MA 無添加の(Pu, Zr)N ペレットの照射実績が 2000 年代に国内外で数例ある他、MA を含有したものは Am を低濃度で添加した(Pu, Am, Zr)N ペレットの照射実績が一例あるのみで、高燃焼度までの詳細な照射後試験（PIE）データはまだ得られていない。これを補い、照射試験用燃料及び実燃料の仕様検討に活用するため、燃料ふるまい解析コードの開発を進めている。軽水炉燃料で実績のある FEMAXI 上で計算可能な窒化物燃料解析用のモジュールを作成し、ADS 炉心に合わせた物性データや現象記述モデルを組み込み、解析可能となっているが、精度向上のためには照射試験を行い PIE データのフィードバックが不可欠である。

原子力科学研究所の NUCEF で燃料を作製し常陽での照射試験を想定した準備として、ペレット焼結の際に気孔形成材を添加して焼結密度を制御する技術開発や、ホットセル内での遠隔操作に対応した短尺ピンの端栓溶接装置等の設計を進めている。一方、これらと並行して、海外の研究機関に保管されている照射済試料の有効活用や、海外での燃料作製・照射・PIE も視野に入れて検討を開始したところである。

(6) 高温ガス炉燃料（日本原子力研究開発機構・植田 祥平）

日本で HTTR 用に研究開発された高温ガス炉燃料の照射試験は、1970 年代から 90 年代にかけて主に材料試験炉（JMTR）における OGL-1 インパイルガスループとガススイープ型キャプセルにより実施され、被覆燃料粒子における UO_2 燃料核移動や SiC 層のパラジウム腐食によるシステマティック破損機構の解明、照射後加熱試験による許容設計限界と FP 放出挙動の把握、定常・過渡変化時の照射健全性の実証などがなされた。HTTR の出力上昇試験に先行し初装荷燃料の健全性を検証した JMTR・94F-9A キャプセル照射試験では、照射温度約 1300 ℃、照射量約 3×10^{25} m^{-2}（E>0.18 MeV）、照射期間約 364 日で設計燃焼度 33 GWd/t の約 2 倍の 60 GWd/t まで実証された。

現在は UO_2 燃料の実用化に向け、高燃焼度化（33→160 GWd/t）や高出力密度化（2.5→5.5 MW/m^3）を目指した設計研究が JAEA において進められている。そのための照射試験・PIE は 2010 年以降、カザフスタン共和国との国際共研のもと WWR-K 照射炉施設にて進められてきた。小型炉（HTR50S）用燃料は 100 GWd/t（照射最高温度 1150 ℃）まで健全性が実証されたが、最高 160 GWd/t を目指す実用炉である高温ガス炉ガスタービン発電システム（GTHTR300）用燃料に向けては、商用規模製造条件の取得とともに、内圧破損挙動評価コードの Code B-2、FIGHT を高精度化するため、高速中性子照射量 1×10^{26} m^{-2} 付近までの TRISO 被覆層の強度関連データの取得や炭素層の照射クリープ挙動の解明が必要である。

(7) 溶融塩燃料（福井大学・有田 裕二）

溶融塩燃料は液体で使用するため、それ自体の照射損傷については考慮不要であろう。一方で、燃料を容

器に入れて炉心にとどめておくタイプでは燃料被覆管に相当する容器材料が、ループ型など燃料塩自体が一次系を循環するタイプの場合には炉容器や配管などの構造材が照射の影響を大きく受ける。熱中性子炉においては炉内に存在する黒鉛減速材も照射の影響を受ける。従って、他の固体燃料と異なり、多種多様な FP 化合物やイオンが存在し、フッ素や塩素などのハロゲン元素並びにそれらから生じる硫黄やリンなどの放射化壊変物なども存在している。これらが共存する複雑な環境下での材料照射試験が必要であるが、現状は海外においてコールド摸擬物質を用いた照射試験が始まったところである。実燃料に近い環境での照射試験の進展が待たれる。

3. 結言

どのような燃料形態であったとしても、研究開発のどこかの段階で照射試験と照射後試験は必須となる。照射試験と照射後試験を行うためには、両者が機能的に連動した材料試験研究炉とホットラボが必要となる。ところが、残念ながら、現在、国内において、照射試験ができる環境が整備されているとはいえない。JMTR は廃止の方針が示されているし、「常陽」は稼働を停止しており再稼働が待たれている。そのため、手間とお金をかけてでも、少々不便であったとしても、所望のものより悪条件であったとしても、海外での照射試験に頼らざるを得ないという状況が続いている。この状況を打開すること、すなわち、国内に、照射試験ができる良質な環境を構築することは、我が国の核燃料に関する研究開発のレベルを維持・向上するうえで、重要であることは間違いない。今回、学会という中立的なコミュニティの場で照射試験に関する意見交換・議論をすることになった。今回限りで終わりにするのではなく、今回出された意見をとりまとめ分析し、継続的な議論へとつなげていきたい。

---

*Ken Kurosaki[1], *Masayoshi Uno[2], *Seiichiro Maeda[3], *Takanari Ogata[4], *Masahide Takano[3], *Shohei Ueta[3] and *Yuji Arita[2]
[1]Kyoto Univ., [2]Univ. of Fukui, [3]JAEA, [4]CRIEPI

2021年秋の大会

1D_PL01-07 は同予稿

核燃料部会セッション

核燃料の今後の展望 －討論バージョン－

Future prospects for nuclear fuel -Discussion version-

*黒﨑 健[1]，*宇埜 正美[2]，*前田 誠一郎[3]，*尾形 孝成[4]
*高野 公秀[3]，*植田 祥平[3]，*有田 裕二[2]
[1]京都大学，[2]福井大学，[3]日本原子力研究開発機構，[4]電力中央研究所

1. はじめに

日本原子力学会 2021 年秋の大会における企画セッション「核燃料の今後の展望 －討論バージョン－」は、2021 年春の年会における企画セッション「多様な原子燃料の概念と基礎設計 ～将来の原子炉のための燃料開発～」から継続するものであり、日本原子力学会誌で連載中の核燃料部会の連載講座と連動して開催されるものでもある。当該企画セッションでは、前回企画セッションに関する簡単なふりかえりの講演（多様な燃料形態と研究開発の展望、軽水炉燃料、MOX 燃料、金属燃料、窒化物燃料、高温ガス炉燃料、溶融塩燃料）を行い、それを基に、特に「照射試験」に的を絞って、発表者と会場出席者による総合討論を行う。今回は、講演よりも議論に主眼を置き、総合討論に十分な時間を割り当てる。

2. 多様な原子燃料の概念と基礎設計 —将来の原子炉のための燃料開発—

(1) 多様な燃料形態と研究開発の展望（京都大学・黒﨑 健）

前回から引き続き、軽水炉燃料、MOX 燃料、金属燃料、窒化物燃料、高温ガス炉燃料、溶融塩燃料の六つの燃料形態について、研究開発の展望を議論する。特に、今回は、照射試験に的を絞っての議論となる。講演と討論は六つの燃料形態横並びで実施するが、燃料形態ごとに研究開発のステージが大きく異なるという点は注意が必要である。また、一言で燃料と言っても、ウランやプルトニウムの化合物としてのいわゆる核燃料と、燃料被覆管に代表される核燃料部材とでは、研究の進め方も異なってくる。すでに実用炉で十分な実績がある軽水炉燃料は、事故耐性向上のようなさらなる高度化を目指しており、そのためには照射試験が必要となる。高速炉燃料（MOX 燃料）に関しても、廃棄物減容化・有害度低減といった新たな展開を図るためには、それに適した燃料形態（例えば、マイナーアクチニド含有 MOX 燃料等）の開発とそれに続いての照射試験は必須となる。金属燃料や窒化物燃料、高温ガス炉燃料についても、同じような背景がある。溶融塩燃料に関しては、他の燃料形態と比較して、若干研究開発のステージが異なっているとも言え、別の議論が必要かもしれない。当日はこういった燃料形態別の背景を簡単に紹介し、その後の議論につなげる。

(2) 軽水炉燃料（福井大学・宇埜 正美）

軽水炉燃料は国内外で豊富な運用実績があり、そのふるまいについても多くの知見が得られている。現在は、今後のさらなる使用済燃料発生量の低減や安全性を含む性能向上を目指し、被覆材の改良等に取り組んでいる。また、既存の軽水炉に装荷可能で過酷事故時においても溶融しにくく、損傷しにくい燃料である事故耐性燃料（ATF: Accident Tolerant Fuel）についても燃料の被覆材、燃料材等の検討、研究がなされている。これまでの経験を踏まえ、燃料の開発手法とそこにおける照射試験・照射後試験の位置づけを解説、用いられてきた燃料照射炉を紹介し、今後の燃料照射炉の在り方等を議論する。

(3) MOX 燃料（日本原子力研究開発機構・前田 誠一郎）

MOX 燃料は、既にプルサーマルとして軽水炉において利用されており、更に、ウラン資源を究極的に利用できる高速炉においても利用されてきた。高速炉では、高速中性子の照射量が大幅に高いことから、燃料被覆管の照射損傷による膨れ（スエリング）が生じる。これを抑制する材料として PNC316 鋼を開発しており、更に、炉心取出平均燃焼度 150 GWd/t に相当する照射量 250 dpa に耐え、高温での機械的強度を高めた酸化物分散強化型フェライト鋼（ODS 鋼）の開発を進めている。また、中性子スペクトルが硬い高速炉では長半

減期核種を含むネプツニウム、アメリシウム、キュリウムのマイナーアクニチド(MA)及びプルトニウム(Pu)-240 等の偶数核の Pu 同位体核種に対しても高い核分裂断面積を有する。原子力利用の課題である高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度の低減を目指し、MA を高速炉で消滅させるための MA 含有 MOX 燃料の開発を進めており、実際に高速実験炉「常陽」の使用済燃料から回収された数グラムの MA を原料とした燃料を用いた照射試験を運転再開後の「常陽」で実施することを計画している。また、今後、プルサーマルの進展に伴って使用済 MOX 燃料を再処理した場合に回収される高次化（同位体組成として Pu-240 等の割合が高い）した Pu の利用が課題となる。高速炉サイクルでは高次化 Pu を繰り返して利用して燃焼させることも可能であり、これを実現するため、従来の限度としてきた Pu 含有率約 30 wt%を超える高 Pu 含有 MOX 燃料の開発も目指している。これらの新しい燃料・材料の開発において、原子炉内での中性子による照射損傷、核分裂生成物の形成に伴う物性変化、照射挙動を正確にシミュレーションすることが重要であり、近年の計算科学の進展を活用して機構論的な物性モデル等を導入した燃料挙動解析コード等の開発を進めている。また、実用化の最終段階となる規制当局による安全審査においては、極めて高い信頼性が求められることから原子炉内での照射実績で燃料・材料の健全性を実証することが不可欠となっている。ここで、「常陽」は OECD 諸国では唯一の高速中性子照射場であり、図 1 に示すように多様な形態での燃料ピン及び材料試験片の照射試験が可能である。2050 年カーボンニュートラルに伴うグリーン成長戦略の実行計画（令和 3 年 6 月決定）でも謳われているように民間イノベーションを生かした多様な高速炉技術の絞り込み・重点化において「常陽」での照射試験による検証が不可欠とされている。このように、「常陽」等の中性子照射に係る研究開発インフラを早期に確保して、MOX 燃料の照射試験の再開が望まれる。

図 1　高速実験炉「常陽」と照射燃料集合体例

(4) 金属燃料（電力中央研究所・尾形 孝成）

高速炉用燃料として考えられている金属燃料には U-Pu-10 wt.%Zr 合金が用いられる。中性子の減速に有効な酸素や窒素等の軽元素を燃料成分として含まないため、金属燃料炉心では中性子の平均エネルギーが高くなる。しかも炉心の核燃料物質の密度が高くなるため、増殖比の向上や核分裂性物質の炉心装荷量の低減など高性能の炉心の設計が可能となる。米国の IFR プログラム（1984～1994 年）における金属燃料開発の結果、19 at.%以上の高燃焼度の達成など金属燃料の高い性能が明らかとなった。

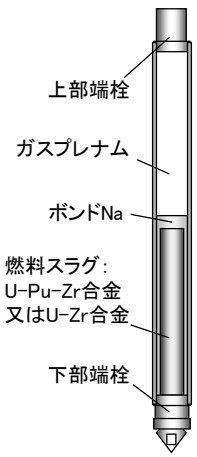


図 2　金属燃料ピン

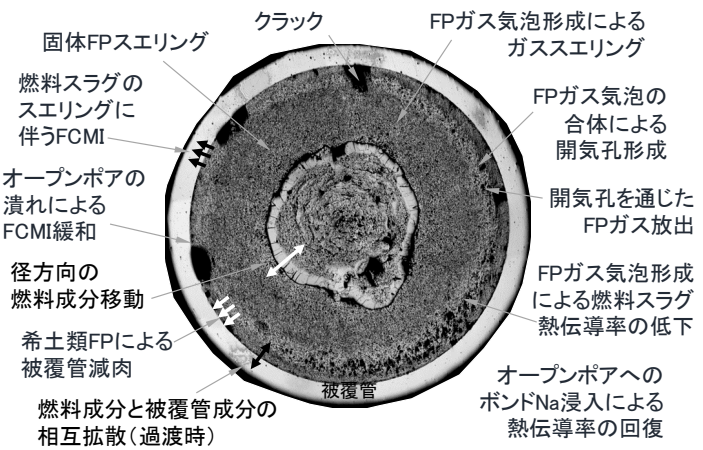


図 3　金属燃料の照射挙動

金属燃料ピンの概念図を図 2 に示す。棒状の燃料合金は燃料スラグと呼ばれ、射出鋳造法によって成型される。燃料スラグと燃料被覆管の隙間は、熱伝達を促進するため Na で充填される。燃料集合体および高速炉システムの概念や構造は、高速炉用 MOX 燃料と同様である。図 3 には金属燃料の照射挙動をまとめている。

金属燃料の研究開発としては、現在、電力中央研究所や米国アイダホ国立研究所（INL）他において、MA 含有金属燃料の照射後試験（METAPHIX 他）、金属燃料挙動解析コードのベンチマーク解析、U-Pu-Zr 合金物性の基礎研究などが進められている。また、国内初の金属燃料ピン照射試験に向けて、電力中央研究所と日本原子力研究開発機構が共同で U-Pu-Zr 金属燃料ピン 6 本を製造した。「常陽」の再稼働後、これらを用いた照射試験が実施される計画である。

(5) 窒化物燃料（日本原子力研究開発機構・高野 公秀）

加速器駆動システム（ADS）による MA 核変換のため、JAEA 原子力科学研究所では MA 高含有窒化物燃料の研究開発を乾式再処理技術とともに進めている。TRU（MA と Pu）窒化物を ZrN あるいは TiN で希釈した不活性母材型の窒化物燃料であり、前者の場合は単相固溶体ペレット、後者の場合は TRU 窒化物球状粒子を TiN 母材に分散させた先進的な粒子分散型ペレットとする。現状の熱出力 800 MW の ADS 炉心設計では、約 8 トンの(MA, Pu, Zr)N 燃料が装荷され、TRU 窒化物／ZrN 母材混合比は平均で 40/60 mol%程度である。

核変換用窒化物燃料の照射実績は金属燃料や MOX 燃料に比べて少なく、MA 無添加の(Pu, Zr)N ペレットの照射実績が 2000 年代に国内外で数例ある他、MA を含有したものは Am を低濃度で添加した(Pu, Am, Zr)N ペレットの照射実績が一例あるのみで、高燃焼度までの詳細な照射後試験（PIE）データはまだ得られていない。これを補い、照射試験用燃料及び実燃料の仕様検討に活用するため、燃料ふるまい解析コードの開発を進めている。軽水炉燃料で実績のある FEMAXI 上で計算可能な窒化物燃料解析用のモジュールを作成し、ADS 炉心に合わせた物性データや現象記述モデルを組み込み、解析可能となっているが、精度向上のためには照射試験を行い PIE データのフィードバックが不可欠である。

原子力科学研究所の NUCEF で燃料を作製し常陽での照射試験を想定した準備として、ペレット焼結の際に気孔形成材を添加して焼結密度を制御する技術開発や、ホットセル内での遠隔操作に対応した短尺ピンの端栓溶接装置等の設計を進めている。一方、これらと並行して、海外の研究機関に保管されている照射済試料の有効活用や、海外での燃料作製・照射・PIE も視野に入れて検討を開始したところである。

(6) 高温ガス炉燃料（日本原子力研究開発機構・植田 祥平）

日本で HTTR 用に研究開発された高温ガス炉燃料の照射試験は、1970 年代から 90 年代にかけて主に材料試験炉（JMTR）における OGL-1 インパイルガスループとガススイープ型キャプセルにより実施され、被覆燃料粒子における UO_2 燃料核移動や SiC 層のパラジウム腐食によるシステマティック破損機構の解明、照射後加熱試験による許容設計限界と FP 放出挙動の把握、定常・過渡変化時の照射健全性の実証などがなされた。HTTR の出力上昇試験に先行し初装荷燃料の健全性を検証した JMTR・94F-9A キャプセル照射試験では、照射温度約 1300 ℃、照射量約 3×10^{25} m^{-2}（E>0.18 MeV）、照射期間約 364 日で設計燃焼度 33 GWd/t の約 2 倍の 60 GWd/t まで実証された。

現在は UO_2 燃料の実用化に向け、高燃焼度化（33→160 GWd/t）や高出力密度化（2.5→5.5 MW/m^3）を目指した設計研究が JAEA において進められている。そのための照射試験・PIE は 2010 年以降、カザフスタン共和国との国際共研のもと WWR-K 照射炉施設にて進められてきた。小型炉（HTR50S）用燃料は 100 GWd/t（照射最高温度 1150 ℃）まで健全性が実証されたが、最高 160 GWd/t を目指す実用炉である高温ガス炉ガスタービン発電システム（GTHTR300）用燃料に向けては、商用規模製造条件の取得とともに、内圧破損挙動評価コードの Code B-2、FIGHT を高精度化するため、高速中性子照射量 1×10^{26} m^{-2} 付近までの TRISO 被覆層の強度関連データの取得や炭素層の照射クリープ挙動の解明が必要である。

(7) 溶融塩燃料（福井大学・有田 裕二）

溶融塩燃料は液体で使用するため、それ自体の照射損傷については考慮不要であろう。一方で、燃料を容

器に入れて炉心にとどめておくタイプでは燃料被覆管に相当する容器材料が、ループ型など燃料塩自体が一次系を循環するタイプの場合には炉容器や配管などの構造材が照射の影響を大きく受ける。熱中性子炉においては炉内に存在する黒鉛減速材も照射の影響を受ける。従って、他の固体燃料と異なり、多種多様な FP 化合物やイオンが存在し、フッ素や塩素などのハロゲン元素並びにそれらから生じる硫黄やリンなどの放射化壊変物なども存在している。これらが共存する複雑な環境下での材料照射試験が必要であるが、現状は海外においてコールド摸擬物質を用いた照射試験が始まったところである。実燃料に近い環境での照射試験の進展が待たれる。

3. 結言

どのような燃料形態であったとしても、研究開発のどこかの段階で照射試験と照射後試験は必須となる。照射試験と照射後試験を行うためには、両者が機能的に連動した材料試験研究炉とホットラボが必要となる。ところが、残念ながら、現在、国内において、照射試験ができる環境が整備されているとはいえない。JMTR は廃止の方針が示されているし、「常陽」は稼働を停止しており再稼働が待たれている。そのため、手間とお金をかけてでも、少々不便であったとしても、所望のものより悪条件であったとしても、海外での照射試験に頼らざるを得ないという状況が続いている。この状況を打開すること、すなわち、国内に、照射試験ができる良質な環境を構築することは、我が国の核燃料に関する研究開発のレベルを維持・向上するうえで、重要であることは間違いない。今回、学会という中立的なコミュニティの場で照射試験に関する意見交換・議論をすることになった。今回限りで終わりにするのではなく、今回出された意見をとりまとめ分析し、継続的な議論へとつなげていきたい。

---

*Ken Kurosaki[1], *Masayoshi Uno[2], *Seiichiro Maeda[3], *Takanari Ogata[4], *Masahide Takano[3], *Shohei Ueta[3] and *Yuji Arita[2]
[1]Kyoto Univ., [2]Univ. of Fukui, [3]JAEA, [4]CRIEPI

2021年秋の大会

1D_PL01-07 は同予稿

核燃料部会セッション

核燃料の今後の展望 －討論バージョン－

Future prospects for nuclear fuel -Discussion version-

*黒﨑 健[1]，*宇埜 正美[2]，*前田 誠一郎[3]，*尾形 孝成[4]
*高野 公秀[3]，*植田 祥平[3]，*有田 裕二[2]
[1]京都大学，[2]福井大学，[3]日本原子力研究開発機構，[4]電力中央研究所

1. はじめに

日本原子力学会 2021 年秋の大会における企画セッション「核燃料の今後の展望 －討論バージョン－」は、2021 年春の年会における企画セッション「多様な原子燃料の概念と基礎設計 ～将来の原子炉のための燃料開発～」から継続するものであり、日本原子力学会誌で連載中の核燃料部会の連載講座と連動して開催されるものでもある。当該企画セッションでは、前回企画セッションに関する簡単なふりかえりの講演（多様な燃料形態と研究開発の展望、軽水炉燃料、MOX 燃料、金属燃料、窒化物燃料、高温ガス炉燃料、溶融塩燃料）を行い、それを基に、特に「照射試験」に的を絞って、発表者と会場出席者による総合討論を行う。今回は、講演よりも議論に主眼を置き、総合討論に十分な時間を割り当てる。

2. 多様な原子燃料の概念と基礎設計 —将来の原子炉のための燃料開発—

(1) 多様な燃料形態と研究開発の展望（京都大学・黒﨑 健）

前回から引き続き、軽水炉燃料、MOX 燃料、金属燃料、窒化物燃料、高温ガス炉燃料、溶融塩燃料の六つの燃料形態について、研究開発の展望を議論する。特に、今回は、照射試験に的を絞っての議論となる。講演と討論は六つの燃料形態横並びで実施するが、燃料形態ごとに研究開発のステージが大きく異なるという点は注意が必要である。また、一言で燃料と言っても、ウランやプルトニウムの化合物としてのいわゆる核燃料と、燃料被覆管に代表される核燃料部材とでは、研究の進め方も異なってくる。すでに実用炉で十分な実績がある軽水炉燃料は、事故耐性向上のようなさらなる高度化を目指しており、そのためには照射試験が必要となる。高速炉燃料（MOX 燃料）に関しても、廃棄物減容化・有害度低減といった新たな展開を図るためには、それに適した燃料形態（例えば、マイナーアクチニド含有 MOX 燃料等）の開発とそれに続いての照射試験は必須となる。金属燃料や窒化物燃料、高温ガス炉燃料についても、同じような背景がある。溶融塩燃料に関しては、他の燃料形態と比較して、若干研究開発のステージが異なっているとも言え、別の議論が必要かもしれない。当日はこういった燃料形態別の背景を簡単に紹介し、その後の議論につなげる。

(2) 軽水炉燃料（福井大学・宇埜 正美）

軽水炉燃料は国内外で豊富な運用実績があり、そのふるまいについても多くの知見が得られている。現在は、今後のさらなる使用済燃料発生量の低減や安全性を含む性能向上を目指し、被覆材の改良等に取り組んでいる。また、既存の軽水炉に装荷可能で過酷事故時においても溶融しにくく、損傷しにくい燃料である事故耐性燃料（ATF: Accident Tolerant Fuel）についても燃料の被覆材、燃料材等の検討、研究がなされている。これまでの経験を踏まえ、燃料の開発手法とそこにおける照射試験・照射後試験の位置づけを解説、用いられてきた燃料照射炉を紹介し、今後の燃料照射炉の在り方等を議論する。

(3) MOX 燃料（日本原子力研究開発機構・前田 誠一郎）

MOX 燃料は、既にプルサーマルとして軽水炉において利用されており、更に、ウラン資源を究極的に利用できる高速炉においても利用されてきた。高速炉では、高速中性子の照射量が大幅に高いことから、燃料被覆管の照射損傷による膨れ（スエリング）が生じる。これを抑制する材料として PNC316 鋼を開発しており、更に、炉心取出平均燃焼度 150 GWd/t に相当する照射量 250 dpa に耐え、高温での機械的強度を高めた酸化物分散強化型フェライト鋼（ODS 鋼）の開発を進めている。また、中性子スペクトルが硬い高速炉では長半

減期核種を含むネプツニウム、アメリシウム、キュリウムのマイナーアクニチド(MA)及びプルトニウム(Pu)-240 等の偶数核の Pu 同位体核種に対しても高い核分裂断面積を有する。原子力利用の課題である高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度の低減を目指し、MA を高速炉で消滅させるための MA 含有 MOX 燃料の開発を進めており、実際に高速実験炉「常陽」の使用済燃料から回収された数グラムの MA を原料とした燃料を用いた照射試験を運転再開後の「常陽」で実施することを計画している。また、今後、プルサーマルの進展に伴って使用済 MOX 燃料を再処理した場合に回収される高次化（同位体組成として Pu-240 等の割合が高い）した Pu の利用が課題となる。高速炉サイクルでは高次化 Pu を繰り返して利用して燃焼させることも可能であり、これを実現するため、従来の限度としてきた Pu 含有率約 30 wt%を超える高 Pu 含有 MOX 燃料の開発も目指している。これらの新しい燃料・材料の開発において、原子炉内での中性子による照射損傷、核分裂生成物の形成に伴う物性変化、照射挙動を正確にシミュレーションすることが重要であり、近年の計算科学の進展を活用して機構論的な物性モデル等を導入した燃料挙動解析コード等の開発を進めている。また、実用化の最終段階となる規制当局による安全審査においては、極めて高い信頼性が求められることから原子炉内での照射実績で燃料・材料の健全性を実証することが不可欠となっている。ここで、「常陽」は OECD 諸国では唯一の高速中性子照射場であり、図 1 に示すように多様な形態での燃料ピン及び材料試験片の照射試験が可能である。2050 年カーボンニュートラルに伴うグリーン成長戦略の実行計画（令和 3 年 6 月決定）でも謳われているように民間イノベーションを生かした多様な高速炉技術の絞り込み・重点化において「常陽」での照射試験による検証が不可欠とされている。このように、「常陽」等の中性子照射に係る研究開発インフラを早期に確保して、MOX 燃料の照射試験の再開が望まれる。

図 1　高速実験炉「常陽」と照射燃料集合体例

(4) 金属燃料（電力中央研究所・尾形 孝成）

高速炉用燃料として考えられている金属燃料には U-Pu-10 wt.%Zr 合金が用いられる。中性子の減速に有効な酸素や窒素等の軽元素を燃料成分として含まないため、金属燃料炉心では中性子の平均エネルギーが高くなる。しかも炉心の核燃料物質の密度が高くなるため、増殖比の向上や核分裂性物質の炉心装荷量の低減など高性能の炉心の設計が可能となる。米国の IFR プログラム（1984～1994 年）における金属燃料開発の結果、19 at.%以上の高燃焼度の達成など金属燃料の高い性能が明らかとなった。

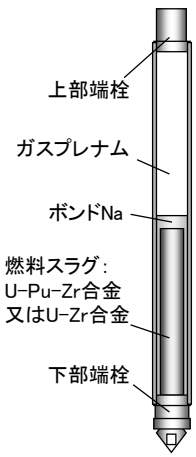


図 2　金属燃料ピン

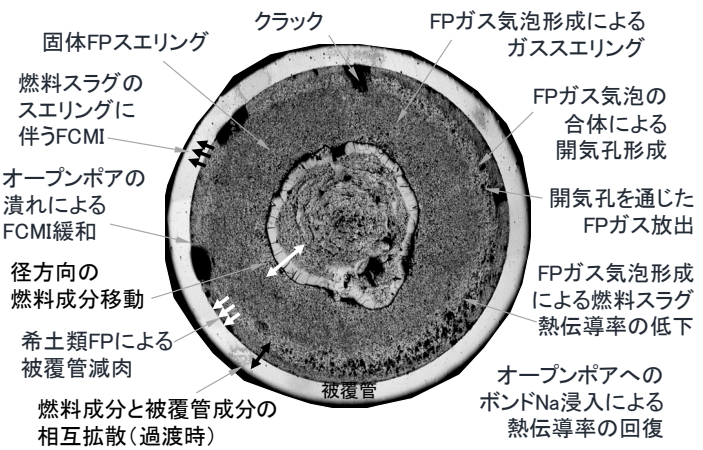


図 3　金属燃料の照射挙動

金属燃料ピンの概念図を図 2 に示す。棒状の燃料合金は燃料スラグと呼ばれ、射出鋳造法によって成型される。燃料スラグと燃料被覆管の隙間は、熱伝達を促進するため Na で充填される。燃料集合体および高速炉システムの概念や構造は、高速炉用 MOX 燃料と同様である。図 3 には金属燃料の照射挙動をまとめている。

金属燃料の研究開発としては、現在、電力中央研究所や米国アイダホ国立研究所（INL）他において、MA 含有金属燃料の照射後試験（METAPHIX 他）、金属燃料挙動解析コードのベンチマーク解析、U-Pu-Zr 合金物性の基礎研究などが進められている。また、国内初の金属燃料ピン照射試験に向けて、電力中央研究所と日本原子力研究開発機構が共同で U-Pu-Zr 金属燃料ピン 6 本を製造した。「常陽」の再稼働後、これらを用いた照射試験が実施される計画である。

(5) 窒化物燃料（日本原子力研究開発機構・高野 公秀）

加速器駆動システム（ADS）による MA 核変換のため、JAEA 原子力科学研究所では MA 高含有窒化物燃料の研究開発を乾式再処理技術とともに進めている。TRU（MA と Pu）窒化物を ZrN あるいは TiN で希釈した不活性母材型の窒化物燃料であり、前者の場合は単相固溶体ペレット、後者の場合は TRU 窒化物球状粒子を TiN 母材に分散させた先進的な粒子分散型ペレットとする。現状の熱出力 800 MW の ADS 炉心設計では、約 8 トンの(MA, Pu, Zr)N 燃料が装荷され、TRU 窒化物／ZrN 母材混合比は平均で 40/60 mol%程度である。

核変換用窒化物燃料の照射実績は金属燃料や MOX 燃料に比べて少なく、MA 無添加の(Pu, Zr)N ペレットの照射実績が 2000 年代に国内外で数例ある他、MA を含有したものは Am を低濃度で添加した(Pu, Am, Zr)N ペレットの照射実績が一例あるのみで、高燃焼度までの詳細な照射後試験（PIE）データはまだ得られていない。これを補い、照射試験用燃料及び実燃料の仕様検討に活用するため、燃料ふるまい解析コードの開発を進めている。軽水炉燃料で実績のある FEMAXI 上で計算可能な窒化物燃料解析用のモジュールを作成し、ADS 炉心に合わせた物性データや現象記述モデルを組み込み、解析可能となっているが、精度向上のためには照射試験を行い PIE データのフィードバックが不可欠である。

原子力科学研究所の NUCEF で燃料を作製し常陽での照射試験を想定した準備として、ペレット焼結の際に気孔形成材を添加して焼結密度を制御する技術開発や、ホットセル内での遠隔操作に対応した短尺ピンの端栓溶接装置等の設計を進めている。一方、これらと並行して、海外の研究機関に保管されている照射済試料の有効活用や、海外での燃料作製・照射・PIE も視野に入れて検討を開始したところである。

(6) 高温ガス炉燃料（日本原子力研究開発機構・植田 祥平）

日本で HTTR 用に研究開発された高温ガス炉燃料の照射試験は、1970 年代から 90 年代にかけて主に材料試験炉（JMTR）における OGL-1 インパイルガスループとガススイープ型キャプセルにより実施され、被覆燃料粒子における UO_2 燃料核移動や SiC 層のパラジウム腐食によるシステマティック破損機構の解明、照射後加熱試験による許容設計限界と FP 放出挙動の把握、定常・過渡変化時の照射健全性の実証などがなされた。HTTR の出力上昇試験に先行し初装荷燃料の健全性を検証した JMTR・94F-9A キャプセル照射試験では、照射温度約 1300 ℃、照射量約 3×10^{25} m^{-2}（E>0.18 MeV）、照射期間約 364 日で設計燃焼度 33 GWd/t の約 2 倍の 60 GWd/t まで実証された。

現在は UO_2 燃料の実用化に向け、高燃焼度化（33→160 GWd/t）や高出力密度化（2.5→5.5 MW/m^3）を目指した設計研究が JAEA において進められている。そのための照射試験・PIE は 2010 年以降、カザフスタン共和国との国際共研のもと WWR-K 照射炉施設にて進められてきた。小型炉（HTR50S）用燃料は 100 GWd/t（照射最高温度 1150 ℃）まで健全性が実証されたが、最高 160 GWd/t を目指す実用炉である高温ガス炉ガスタービン発電システム（GTHTR300）用燃料に向けては、商用規模製造条件の取得とともに、内圧破損挙動評価コードの Code B-2、FIGHT を高精度化するため、高速中性子照射量 1×10^{26} m^{-2} 付近までの TRISO 被覆層の強度関連データの取得や炭素層の照射クリープ挙動の解明が必要である。

(7) 溶融塩燃料（福井大学・有田 裕二）

溶融塩燃料は液体で使用するため、それ自体の照射損傷については考慮不要であろう。一方で、燃料を容

器に入れて炉心にとどめておくタイプでは燃料被覆管に相当する容器材料が、ループ型など燃料塩自体が一次系を循環するタイプの場合には炉容器や配管などの構造材が照射の影響を大きく受ける。熱中性子炉においては炉内に存在する黒鉛減速材も照射の影響を受ける。従って、他の固体燃料と異なり、多種多様な FP 化合物やイオンが存在し、フッ素や塩素などのハロゲン元素並びにそれらから生じる硫黄やリンなどの放射化壊変物なども存在している。これらが共存する複雑な環境下での材料照射試験が必要であるが、現状は海外においてコールド摸擬物質を用いた照射試験が始まったところである。実燃料に近い環境での照射試験の進展が待たれる。

3. 結言

どのような燃料形態であったとしても、研究開発のどこかの段階で照射試験と照射後試験は必須となる。照射試験と照射後試験を行うためには、両者が機能的に連動した材料試験研究炉とホットラボが必要となる。ところが、残念ながら、現在、国内において、照射試験ができる環境が整備されているとはいえない。JMTR は廃止の方針が示されているし、「常陽」は稼働を停止しており再稼働が待たれている。そのため、手間とお金をかけてでも、少々不便であったとしても、所望のものより悪条件であったとしても、海外での照射試験に頼らざるを得ないという状況が続いている。この状況を打開すること、すなわち、国内に、照射試験ができる良質な環境を構築することは、我が国の核燃料に関する研究開発のレベルを維持・向上するうえで、重要であることは間違いない。今回、学会という中立的なコミュニティの場で照射試験に関する意見交換・議論をすることになった。今回限りで終わりにするのではなく、今回出された意見をとりまとめ分析し、継続的な議論へとつなげていきたい。

---

*Ken Kurosaki[1], *Masayoshi Uno[2], *Seiichiro Maeda[3], *Takanari Ogata[4], *Masahide Takano[3], *Shohei Ueta[3] and *Yuji Arita[2]
[1]Kyoto Univ., [2]Univ. of Fukui, [3]JAEA, [4]CRIEPI

2021年秋の大会

1D_PL01-07 は同予稿

核燃料部会セッション

核燃料の今後の展望 －討論バージョン－

Future prospects for nuclear fuel -Discussion version-

*黒﨑 健[1]，*宇埜 正美[2]，*前田 誠一郎[3]，*尾形 孝成[4]
*高野 公秀[3]，*植田 祥平[3]，*有田 裕二[2]
[1]京都大学，[2]福井大学，[3]日本原子力研究開発機構，[4]電力中央研究所

1. はじめに

日本原子力学会 2021 年秋の大会における企画セッション「核燃料の今後の展望 －討論バージョン－」は、2021 年春の年会における企画セッション「多様な原子燃料の概念と基礎設計 ～将来の原子炉のための燃料開発～」から継続するものであり、日本原子力学会誌で連載中の核燃料部会の連載講座と連動して開催されるものでもある。当該企画セッションでは、前回企画セッションに関する簡単なふりかえりの講演（多様な燃料形態と研究開発の展望、軽水炉燃料、MOX 燃料、金属燃料、窒化物燃料、高温ガス炉燃料、溶融塩燃料）を行い、それを基に、特に「照射試験」に的を絞って、発表者と会場出席者による総合討論を行う。今回は、講演よりも議論に主眼を置き、総合討論に十分な時間を割り当てる。

2. 多様な原子燃料の概念と基礎設計 —将来の原子炉のための燃料開発—

(1) 多様な燃料形態と研究開発の展望（京都大学・黒﨑 健）

前回から引き続き、軽水炉燃料、MOX 燃料、金属燃料、窒化物燃料、高温ガス炉燃料、溶融塩燃料の六つの燃料形態について、研究開発の展望を議論する。特に、今回は、照射試験に的を絞っての議論となる。講演と討論は六つの燃料形態横並びで実施するが、燃料形態ごとに研究開発のステージが大きく異なるという点は注意が必要である。また、一言で燃料と言っても、ウランやプルトニウムの化合物としてのいわゆる核燃料と、燃料被覆管に代表される核燃料部材とでは、研究の進め方も異なってくる。すでに実用炉で十分な実績がある軽水炉燃料は、事故耐性向上のようなさらなる高度化を目指しており、そのためには照射試験が必要となる。高速炉燃料（MOX 燃料）に関しても、廃棄物減容化・有害度低減といった新たな展開を図るためには、それに適した燃料形態（例えば、マイナーアクチニド含有 MOX 燃料等）の開発とそれに続いての照射試験は必須となる。金属燃料や窒化物燃料、高温ガス炉燃料についても、同じような背景がある。溶融塩燃料に関しては、他の燃料形態と比較して、若干研究開発のステージが異なっているとも言え、別の議論が必要かもしれない。当日はこういった燃料形態別の背景を簡単に紹介し、その後の議論につなげる。

(2) 軽水炉燃料（福井大学・宇埜 正美）

軽水炉燃料は国内外で豊富な運用実績があり、そのふるまいについても多くの知見が得られている。現在は、今後のさらなる使用済燃料発生量の低減や安全性を含む性能向上を目指し、被覆材の改良等に取り組んでいる。また、既存の軽水炉に装荷可能で過酷事故時においても溶融しにくく、損傷しにくい燃料である事故耐性燃料（ATF: Accident Tolerant Fuel）についても燃料の被覆材、燃料材等の検討、研究がなされている。これまでの経験を踏まえ、燃料の開発手法とそこにおける照射試験・照射後試験の位置づけを解説、用いられてきた燃料照射炉を紹介し、今後の燃料照射炉の在り方等を議論する。

(3) MOX 燃料（日本原子力研究開発機構・前田 誠一郎）

MOX 燃料は、既にプルサーマルとして軽水炉において利用されており、更に、ウラン資源を究極的に利用できる高速炉においても利用されてきた。高速炉では、高速中性子の照射量が大幅に高いことから、燃料被覆管の照射損傷による膨れ（スエリング）が生じる。これを抑制する材料として PNC316 鋼を開発しており、更に、炉心取出平均燃焼度 150 GWd/t に相当する照射量 250 dpa に耐え、高温での機械的強度を高めた酸化物分散強化型フェライト鋼（ODS 鋼）の開発を進めている。また、中性子スペクトルが硬い高速炉では長半

減期核種を含むネプツニウム、アメリシウム、キュリウムのマイナーアクニチド(MA)及びプルトニウム(Pu)-240 等の偶数核の Pu 同位体核種に対しても高い核分裂断面積を有する。原子力利用の課題である高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度の低減を目指し、MA を高速炉で消滅させるための MA 含有 MOX 燃料の開発を進めており、実際に高速実験炉「常陽」の使用済燃料から回収された数グラムの MA を原料とした燃料を用いた照射試験を運転再開後の「常陽」で実施することを計画している。また、今後、プルサーマルの進展に伴って使用済 MOX 燃料を再処理した場合に回収される高次化（同位体組成として Pu-240 等の割合が高い）した Pu の利用が課題となる。高速炉サイクルでは高次化 Pu を繰り返して利用して燃焼させることも可能であり、これを実現するため、従来の限度としてきた Pu 含有率約 30 wt%を超える高 Pu 含有 MOX 燃料の開発も目指している。これらの新しい燃料・材料の開発において、原子炉内での中性子による照射損傷、核分裂生成物の形成に伴う物性変化、照射挙動を正確にシミュレーションすることが重要であり、近年の計算科学の進展を活用して機構論的な物性モデル等を導入した燃料挙動解析コード等の開発を進めている。また、実用化の最終段階となる規制当局による安全審査においては、極めて高い信頼性が求められることから原子炉内での照射実績で燃料・材料の健全性を実証することが不可欠となっている。ここで、「常陽」は OECD 諸国では唯一の高速中性子照射場であり、図 1 に示すように多様な形態での燃料ピン及び材料試験片の照射試験が可能である。2050 年カーボンニュートラルに伴うグリーン成長戦略の実行計画（令和 3 年 6 月決定）でも謳われているように民間イノベーションを生かした多様な高速炉技術の絞り込み・重点化において「常陽」での照射試験による検証が不可欠とされている。このように、「常陽」等の中性子照射に係る研究開発インフラを早期に確保して、MOX 燃料の照射試験の再開が望まれる。

図 1　高速実験炉「常陽」と照射燃料集合体例

(4) 金属燃料（電力中央研究所・尾形 孝成）

高速炉用燃料として考えられている金属燃料には U-Pu-10 wt.%Zr 合金が用いられる。中性子の減速に有効な酸素や窒素等の軽元素を燃料成分として含まないため、金属燃料炉心では中性子の平均エネルギーが高くなる。しかも炉心の核燃料物質の密度が高くなるため、増殖比の向上や核分裂性物質の炉心装荷量の低減など高性能の炉心の設計が可能となる。米国の IFR プログラム（1984～1994 年）における金属燃料開発の結果、19 at.%以上の高燃焼度の達成など金属燃料の高い性能が明らかとなった。

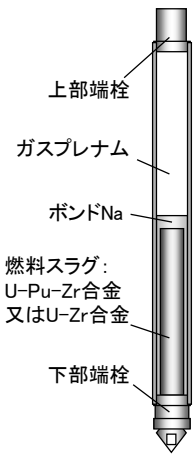


図 2　金属燃料ピン

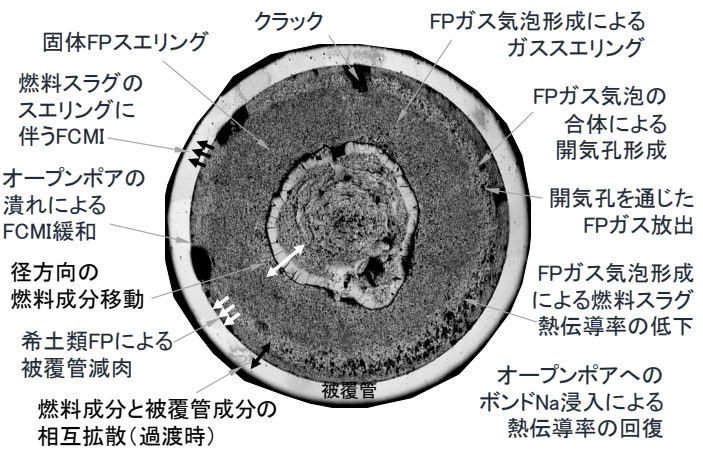


図 3　金属燃料の照射挙動

金属燃料ピンの概念図を図 2 に示す。棒状の燃料合金は燃料スラグと呼ばれ、射出鋳造法によって成型される。燃料スラグと燃料被覆管の隙間は、熱伝達を促進するため Na で充填される。燃料集合体および高速炉システムの概念や構造は、高速炉用 MOX 燃料と同様である。図 3 には金属燃料の照射挙動をまとめている。

金属燃料の研究開発としては、現在、電力中央研究所や米国アイダホ国立研究所（INL）他において、MA 含有金属燃料の照射後試験（METAPHIX 他）、金属燃料挙動解析コードのベンチマーク解析、U-Pu-Zr 合金物性の基礎研究などが進められている。また、国内初の金属燃料ピン照射試験に向けて、電力中央研究所と日本原子力研究開発機構が共同で U-Pu-Zr 金属燃料ピン 6 本を製造した。「常陽」の再稼働後、これらを用いた照射試験が実施される計画である。

(5) 窒化物燃料（日本原子力研究開発機構・高野 公秀）

加速器駆動システム（ADS）による MA 核変換のため、JAEA 原子力科学研究所では MA 高含有窒化物燃料の研究開発を乾式再処理技術とともに進めている。TRU（MA と Pu）窒化物を ZrN あるいは TiN で希釈した不活性母材型の窒化物燃料であり、前者の場合は単相固溶体ペレット、後者の場合は TRU 窒化物球状粒子を TiN 母材に分散させた先進的な粒子分散型ペレットとする。現状の熱出力 800 MW の ADS 炉心設計では、約 8 トンの(MA, Pu, Zr)N 燃料が装荷され、TRU 窒化物／ZrN 母材混合比は平均で 40/60 mol%程度である。

核変換用窒化物燃料の照射実績は金属燃料や MOX 燃料に比べて少なく、MA 無添加の(Pu, Zr)N ペレットの照射実績が 2000 年代に国内外で数例ある他、MA を含有したものは Am を低濃度で添加した(Pu, Am, Zr)N ペレットの照射実績が一例あるのみで、高燃焼度までの詳細な照射後試験（PIE）データはまだ得られていない。これを補い、照射試験用燃料及び実燃料の仕様検討に活用するため、燃料ふるまい解析コードの開発を進めている。軽水炉燃料で実績のある FEMAXI 上で計算可能な窒化物燃料解析用のモジュールを作成し、ADS 炉心に合わせた物性データや現象記述モデルを組み込み、解析可能となっているが、精度向上のためには照射試験を行い PIE データのフィードバックが不可欠である。

原子力科学研究所の NUCEF で燃料を作製し常陽での照射試験を想定した準備として、ペレット焼結の際に気孔形成材を添加して焼結密度を制御する技術開発や、ホットセル内での遠隔操作に対応した短尺ピンの端栓溶接装置等の設計を進めている。一方、これらと並行して、海外の研究機関に保管されている照射済試料の有効活用や、海外での燃料作製・照射・PIE も視野に入れて検討を開始したところである。

(6) 高温ガス炉燃料（日本原子力研究開発機構・植田 祥平）

日本で HTTR 用に研究開発された高温ガス炉燃料の照射試験は、1970 年代から 90 年代にかけて主に材料試験炉（JMTR）における OGL-1 インパイルガスループとガススイープ型キャプセルにより実施され、被覆燃料粒子における UO_2 燃料核移動や SiC 層のパラジウム腐食によるシステマティック破損機構の解明、照射後加熱試験による許容設計限界と FP 放出挙動の把握、定常・過渡変化時の照射健全性の実証などがなされた。HTTR の出力上昇試験に先行し初装荷燃料の健全性を検証した JMTR・94F-9A キャプセル照射試験では、照射温度約 1300 ℃、照射量約 3×10^{25} m^{-2}（E>0.18 MeV）、照射期間約 364 日で設計燃焼度 33 GWd/t の約 2 倍の 60 GWd/t まで実証された。

現在は UO_2 燃料の実用化に向け、高燃焼度化（33→160 GWd/t）や高出力密度化（2.5→5.5 MW/m^3）を目指した設計研究が JAEA において進められている。そのための照射試験・PIE は 2010 年以降、カザフスタン共和国との国際共研のもと WWR-K 照射炉施設にて進められてきた。小型炉（HTR50S）用燃料は 100 GWd/t（照射最高温度 1150 ℃）まで健全性が実証されたが、最高 160 GWd/t を目指す実用炉である高温ガス炉ガスタービン発電システム（GTHTR300）用燃料に向けては、商用規模製造条件の取得とともに、内圧破損挙動評価コードの Code B-2、FIGHT を高精度化するため、高速中性子照射量 1×10^{26} m^{-2} 付近までの TRISO 被覆層の強度関連データの取得や炭素層の照射クリープ挙動の解明が必要である。

(7) 溶融塩燃料（福井大学・有田 裕二）

溶融塩燃料は液体で使用するため、それ自体の照射損傷については考慮不要であろう。一方で、燃料を容

器に入れて炉心にとどめておくタイプでは燃料被覆管に相当する容器材料が、ループ型など燃料塩自体が一次系を循環するタイプの場合には炉容器や配管などの構造材が照射の影響を大きく受ける。熱中性子炉においては炉内に存在する黒鉛減速材も照射の影響を受ける。従って、他の固体燃料と異なり、多種多様な FP 化合物やイオンが存在し、フッ素や塩素などのハロゲン元素並びにそれらから生じる硫黄やリンなどの放射化壊変物なども存在している。これらが共存する複雑な環境下での材料照射試験が必要であるが、現状は海外においてコールド摸擬物質を用いた照射試験が始まったところである。実燃料に近い環境での照射試験の進展が待たれる。

3. 結言

どのような燃料形態であったとしても、研究開発のどこかの段階で照射試験と照射後試験は必須となる。照射試験と照射後試験を行うためには、両者が機能的に連動した材料試験研究炉とホットラボが必要となる。ところが、残念ながら、現在、国内において、照射試験ができる環境が整備されているとはいえない。JMTR は廃止の方針が示されているし、「常陽」は稼働を停止しており再稼働が待たれている。そのため、手間とお金をかけてでも、少々不便であったとしても、所望のものより悪条件であったとしても、海外での照射試験に頼らざるを得ないという状況が続いている。この状況を打開すること、すなわち、国内に、照射試験ができる良質な環境を構築することは、我が国の核燃料に関する研究開発のレベルを維持・向上するうえで、重要であることは間違いない。今回、学会という中立的なコミュニティの場で照射試験に関する意見交換・議論をすることになった。今回限りで終わりにするのではなく、今回出された意見をとりまとめ分析し、継続的な議論へとつなげていきたい。

---

*Ken Kurosaki[1], *Masayoshi Uno[2], *Seiichiro Maeda[3], *Takanari Ogata[4], *Masahide Takano[3], *Shohei Ueta[3] and *Yuji Arita[2]
[1]Kyoto Univ., [2]Univ. of Fukui, [3]JAEA, [4]CRIEPI

2021年秋の大会

1D_PL01-07 は同予稿

核燃料部会セッション

核燃料の今後の展望 －討論バージョン－

Future prospects for nuclear fuel -Discussion version-

*黒﨑 健[1]，*宇埜 正美[2]，*前田 誠一郎[3]，*尾形 孝成[4]
*高野 公秀[3]，*植田 祥平[3]，*有田 裕二[2]
[1]京都大学，[2]福井大学，[3]日本原子力研究開発機構，[4]電力中央研究所

1. はじめに

日本原子力学会 2021 年秋の大会における企画セッション「核燃料の今後の展望 －討論バージョン－」は、2021 年春の年会における企画セッション「多様な原子燃料の概念と基礎設計 ～将来の原子炉のための燃料開発～」から継続するものであり、日本原子力学会誌で連載中の核燃料部会の連載講座と連動して開催されるものでもある。当該企画セッションでは、前回企画セッションに関する簡単なふりかえりの講演（多様な燃料形態と研究開発の展望、軽水炉燃料、MOX 燃料、金属燃料、窒化物燃料、高温ガス炉燃料、溶融塩燃料）を行い、それを基に、特に「照射試験」に的を絞って、発表者と会場出席者による総合討論を行う。今回は、講演よりも議論に主眼を置き、総合討論に十分な時間を割り当てる。

2. 多様な原子燃料の概念と基礎設計 —将来の原子炉のための燃料開発—

(1) 多様な燃料形態と研究開発の展望（京都大学・黒﨑 健）

前回から引き続き、軽水炉燃料、MOX 燃料、金属燃料、窒化物燃料、高温ガス炉燃料、溶融塩燃料の六つの燃料形態について、研究開発の展望を議論する。特に、今回は、照射試験に的を絞っての議論となる。講演と討論は六つの燃料形態横並びで実施するが、燃料形態ごとに研究開発のステージが大きく異なるという点は注意が必要である。また、一言で燃料と言っても、ウランやプルトニウムの化合物としてのいわゆる核燃料と、燃料被覆管に代表される核燃料部材とでは、研究の進め方も異なってくる。すでに実用炉で十分な実績がある軽水炉燃料は、事故耐性向上のようなさらなる高度化を目指しており、そのためには照射試験が必要となる。高速炉燃料（MOX 燃料）に関しても、廃棄物減容化・有害度低減といった新たな展開を図るためには、それに適した燃料形態（例えば、マイナーアクチニド含有 MOX 燃料等）の開発とそれに続いての照射試験は必須となる。金属燃料や窒化物燃料、高温ガス炉燃料についても、同じような背景がある。溶融塩燃料に関しては、他の燃料形態と比較して、若干研究開発のステージが異なっているとも言え、別の議論が必要かもしれない。当日はこういった燃料形態別の背景を簡単に紹介し、その後の議論につなげる。

(2) 軽水炉燃料（福井大学・宇埜 正美）

軽水炉燃料は国内外で豊富な運用実績があり、そのふるまいについても多くの知見が得られている。現在は、今後のさらなる使用済燃料発生量の低減や安全性を含む性能向上を目指し、被覆材の改良等に取り組んでいる。また、既存の軽水炉に装荷可能で過酷事故時においても溶融しにくく、損傷しにくい燃料である事故耐性燃料（ATF: Accident Tolerant Fuel）についても燃料の被覆材、燃料材等の検討、研究がなされている。これまでの経験を踏まえ、燃料の開発手法とそこにおける照射試験・照射後試験の位置づけを解説、用いられてきた燃料照射炉を紹介し、今後の燃料照射炉の在り方等を議論する。

(3) MOX 燃料（日本原子力研究開発機構・前田 誠一郎）

MOX 燃料は、既にプルサーマルとして軽水炉において利用されており、更に、ウラン資源を究極的に利用できる高速炉においても利用されてきた。高速炉では、高速中性子の照射量が大幅に高いことから、燃料被覆管の照射損傷による膨れ（スエリング）が生じる。これを抑制する材料として PNC316 鋼を開発しており、更に、炉心取出平均燃焼度 150 GWd/t に相当する照射量 250 dpa に耐え、高温での機械的強度を高めた酸化物分散強化型フェライト鋼（ODS 鋼）の開発を進めている。また、中性子スペクトルが硬い高速炉では長半

減期核種を含むネプツニウム、アメリシウム、キュリウムのマイナーアクニチド(MA)及びプルトニウム(Pu)-240 等の偶数核の Pu 同位体核種に対しても高い核分裂断面積を有する。原子力利用の課題である高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度の低減を目指し、MA を高速炉で消滅させるための MA 含有 MOX 燃料の開発を進めており、実際に高速実験炉「常陽」の使用済燃料から回収された数グラムの MA を原料とした燃料を用いた照射試験を運転再開後の「常陽」で実施することを計画している。また、今後、プルサーマルの進展に伴って使用済 MOX 燃料を再処理した場合に回収される高次化（同位体組成として Pu-240 等の割合が高い）した Pu の利用が課題となる。高速炉サイクルでは高次化 Pu を繰り返して利用して燃焼させることも可能であり、これを実現するため、従来の限度としてきた Pu 含有率約 30 wt%を超える高 Pu 含有 MOX 燃料の開発も目指している。これらの新しい燃料・材料の開発において、原子炉内での中性子による照射損傷、核分裂生成物の形成に伴う物性変化、照射挙動を正確にシミュレーションすることが重要であり、近年の計算科学の進展を活用して機構論的な物性モデル等を導入した燃料挙動解析コード等の開発を進めている。また、実用化の最終段階となる規制当局による安全審査においては、極めて高い信頼性が求められることから原子炉内での照射実績で燃料・材料の健全性を実証することが不可欠となっている。ここで、「常陽」は OECD 諸国では唯一の高速中性子照射場であり、図 1 に示すように多様な形態での燃料ピン及び材料試験片の照射試験が可能である。2050 年カーボンニュートラルに伴うグリーン成長戦略の実行計画（令和 3 年 6 月決定）でも謳われているように民間イノベーションを生かした多様な高速炉技術の絞り込み・重点化において「常陽」での照射試験による検証が不可欠とされている。このように、「常陽」等の中性子照射に係る研究開発インフラを早期に確保して、MOX 燃料の照射試験の再開が望まれる。

図 1　高速実験炉「常陽」と照射燃料集合体例

(4) 金属燃料（電力中央研究所・尾形 孝成）

高速炉用燃料として考えられている金属燃料には U-Pu-10 wt.%Zr 合金が用いられる。中性子の減速に有効な酸素や窒素等の軽元素を燃料成分として含まないため、金属燃料炉心では中性子の平均エネルギーが高くなる。しかも炉心の核燃料物質の密度が高くなるため、増殖比の向上や核分裂性物質の炉心装荷量の低減など高性能の炉心の設計が可能となる。米国の IFR プログラム（1984～1994 年）における金属燃料開発の結果、19 at.%以上の高燃焼度の達成など金属燃料の高い性能が明らかとなった。

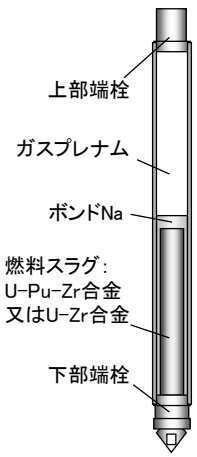


図 2　金属燃料ピン

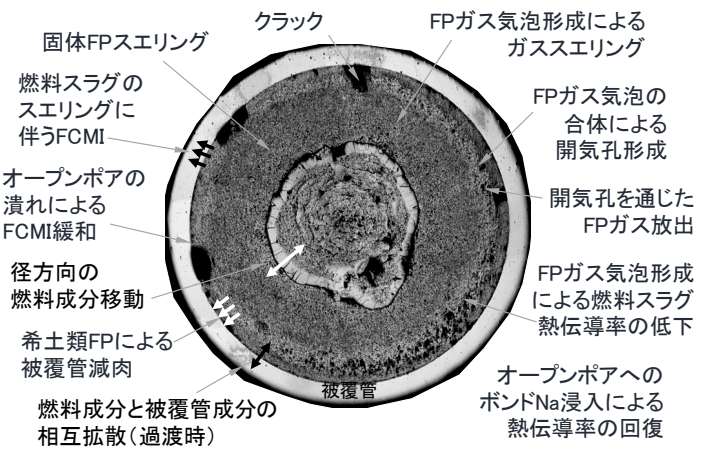


図 3　金属燃料の照射挙動

金属燃料ピンの概念図を図 2 に示す。棒状の燃料合金は燃料スラグと呼ばれ、射出鋳造法によって成型される。燃料スラグと燃料被覆管の隙間は、熱伝達を促進するため Na で充填される。燃料集合体および高速炉システムの概念や構造は、高速炉用 MOX 燃料と同様である。図 3 には金属燃料の照射挙動をまとめている。

金属燃料の研究開発としては、現在、電力中央研究所や米国アイダホ国立研究所（INL）他において、MA 含有金属燃料の照射後試験（METAPHIX 他）、金属燃料挙動解析コードのベンチマーク解析、U-Pu-Zr 合金物性の基礎研究などが進められている。また、国内初の金属燃料ピン照射試験に向けて、電力中央研究所と日本原子力研究開発機構が共同で U-Pu-Zr 金属燃料ピン 6 本を製造した。「常陽」の再稼働後、これらを用いた照射試験が実施される計画である。

(5) 窒化物燃料（日本原子力研究開発機構・高野 公秀）

加速器駆動システム（ADS）による MA 核変換のため、JAEA 原子力科学研究所では MA 高含有窒化物燃料の研究開発を乾式再処理技術とともに進めている。TRU（MA と Pu）窒化物を ZrN あるいは TiN で希釈した不活性母材型の窒化物燃料であり、前者の場合は単相固溶体ペレット、後者の場合は TRU 窒化物球状粒子を TiN 母材に分散させた先進的な粒子分散型ペレットとする。現状の熱出力 800 MW の ADS 炉心設計では、約 8 トンの(MA, Pu, Zr)N 燃料が装荷され、TRU 窒化物／ZrN 母材混合比は平均で 40/60 mol%程度である。

核変換用窒化物燃料の照射実績は金属燃料や MOX 燃料に比べて少なく、MA 無添加の(Pu, Zr)N ペレットの照射実績が 2000 年代に国内外で数例ある他、MA を含有したものは Am を低濃度で添加した(Pu, Am, Zr)N ペレットの照射実績が一例あるのみで、高燃焼度までの詳細な照射後試験（PIE）データはまだ得られていない。これを補い、照射試験用燃料及び実燃料の仕様検討に活用するため、燃料ふるまい解析コードの開発を進めている。軽水炉燃料で実績のある FEMAXI 上で計算可能な窒化物燃料解析用のモジュールを作成し、ADS 炉心に合わせた物性データや現象記述モデルを組み込み、解析可能となっているが、精度向上のためには照射試験を行い PIE データのフィードバックが不可欠である。

原子力科学研究所の NUCEF で燃料を作製し常陽での照射試験を想定した準備として、ペレット焼結の際に気孔形成材を添加して焼結密度を制御する技術開発や、ホットセル内での遠隔操作に対応した短尺ピンの端栓溶接装置等の設計を進めている。一方、これらと並行して、海外の研究機関に保管されている照射済試料の有効活用や、海外での燃料作製・照射・PIE も視野に入れて検討を開始したところである。

(6) 高温ガス炉燃料（日本原子力研究開発機構・植田 祥平）

日本で HTTR 用に研究開発された高温ガス炉燃料の照射試験は、1970 年代から 90 年代にかけて主に材料試験炉（JMTR）における OGL-1 インパイルガスループとガススイープ型キャプセルにより実施され、被覆燃料粒子における UO_2 燃料核移動や SiC 層のパラジウム腐食によるシステマティック破損機構の解明、照射後加熱試験による許容設計限界と FP 放出挙動の把握、定常・過渡変化時の照射健全性の実証などがなされた。HTTR の出力上昇試験に先行し初装荷燃料の健全性を検証した JMTR・94F-9A キャプセル照射試験では、照射温度約 1300 ℃、照射量約 3×10^{25} m^{-2}（E>0.18 MeV）、照射期間約 364 日で設計燃焼度 33 GWd/t の約 2 倍の 60 GWd/t まで実証された。

現在は UO_2 燃料の実用化に向け、高燃焼度化（33→160 GWd/t）や高出力密度化（2.5→5.5 MW/m^3）を目指した設計研究が JAEA において進められている。そのための照射試験・PIE は 2010 年以降、カザフスタン共和国との国際共研のもと WWR-K 照射炉施設にて進められてきた。小型炉（HTR50S）用燃料は 100 GWd/t（照射最高温度 1150 ℃）まで健全性が実証されたが、最高 160 GWd/t を目指す実用炉である高温ガス炉ガスタービン発電システム（GTHTR300）用燃料に向けては、商用規模製造条件の取得とともに、内圧破損挙動評価コードの Code B-2、FIGHT を高精度化するため、高速中性子照射量 1×10^{26} m^{-2} 付近までの TRISO 被覆層の強度関連データの取得や炭素層の照射クリープ挙動の解明が必要である。

(7) 溶融塩燃料（福井大学・有田 裕二）

溶融塩燃料は液体で使用するため、それ自体の照射損傷については考慮不要であろう。一方で、燃料を容

器に入れて炉心にとどめておくタイプでは燃料被覆管に相当する容器材料が、ループ型など燃料塩自体が一次系を循環するタイプの場合には炉容器や配管などの構造材が照射の影響を大きく受ける。熱中性子炉においては炉内に存在する黒鉛減速材も照射の影響を受ける。従って、他の固体燃料と異なり、多種多様な FP 化合物やイオンが存在し、フッ素や塩素などのハロゲン元素並びにそれらから生じる硫黄やリンなどの放射化壊変物なども存在している。これらが共存する複雑な環境下での材料照射試験が必要であるが、現状は海外においてコールド摸擬物質を用いた照射試験が始まったところである。実燃料に近い環境での照射試験の進展が待たれる。

3. 結言

どのような燃料形態であったとしても、研究開発のどこかの段階で照射試験と照射後試験は必須となる。照射試験と照射後試験を行うためには、両者が機能的に連動した材料試験研究炉とホットラボが必要となる。ところが、残念ながら、現在、国内において、照射試験ができる環境が整備されているとはいえない。JMTR は廃止の方針が示されているし、「常陽」は稼働を停止しており再稼働が待たれている。そのため、手間とお金をかけてでも、少々不便であったとしても、所望のものより悪条件であったとしても、海外での照射試験に頼らざるを得ないという状況が続いている。この状況を打開すること、すなわち、国内に、照射試験ができる良質な環境を構築することは、我が国の核燃料に関する研究開発のレベルを維持・向上するうえで、重要であることは間違いない。今回、学会という中立的なコミュニティの場で照射試験に関する意見交換・議論をすることになった。今回限りで終わりにするのではなく、今回出された意見をとりまとめ分析し、継続的な議論へとつなげていきたい。

---

*Ken Kurosaki[1], *Masayoshi Uno[2], *Seiichiro Maeda[3], *Takanari Ogata[4], *Masahide Takano[3], *Shohei Ueta[3] and *Yuji Arita[2]
[1]Kyoto Univ., [2]Univ. of Fukui, [3]JAEA, [4]CRIEPI

2021年秋の大会

1D_PL01-07 は同予稿

核燃料部会セッション

核燃料の今後の展望 －討論バージョン－

Future prospects for nuclear fuel -Discussion version-

*黒﨑 健[1]，*宇埜 正美[2]，*前田 誠一郎[3]，*尾形 孝成[4]
*高野 公秀[3]，*植田 祥平[3]，*有田 裕二[2]
[1]京都大学，[2]福井大学，[3]日本原子力研究開発機構，[4]電力中央研究所

1. はじめに

日本原子力学会 2021 年秋の大会における企画セッション「核燃料の今後の展望 －討論バージョン－」は、2021 年春の年会における企画セッション「多様な原子燃料の概念と基礎設計 ～将来の原子炉のための燃料開発～」から継続するものであり、日本原子力学会誌で連載中の核燃料部会の連載講座と連動して開催されるものでもある。当該企画セッションでは、前回企画セッションに関する簡単なふりかえりの講演（多様な燃料形態と研究開発の展望、軽水炉燃料、MOX 燃料、金属燃料、窒化物燃料、高温ガス炉燃料、溶融塩燃料）を行い、それを基に、特に「照射試験」に的を絞って、発表者と会場出席者による総合討論を行う。今回は、講演よりも議論に主眼を置き、総合討論に十分な時間を割り当てる。

2. 多様な原子燃料の概念と基礎設計 —将来の原子炉のための燃料開発—

(1) 多様な燃料形態と研究開発の展望（京都大学・黒﨑 健）

前回から引き続き、軽水炉燃料、MOX 燃料、金属燃料、窒化物燃料、高温ガス炉燃料、溶融塩燃料の六つの燃料形態について、研究開発の展望を議論する。特に、今回は、照射試験に的を絞っての議論となる。講演と討論は六つの燃料形態横並びで実施するが、燃料形態ごとに研究開発のステージが大きく異なるという点は注意が必要である。また、一言で燃料と言っても、ウランやプルトニウムの化合物としてのいわゆる核燃料と、燃料被覆管に代表される核燃料部材とでは、研究の進め方も異なってくる。すでに実用炉で十分な実績がある軽水炉燃料は、事故耐性向上のようなさらなる高度化を目指しており、そのためには照射試験が必要となる。高速炉燃料（MOX 燃料）に関しても、廃棄物減容化・有害度低減といった新たな展開を図るためには、それに適した燃料形態（例えば、マイナーアクチニド含有 MOX 燃料等）の開発とそれに続いての照射試験は必須となる。金属燃料や窒化物燃料、高温ガス炉燃料についても、同じような背景がある。溶融塩燃料に関しては、他の燃料形態と比較して、若干研究開発のステージが異なっているとも言え、別の議論が必要かもしれない。当日はこういった燃料形態別の背景を簡単に紹介し、その後の議論につなげる。

(2) 軽水炉燃料（福井大学・宇埜 正美）

軽水炉燃料は国内外で豊富な運用実績があり、そのふるまいについても多くの知見が得られている。現在は、今後のさらなる使用済燃料発生量の低減や安全性を含む性能向上を目指し、被覆材の改良等に取り組んでいる。また、既存の軽水炉に装荷可能で過酷事故時においても溶融しにくく、損傷しにくい燃料である事故耐性燃料（ATF: Accident Tolerant Fuel）についても燃料の被覆材、燃料材等の検討、研究がなされている。これまでの経験を踏まえ、燃料の開発手法とそこにおける照射試験・照射後試験の位置づけを解説、用いられてきた燃料照射炉を紹介し、今後の燃料照射炉の在り方等を議論する。

(3) MOX 燃料（日本原子力研究開発機構・前田 誠一郎）

MOX 燃料は、既にプルサーマルとして軽水炉において利用されており、更に、ウラン資源を究極的に利用できる高速炉においても利用されてきた。高速炉では、高速中性子の照射量が大幅に高いことから、燃料被覆管の照射損傷による膨れ（スエリング）が生じる。これを抑制する材料として PNC316 鋼を開発しており、更に、炉心取出平均燃焼度 150 GWd/t に相当する照射量 250 dpa に耐え、高温での機械的強度を高めた酸化物分散強化型フェライト鋼（ODS 鋼）の開発を進めている。また、中性子スペクトルが硬い高速炉では長半

減期核種を含むネプツニウム、アメリシウム、キュリウムのマイナーアクニチド(MA)及びプルトニウム(Pu)-240 等の偶数核の Pu 同位体核種に対しても高い核分裂断面積を有する。原子力利用の課題である高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度の低減を目指し、MA を高速炉で消滅させるための MA 含有 MOX 燃料の開発を進めており、実際に高速実験炉「常陽」の使用済燃料から回収された数グラムの MA を原料とした燃料を用いた照射試験を運転再開後の「常陽」で実施することを計画している。また、今後、プルサーマルの進展に伴って使用済 MOX 燃料を再処理した場合に回収される高次化（同位体組成として Pu-240 等の割合が高い）した Pu の利用が課題となる。高速炉サイクルでは高次化 Pu を繰り返して利用して燃焼させることも可能であり、これを実現するため、従来の限度としてきた Pu 含有率約 30 wt%を超える高 Pu 含有 MOX 燃料の開発も目指している。これらの新しい燃料・材料の開発において、原子炉内での中性子による照射損傷、核分裂生成物の形成に伴う物性変化、照射挙動を正確にシミュレーションすることが重要であり、近年の計算科学の進展を活用して機構論的な物性モデル等を導入した燃料挙動解析コード等の開発を進めている。また、実用化の最終段階となる規制当局による安全審査においては、極めて高い信頼性が求められることから原子炉内での照射実績で燃料・材料の健全性を実証することが不可欠となっている。ここで、「常陽」は OECD 諸国では唯一の高速中性子照射場であり、図 1 に示すように多様な形態での燃料ピン及び材料試験片の照射試験が可能である。2050 年カーボンニュートラルに伴うグリーン成長戦略の実行計画（令和 3 年 6 月決定）でも謳われているように民間イノベーションを生かした多様な高速炉技術の絞り込み・重点化において「常陽」での照射試験による検証が不可欠とされている。このように、「常陽」等の中性子照射に係る研究開発インフラを早期に確保して、MOX 燃料の照射試験の再開が望まれる。

図 1　高速実験炉「常陽」と照射燃料集合体例

(4) 金属燃料（電力中央研究所・尾形 孝成）

高速炉用燃料として考えられている金属燃料には U-Pu-10 wt.%Zr 合金が用いられる。中性子の減速に有効な酸素や窒素等の軽元素を燃料成分として含まないため、金属燃料炉心では中性子の平均エネルギーが高くなる。しかも炉心の核燃料物質の密度が高くなるため、増殖比の向上や核分裂性物質の炉心装荷量の低減など高性能の炉心の設計が可能となる。米国の IFR プログラム（1984～1994 年）における金属燃料開発の結果、19 at.%以上の高燃焼度の達成など金属燃料の高い性能が明らかとなった。

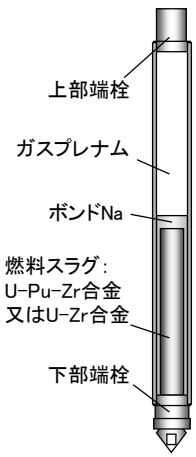


図 2　金属燃料ピン

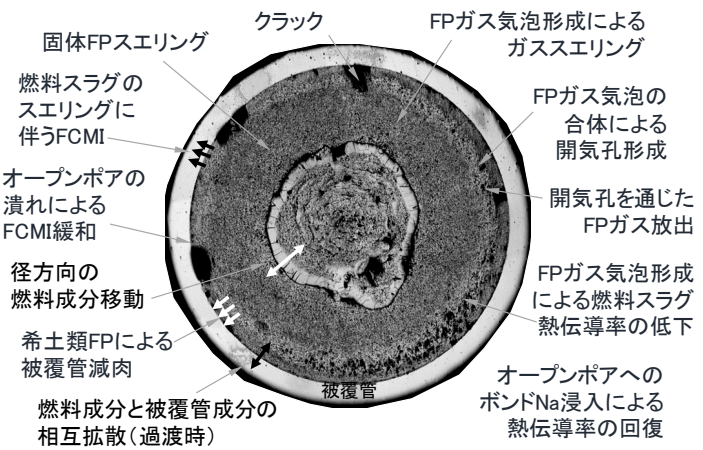


図 3　金属燃料の照射挙動

金属燃料ピンの概念図を図 2 に示す。棒状の燃料合金は燃料スラグと呼ばれ、射出鋳造法によって成型される。燃料スラグと燃料被覆管の隙間は、熱伝達を促進するため Na で充填される。燃料集合体および高速炉システムの概念や構造は、高速炉用 MOX 燃料と同様である。図 3 には金属燃料の照射挙動をまとめている。

金属燃料の研究開発としては、現在、電力中央研究所や米国アイダホ国立研究所（INL）他において、MA 含有金属燃料の照射後試験（METAPHIX 他）、金属燃料挙動解析コードのベンチマーク解析、U-Pu-Zr 合金物性の基礎研究などが進められている。また、国内初の金属燃料ピン照射試験に向けて、電力中央研究所と日本原子力研究開発機構が共同で U-Pu-Zr 金属燃料ピン 6 本を製造した。「常陽」の再稼働後、これらを用いた照射試験が実施される計画である。

(5) 窒化物燃料（日本原子力研究開発機構・高野 公秀）

加速器駆動システム（ADS）による MA 核変換のため、JAEA 原子力科学研究所では MA 高含有窒化物燃料の研究開発を乾式再処理技術とともに進めている。TRU（MA と Pu）窒化物を ZrN あるいは TiN で希釈した不活性母材型の窒化物燃料であり、前者の場合は単相固溶体ペレット、後者の場合は TRU 窒化物球状粒子を TiN 母材に分散させた先進的な粒子分散型ペレットとする。現状の熱出力 800 MW の ADS 炉心設計では、約 8 トンの(MA, Pu, Zr)N 燃料が装荷され、TRU 窒化物／ZrN 母材混合比は平均で 40/60 mol%程度である。

核変換用窒化物燃料の照射実績は金属燃料や MOX 燃料に比べて少なく、MA 無添加の(Pu, Zr)N ペレットの照射実績が 2000 年代に国内外で数例ある他、MA を含有したものは Am を低濃度で添加した(Pu, Am, Zr)N ペレットの照射実績が一例あるのみで、高燃焼度までの詳細な照射後試験（PIE）データはまだ得られていない。これを補い、照射試験用燃料及び実燃料の仕様検討に活用するため、燃料ふるまい解析コードの開発を進めている。軽水炉燃料で実績のある FEMAXI 上で計算可能な窒化物燃料解析用のモジュールを作成し、ADS 炉心に合わせた物性データや現象記述モデルを組み込み、解析可能となっているが、精度向上のためには照射試験を行い PIE データのフィードバックが不可欠である。

原子力科学研究所の NUCEF で燃料を作製し常陽での照射試験を想定した準備として、ペレット焼結の際に気孔形成材を添加して焼結密度を制御する技術開発や、ホットセル内での遠隔操作に対応した短尺ピンの端栓溶接装置等の設計を進めている。一方、これらと並行して、海外の研究機関に保管されている照射済試料の有効活用や、海外での燃料作製・照射・PIE も視野に入れて検討を開始したところである。

(6) 高温ガス炉燃料（日本原子力研究開発機構・植田 祥平）

日本で HTTR 用に研究開発された高温ガス炉燃料の照射試験は、1970 年代から 90 年代にかけて主に材料試験炉（JMTR）における OGL-1 インパイルガスループとガススイープ型キャプセルにより実施され、被覆燃料粒子における UO_2 燃料核移動や SiC 層のパラジウム腐食によるシステマティック破損機構の解明、照射後加熱試験による許容設計限界と FP 放出挙動の把握、定常・過渡変化時の照射健全性の実証などがなされた。HTTR の出力上昇試験に先行し初装荷燃料の健全性を検証した JMTR・94F-9A キャプセル照射試験では、照射温度約 1300 ℃、照射量約 3×10^{25} m^{-2}（E>0.18 MeV）、照射期間約 364 日で設計燃焼度 33 GWd/t の約 2 倍の 60 GWd/t まで実証された。

現在は UO_2 燃料の実用化に向け、高燃焼度化（33→160 GWd/t）や高出力密度化（2.5→5.5 MW/m^3）を目指した設計研究が JAEA において進められている。そのための照射試験・PIE は 2010 年以降、カザフスタン共和国との国際共研のもと WWR-K 照射炉施設にて進められてきた。小型炉（HTR50S）用燃料は 100 GWd/t（照射最高温度 1150 ℃）まで健全性が実証されたが、最高 160 GWd/t を目指す実用炉である高温ガス炉ガスタービン発電システム（GTHTR300）用燃料に向けては、商用規模製造条件の取得とともに、内圧破損挙動評価コードの Code B-2、FIGHT を高精度化するため、高速中性子照射量 1×10^{26} m^{-2} 付近までの TRISO 被覆層の強度関連データの取得や炭素層の照射クリープ挙動の解明が必要である。

(7) 溶融塩燃料（福井大学・有田 裕二）

溶融塩燃料は液体で使用するため、それ自体の照射損傷については考慮不要であろう。一方で、燃料を容

器に入れて炉心にとどめておくタイプでは燃料被覆管に相当する容器材料が、ループ型など燃料塩自体が一次系を循環するタイプの場合には炉容器や配管などの構造材が照射の影響を大きく受ける。熱中性子炉においては炉内に存在する黒鉛減速材も照射の影響を受ける。従って、他の固体燃料と異なり、多種多様な FP 化合物やイオンが存在し、フッ素や塩素などのハロゲン元素並びにそれらから生じる硫黄やリンなどの放射化壊変物なども存在している。これらが共存する複雑な環境下での材料照射試験が必要であるが、現状は海外においてコールド摸擬物質を用いた照射試験が始まったところである。実燃料に近い環境での照射試験の進展が待たれる。

3. 結言

どのような燃料形態であったとしても、研究開発のどこかの段階で照射試験と照射後試験は必須となる。照射試験と照射後試験を行うためには、両者が機能的に連動した材料試験研究炉とホットラボが必要となる。ところが、残念ながら、現在、国内において、照射試験ができる環境が整備されているとはいえない。JMTR は廃止の方針が示されているし、「常陽」は稼働を停止しており再稼働が待たれている。そのため、手間とお金をかけてでも、少々不便であったとしても、所望のものより悪条件であったとしても、海外での照射試験に頼らざるを得ないという状況が続いている。この状況を打開すること、すなわち、国内に、照射試験ができる良質な環境を構築することは、我が国の核燃料に関する研究開発のレベルを維持・向上するうえで、重要であることは間違いない。今回、学会という中立的なコミュニティの場で照射試験に関する意見交換・議論をすることになった。今回限りで終わりにするのではなく、今回出された意見をとりまとめ分析し、継続的な議論へとつなげていきたい。

---

*Ken Kurosaki[1], *Masayoshi Uno[2], *Seiichiro Maeda[3], *Takanari Ogata[4], *Masahide Takano[3], *Shohei Ueta[3] and *Yuji Arita[2]
[1]Kyoto Univ., [2]Univ. of Fukui, [3]JAEA, [4]CRIEPI

2021年秋の大会

1D_PL01-07 は同予稿

核燃料部会セッション

核燃料の今後の展望 －討論バージョン－

Future prospects for nuclear fuel -Discussion version-

*黒﨑 健[1]，*宇埜 正美[2]，*前田 誠一郎[3]，*尾形 孝成[4]
*高野 公秀[3]，*植田 祥平[3]，*有田 裕二[2]
[1]京都大学，[2]福井大学，[3]日本原子力研究開発機構，[4]電力中央研究所

1. はじめに

日本原子力学会 2021 年秋の大会における企画セッション「核燃料の今後の展望 －討論バージョン－」は、2021 年春の年会における企画セッション「多様な原子燃料の概念と基礎設計 ～将来の原子炉のための燃料開発～」から継続するものであり、日本原子力学会誌で連載中の核燃料部会の連載講座と連動して開催されるものでもある。当該企画セッションでは、前回企画セッションに関する簡単なふりかえりの講演（多様な燃料形態と研究開発の展望、軽水炉燃料、MOX 燃料、金属燃料、窒化物燃料、高温ガス炉燃料、溶融塩燃料）を行い、それを基に、特に「照射試験」に的を絞って、発表者と会場出席者による総合討論を行う。今回は、講演よりも議論に主眼を置き、総合討論に十分な時間を割り当てる。

2. 多様な原子燃料の概念と基礎設計 —将来の原子炉のための燃料開発—

(1) 多様な燃料形態と研究開発の展望（京都大学・黒﨑 健）

前回から引き続き、軽水炉燃料、MOX 燃料、金属燃料、窒化物燃料、高温ガス炉燃料、溶融塩燃料の六つの燃料形態について、研究開発の展望を議論する。特に、今回は、照射試験に的を絞っての議論となる。講演と討論は六つの燃料形態横並びで実施するが、燃料形態ごとに研究開発のステージが大きく異なるという点は注意が必要である。また、一言で燃料と言っても、ウランやプルトニウムの化合物としてのいわゆる核燃料と、燃料被覆管に代表される核燃料部材とでは、研究の進め方も異なってくる。すでに実用炉で十分な実績がある軽水炉燃料は、事故耐性向上のようなさらなる高度化を目指しており、そのためには照射試験が必要となる。高速炉燃料（MOX 燃料）に関しても、廃棄物減容化・有害度低減といった新たな展開を図るためには、それに適した燃料形態（例えば、マイナーアクチニド含有 MOX 燃料等）の開発とそれに続いての照射試験は必須となる。金属燃料や窒化物燃料、高温ガス炉燃料についても、同じような背景がある。溶融塩燃料に関しては、他の燃料形態と比較して、若干研究開発のステージが異なっているとも言え、別の議論が必要かもしれない。当日はこういった燃料形態別の背景を簡単に紹介し、その後の議論につなげる。

(2) 軽水炉燃料（福井大学・宇埜 正美）

軽水炉燃料は国内外で豊富な運用実績があり、そのふるまいについても多くの知見が得られている。現在は、今後のさらなる使用済燃料発生量の低減や安全性を含む性能向上を目指し、被覆材の改良等に取り組んでいる。また、既存の軽水炉に装荷可能で過酷事故時においても溶融しにくく、損傷しにくい燃料である事故耐性燃料（ATF: Accident Tolerant Fuel）についても燃料の被覆材、燃料材等の検討、研究がなされている。これまでの経験を踏まえ、燃料の開発手法とそこにおける照射試験・照射後試験の位置づけを解説、用いられてきた燃料照射炉を紹介し、今後の燃料照射炉の在り方等を議論する。

(3) MOX 燃料（日本原子力研究開発機構・前田 誠一郎）

MOX 燃料は、既にプルサーマルとして軽水炉において利用されており、更に、ウラン資源を究極的に利用できる高速炉においても利用されてきた。高速炉では、高速中性子の照射量が大幅に高いことから、燃料被覆管の照射損傷による膨れ（スエリング）が生じる。これを抑制する材料として PNC316 鋼を開発しており、更に、炉心取出平均燃焼度 150 GWd/t に相当する照射量 250 dpa に耐え、高温での機械的強度を高めた酸化物分散強化型フェライト鋼（ODS 鋼）の開発を進めている。また、中性子スペクトルが硬い高速炉では長半

減期核種を含むネプツニウム、アメリシウム、キュリウムのマイナーアクニチド(MA)及びプルトニウム(Pu)-240 等の偶数核の Pu 同位体核種に対しても高い核分裂断面積を有する。原子力利用の課題である高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度の低減を目指し、MA を高速炉で消滅させるための MA 含有 MOX 燃料の開発を進めており、実際に高速実験炉「常陽」の使用済燃料から回収された数グラムの MA を原料とした燃料を用いた照射試験を運転再開後の「常陽」で実施することを計画している。また、今後、プルサーマルの進展に伴って使用済 MOX 燃料を再処理した場合に回収される高次化（同位体組成として Pu-240 等の割合が高い）した Pu の利用が課題となる。高速炉サイクルでは高次化 Pu を繰り返して利用して燃焼させることも可能であり、これを実現するため、従来の限度としてきた Pu 含有率約 30 wt%を超える高 Pu 含有 MOX 燃料の開発も目指している。これらの新しい燃料・材料の開発において、原子炉内での中性子による照射損傷、核分裂生成物の形成に伴う物性変化、照射挙動を正確にシミュレーションすることが重要であり、近年の計算科学の進展を活用して機構論的な物性モデル等を導入した燃料挙動解析コード等の開発を進めている。また、実用化の最終段階となる規制当局による安全審査においては、極めて高い信頼性が求められることから原子炉内での照射実績で燃料・材料の健全性を実証することが不可欠となっている。ここで、「常陽」は OECD 諸国では唯一の高速中性子照射場であり、図 1 に示すように多様な形態での燃料ピン及び材料試験片の照射試験が可能である。2050 年カーボンニュートラルに伴うグリーン成長戦略の実行計画（令和 3 年 6 月決定）でも謳われているように民間イノベーションを生かした多様な高速炉技術の絞り込み・重点化において「常陽」での照射試験による検証が不可欠とされている。このように、「常陽」等の中性子照射に係る研究開発インフラを早期に確保して、MOX 燃料の照射試験の再開が望まれる。

図 1　高速実験炉「常陽」と照射燃料集合体例

(4) 金属燃料（電力中央研究所・尾形 孝成）

高速炉用燃料として考えられている金属燃料には U-Pu-10 wt.%Zr 合金が用いられる。中性子の減速に有効な酸素や窒素等の軽元素を燃料成分として含まないため、金属燃料炉心では中性子の平均エネルギーが高くなる。しかも炉心の核燃料物質の密度が高くなるため、増殖比の向上や核分裂性物質の炉心装荷量の低減など高性能の炉心の設計が可能となる。米国の IFR プログラム（1984～1994 年）における金属燃料開発の結果、19 at.%以上の高燃焼度の達成など金属燃料の高い性能が明らかとなった。

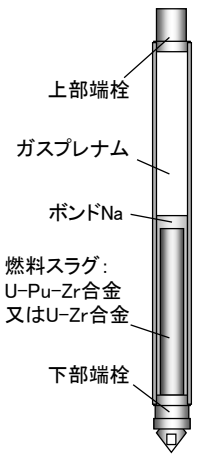


図 2　金属燃料ピン

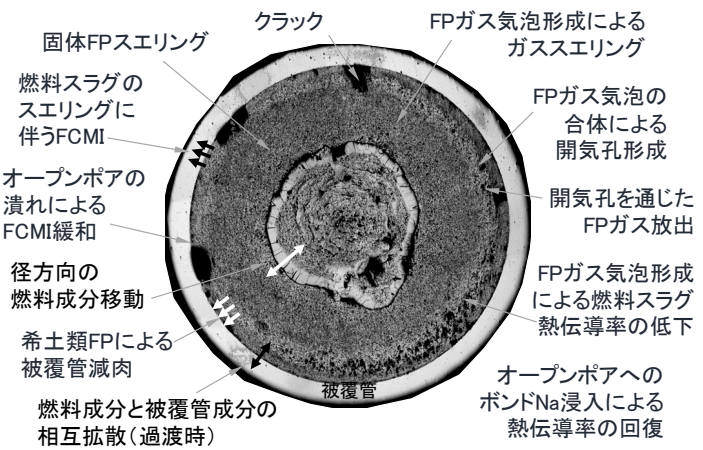


図 3　金属燃料の照射挙動

金属燃料ピンの概念図を図 2 に示す。棒状の燃料合金は燃料スラグと呼ばれ、射出鋳造法によって成型される。燃料スラグと燃料被覆管の隙間は、熱伝達を促進するため Na で充填される。燃料集合体および高速炉システムの概念や構造は、高速炉用 MOX 燃料と同様である。図 3 には金属燃料の照射挙動をまとめている。

金属燃料の研究開発としては、現在、電力中央研究所や米国アイダホ国立研究所（INL）他において、MA 含有金属燃料の照射後試験（METAPHIX 他）、金属燃料挙動解析コードのベンチマーク解析、U-Pu-Zr 合金物性の基礎研究などが進められている。また、国内初の金属燃料ピン照射試験に向けて、電力中央研究所と日本原子力研究開発機構が共同で U-Pu-Zr 金属燃料ピン 6 本を製造した。「常陽」の再稼働後、これらを用いた照射試験が実施される計画である。

(5) 窒化物燃料（日本原子力研究開発機構・高野 公秀）

加速器駆動システム（ADS）による MA 核変換のため、JAEA 原子力科学研究所では MA 高含有窒化物燃料の研究開発を乾式再処理技術とともに進めている。TRU（MA と Pu）窒化物を ZrN あるいは TiN で希釈した不活性母材型の窒化物燃料であり、前者の場合は単相固溶体ペレット、後者の場合は TRU 窒化物球状粒子を TiN 母材に分散させた先進的な粒子分散型ペレットとする。現状の熱出力 800 MW の ADS 炉心設計では、約 8 トンの(MA, Pu, Zr)N 燃料が装荷され、TRU 窒化物／ZrN 母材混合比は平均で 40/60 mol%程度である。

核変換用窒化物燃料の照射実績は金属燃料や MOX 燃料に比べて少なく、MA 無添加の(Pu, Zr)N ペレットの照射実績が 2000 年代に国内外で数例ある他、MA を含有したものは Am を低濃度で添加した(Pu, Am, Zr)N ペレットの照射実績が一例あるのみで、高燃焼度までの詳細な照射後試験（PIE）データはまだ得られていない。これを補い、照射試験用燃料及び実燃料の仕様検討に活用するため、燃料ふるまい解析コードの開発を進めている。軽水炉燃料で実績のある FEMAXI 上で計算可能な窒化物燃料解析用のモジュールを作成し、ADS 炉心に合わせた物性データや現象記述モデルを組み込み、解析可能となっているが、精度向上のためには照射試験を行い PIE データのフィードバックが不可欠である。

原子力科学研究所の NUCEF で燃料を作製し常陽での照射試験を想定した準備として、ペレット焼結の際に気孔形成材を添加して焼結密度を制御する技術開発や、ホットセル内での遠隔操作に対応した短尺ピンの端栓溶接装置等の設計を進めている。一方、これらと並行して、海外の研究機関に保管されている照射済試料の有効活用や、海外での燃料作製・照射・PIE も視野に入れて検討を開始したところである。

(6) 高温ガス炉燃料（日本原子力研究開発機構・植田 祥平）

日本で HTTR 用に研究開発された高温ガス炉燃料の照射試験は、1970 年代から 90 年代にかけて主に材料試験炉（JMTR）における OGL-1 インパイルガスループとガススイープ型キャプセルにより実施され、被覆燃料粒子における UO_2 燃料核移動や SiC 層のパラジウム腐食によるシステマティック破損機構の解明、照射後加熱試験による許容設計限界と FP 放出挙動の把握、定常・過渡変化時の照射健全性の実証などがなされた。HTTR の出力上昇試験に先行し初装荷燃料の健全性を検証した JMTR・94F-9A キャプセル照射試験では、照射温度約 1300 ℃、照射量約 3×10^{25} m^{-2}（E>0.18 MeV）、照射期間約 364 日で設計燃焼度 33 GWd/t の約 2 倍の 60 GWd/t まで実証された。

現在は UO_2 燃料の実用化に向け、高燃焼度化（33→160 GWd/t）や高出力密度化（2.5→5.5 MW/m^3）を目指した設計研究が JAEA において進められている。そのための照射試験・PIE は 2010 年以降、カザフスタン共和国との国際共研のもと WWR-K 照射炉施設にて進められてきた。小型炉（HTR50S）用燃料は 100 GWd/t（照射最高温度 1150 ℃）まで健全性が実証されたが、最高 160 GWd/t を目指す実用炉である高温ガス炉ガスタービン発電システム（GTHTR300）用燃料に向けては、商用規模製造条件の取得とともに、内圧破損挙動評価コードの Code B-2、FIGHT を高精度化するため、高速中性子照射量 1×10^{26} m^{-2} 付近までの TRISO 被覆層の強度関連データの取得や炭素層の照射クリープ挙動の解明が必要である。

(7) 溶融塩燃料（福井大学・有田 裕二）

溶融塩燃料は液体で使用するため、それ自体の照射損傷については考慮不要であろう。一方で、燃料を容

器に入れて炉心にとどめておくタイプでは燃料被覆管に相当する容器材料が、ループ型など燃料塩自体が一次系を循環するタイプの場合には炉容器や配管などの構造材が照射の影響を大きく受ける。熱中性子炉においては炉内に存在する黒鉛減速材も照射の影響を受ける。従って、他の固体燃料と異なり、多種多様な FP 化合物やイオンが存在し、フッ素や塩素などのハロゲン元素並びにそれらから生じる硫黄やリンなどの放射化壊変物なども存在している。これらが共存する複雑な環境下での材料照射試験が必要であるが、現状は海外においてコールド摸擬物質を用いた照射試験が始まったところである。実燃料に近い環境での照射試験の進展が待たれる。

3. 結言

どのような燃料形態であったとしても、研究開発のどこかの段階で照射試験と照射後試験は必須となる。照射試験と照射後試験を行うためには、両者が機能的に連動した材料試験研究炉とホットラボが必要となる。ところが、残念ながら、現在、国内において、照射試験ができる環境が整備されているとはいえない。JMTR は廃止の方針が示されているし、「常陽」は稼働を停止しており再稼働が待たれている。そのため、手間とお金をかけてでも、少々不便であったとしても、所望のものより悪条件であったとしても、海外での照射試験に頼らざるを得ないという状況が続いている。この状況を打開すること、すなわち、国内に、照射試験ができる良質な環境を構築することは、我が国の核燃料に関する研究開発のレベルを維持・向上するうえで、重要であることは間違いない。今回、学会という中立的なコミュニティの場で照射試験に関する意見交換・議論をすることになった。今回限りで終わりにするのではなく、今回出された意見をとりまとめ分析し、継続的な議論へとつなげていきたい。

---

*Ken Kurosaki[1], *Masayoshi Uno[2], *Seiichiro Maeda[3], *Takanari Ogata[4], *Masahide Takano[3], *Shohei Ueta[3] and *Yuji Arita[2]
[1]Kyoto Univ., [2]Univ. of Fukui, [3]JAEA, [4]CRIEPI

(Wed. Sep 8, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room D)

[1D_PL08] Discussion

This session takes up six different types of fuels, which are Light water reactor fuels, MOX fuels, Metal fuels, Nitride fuels, High temperature gas-cooled reactor fuels and Molten salt fuels, as the continuing theme from the previous meeting. The comprehensive discussion will be conducted on the basis of the developmental status focusing on irradiation experiments. This session gives importance to the discussion rather than the presentations.

©Atomic Energy Society of Japan

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

[1D05-09] Fuel Development Using AI &Machine Learning

chair: Kenji Konashi (Tohoku Univ.)

Wed. Sep 8, 2021 2:45 PM - 4:10 PM Room D

[1D05] Acceleration of nuclear fuel development research incorporating artificial intelligence (AI) technology

*Kenji Konashi[1], Yuji Arita[2], Tsuyoshi Yaita[3], Hiromichi Watanabe[4], Kyoichi Morimoto[3], Masashi Watanabe[3] (1. Tohoku Univ., 2. Fukui Univ., 3. JAEA, 4. AIST)

2:45 PM - 3:00 PM

[1D06] Acceleration of nuclear fuel development research incorporating artificial intelligence (AI) technology

*Nobuhiko Kato[1], Kazuki Mori[1], Kenji Konashi[2] (1. CTC, 2. Tohoku Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM

[1D07] Acceleration of nuclear fuel development research incorporating artificial intelligence (AI) technology

Kenzi Konashi[1], *Kazuki Mori[2], Nobuhiko Kato[2] (1. TOHOKU Univ., 2. ITOCHU Techno-Solutions Corp.)

3:15 PM - 3:30 PM

[1D08] Acceleration of nuclear fuel development research incorporating artificial intelligence (AI) technology

*Yuji Arita[1], Keisuke Niino[1], Tsuyoshi Yaita[2], Hajime Tanida[2], Tohru Kobayashi[2], Kyoichi Morimoto[2], Masashi Watanabe[2], Hiromichi Watanabe[3], Toru Higuchi[4], Kenji Konashi[5] (1. Univ. of Fukui, 2. JAEA, 3. AIST, 4. NFD, 5. Tohoku Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM

[1D09] Exploring uranium compounds with high thermal conductivity using machine learning

*Kin Meigyoku[1], Masaya Kumagai[1,2], Yuji Ohishi[3], Ken Kurosaki[1,4] (1. Kyoto Univ., 2. Sakura Internet, 3. Osaka Univ., 4. Univ. of Fukui)

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

人工知能（AI）技術を取り入れた核燃料開発研究の加速
（1）全体概要

Acceleration of nuclear fuel development research incorporating artificial intelligence (AI) technology
(1) Overview

*小無健司[1]、有田裕二[2]、矢板毅[3]、渡辺博道[4]、森本恭一[3]、渡部雅[3]
[1]東北大学，[2]福井大学，[3]JAEA，[4]産総研

データサイエンスと呼ばれる研究手法を用いて高温での核燃料の物性を評価する。この手法の妥当性を確認するために、放射光を用いた高温実験を実施する。

キーワード：核燃料，人工知能

1. 緒言

現代において急激に進展していた分野の一つは AI である。様々な分野で AI を利用したビッグデータの解析技術が成功を収めている。本課題では、この AI 技術を用いて核燃料を原子単位のナノ構造から理解し、その特性を評価することを目指す。また、このデータ科学を用いた研究手法の妥当性を評価するため、ナノ構造を評価出来る高輝度放射光（SPring-8）実験を実施しその結果を、理論から推定した結果と比較する。

この研究では、これまで実験の困難性のためデータ入手が難しかった溶融状態での核燃料の物性値取得にこの方法を利用する。これにより核燃料開発研究の加速を目指す。

2. 研究手法

2-1. ニューラルネットワークポテンシャルの作製

材料中の原子は室温では定まった結晶構造を取るが、高温では熱振動のため格子点からずれた位置に移動する。本研究では、高温で想定される原子配置を含めて、予め多くの配置を作製しそれぞれについて、第一原理計算を実施する。この第一原理計算結果の集団をビッグデータとして扱う。このビッグデータに対して AI 技報を利用してニューラルネットワークポテンシャルを作製する（図1）。この手法では、実験データを必要とせず、理論（量子力学）のみに基づいて物性を評価している。

本シリーズ発表では、CeO_2 および ZrO_2 について、このポテンシャルを用いた分子動力学計算結果を紹介する。

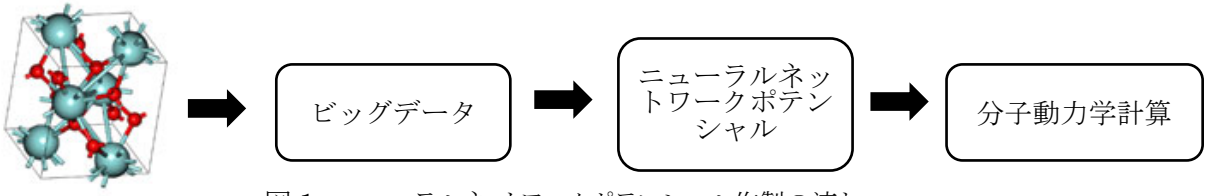


図１　ニューラルネットワークポテンシャル作製の流れ

2-2. 高輝度放射光実験

理論計算では、必ずしも物性を推定出来るとは限らない。そこで、二体相関価数や配位数が測定できる XAFS（X線吸収微細構造解析）試験を SPring-8 の放射光を用いて実施する。この試験結果と理論計算結果を比較する。

3. 結論

核燃料開発では、網羅的に実験データを取得してきたため、期間と費用が掛かっていた。この手法を用いれば大幅に削減できることが期待できる。

謝辞

本研究発表は、文部科学省 原子力システム研究開発事業「人工知能（AI）技術を取り入れた核燃料開発研究の加速」の成果の一部を含む。

*Kenji Konashi[1] , Yuji Arita[2] , Tsuyoshi Yaita[3] , Hiromichi Watanabe[4] , Kyoichi Morimoto[3] , Masashi Watanabe[3]
[1]Tohoku Univ., [2]Fukui Univ., [3]JAEA, [4]AIST)

人工知能(AI)技術を取り入れた核燃料開発研究の加速
（2）CeO_2のニューラルネットワークポテンシャルの作成

Acceleration of nuclear fuel development research incorporating artificial intelligence (AI)

(2) Development of neural network potential of CeO_2

小無 健司[1]，*加藤 信彦[2]，森 一樹[2]

[1]東北大学，[2]伊藤忠テクノソリューションズ(株)

人工知能(AI)技術を用いてCeO_2のニューラルネットワークポテンシャルを作成した。このポテンシャルを用いて分子動力学(MD)計算により、エンタルピー、比熱、融点、融解熱、線膨張係数を計算した。

キーワード：ニューラルネットワーク、機械学習、分子動力学

1. 緒言

CeO_2はUO_2やPuO_2などの核燃料体の模擬試験材料として利用されているが、高温時の熱物性の理解が不十分となっている。一方で、高温時の材料物性の詳細を調べる方法として、第一原理計算や分子動力学(以下MD)計算などの原子レベルのシミュレーションが有効である。しかし、第一原理計算では計算コストがかかり、MD 計算では原子間ポテンシャルの精度が不十分であるため、CeO_2の高温時の材料物性を計算した研究は少ない。そこで本研究では第一原理計算よりも高速で既存の MD 計算よりも高精度なニューラルネットワーク MD を用いてCeO_2の熱物性の評価を行った。

2. 研究手法

2-1. 学習データおよびニューラルネットワークポテンシャルの作成

蛍石型CeO_2の結晶構造に対して、温度 100K~5000K、圧力-50kbar~50kbar の条件下で第一原理 MD 計算を実施し、約 70,000 個の学習モデルを作成してニューラルネットワークポテンシャルの学習を行った。第一原理計算コードには VASP を使用した。

2-2. ニューラルネットワーク MD による熱物性計算

作成したニューラルネットワークポテンシャルを用いて、分子動力学計算を実施し、CeO_2の熱物性を評価した。分子動力学計算コードには LAMMPS を用いた。図 1 にCeO_2の融点(2673K)近傍の密度変化を示す。温度 2650K~2700K の間で結晶が溶融して密度が減少する結果を得た。これによりニューラルネットワーク MD を用いることで融点を高精度に予測できることが分かった。また他の物性値(融解熱、比熱、熱膨張係数など)も同様に実験値を再現することができた。

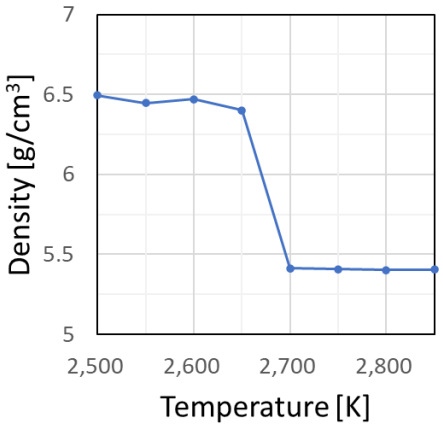


図 1 CeO_2の密度変化

3. 結論

ニューラルネットワーク MD を用いることで従来の力場パラメータを用いた MD 計算では再現が困難であった熱物性値に対しても高精度に予測することが可能であることが確認できた。本手法はCeO_2の溶融現象も含めた熱物性の評価に非常に有用であると考えられる。

謝辞

本研究発表は、文部科学省原子力システム研究開発事業「人工知能(AI)技術を取り入れた核燃料開発研究の加速」の成果の一部を含む。

Kenji Konashi[1], *Nobuhiko Kato[2] and Kazuki Mori[2]

[1]Tohoku Univ., [2]ITOCHU Techno-Solutions Corp.

人工知能（AI）技術を取り入れた核燃料開発研究の加速
（３）ZrO_2のニューラルネットワークポテンシャルの作製

Acceleration of nuclear fuel development research incorporating artificial intelligence (AI) technology

(3) Development of neural network potential of ZrO_2

小無 健司[1]，*森 一樹[2]，加藤 信彦[2]

[1]東北大学，[2]伊藤忠テクノソリューションズ(株)

第一原理計算データからニューラルネットワークを構成し MD 計算と連携したニューラルネットワーク MD の手法を用いて、原子力材料分野の物性を評価する。

キーワード：ニューラルネットワーク，機械学習

1. 緒言

従来の古典力場を用いた分子動力学（MD）計算では、ポテンシャル関数に含まれる係数を実験データに合うようにフィッティングしている。そのため計算結果の物理学的意味が曖昧になり実験データ無い領域へ計算結果の適用が難しくなる。一方、第一原理計算を用いた高精度な計算では、計算結果の物理学的意味は明確であるが小規模なモデルしか取り扱いができないため取り扱える物理現象が限られていた。そこで、第一原理計算データからニューラルネットワーク（NN）を構成し MD 計算と連携したニューラルネットワーク MD の手法を用いて、蛍石型酸化物の融点付近のシミュレーションを中心に実施した。本発表では対象材料を ZrO_2 とした計算結果を示す。

2. 研究手法

2-1. 学習データおよびニューラルネットワークポテンシャルの作製

ZrO_2 の結晶構造に対して温度 0K から 4,000K、圧力-50kbar~+50kbar の条件下の第一原理 MD 計算で実施し、約 40,000 個の学習モデルを作製した。第一原理計算には汎用コードである VASP を利用し、この学習モデルを用いてニューラルネットワークポテンシャルを作製した。

2-2. ニューラルネットワーク MD による計算

MD 計算には汎用コードである LAMMPS を利用した。ZrO_2 の温度を 300K から 4,000K まで上昇させ、密度及び拡散係数の変化から融点を評価した。図 1 に密度の計算値を温度に対してプロットしたものを示す。その結果、融点は 3000K から 3050K の範囲にあると考えられる。融点の実験値は、2715℃(2988K)で有るので十分な予測精度があると結論出来る。

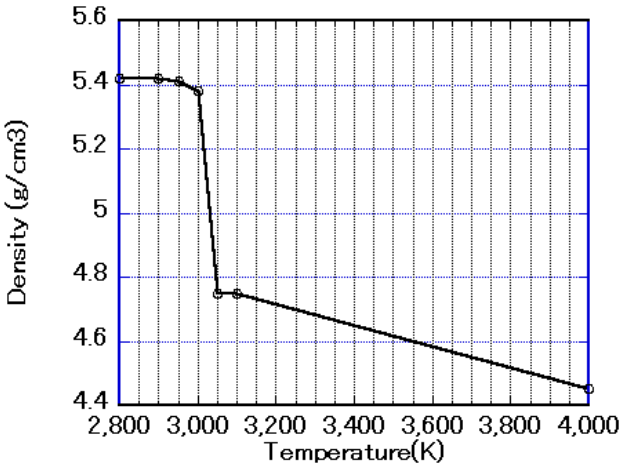


図１　ZrO_2 の密度の温度変化

3. 結論

今回の計算には実験データを利用しておらず理論のみの評価で融点正確に予測出来ている。ニューラルネットワークポテンシャルを用いた MD 計算は、ZrO_2 の溶融現象解析に優れた手法であると結論出来る。

謝辞

本研究発表は、文部科学省 原子力システム研究開発事業「人工知能（AI）技術を取り入れた核燃料開発研究の加速」の成果の一部を含む。

Kenji Konashi[1], *Kazuki Mori[2], Nobuhiko Kato[2]

[1]Tohoku Univ., [2]ITOCHU Techno-Solutions Corp.

人工知能（AI）技術を取り入れた核燃料開発研究の加速
(4) 溶融酸化物の構造解析試験

Acceleration of nuclear fuel development research incorporating artificial intelligence (AI) technology, (4) Study plan of structural analysis for oxide melts.

*有田　裕二[1]，新納　圭亮[1]，矢板　毅[2]，小林　徹[2]，谷田　肇[2]，森本　恭一[2]，渡部　雅[2]，渡辺　博道[3]，樋口　徹[4]，小無　健司[5]，
[1]福井大学，[2]JAEA，[3]産総研，[4]NFD，[5]東北大学

溶融酸化物の構造解析を実施するためには、3000 K程度の高温で試料を保持し、XAFS（X線吸収端微細構造）測定を実施する必要がある。本研究ではパルス通電加熱熱物性測定装置を改良して高温XAFS測定ができるよう試料形状や加熱方法についての検討を行った。

キーワード：酸化物燃料、溶融酸化物、XAFS 測定

1. 緒言

溶融酸化物の構造解析を実施するためには、3000 K 程度の高温で試料を保持し、XAFS（X 線吸収端微細構造）測定を実施する必要がある。本研究ではパルス通電加熱熱物性測定装置[1]を改良して高温 XAFS 測定ができるよう試料形状や加熱方法についての検討を行った。

2. 測定用サンプルの検討

溶融ウラン酸化物の測定を実現するための予備検討として、まず摸擬物質の検討を行った。X 線吸収端エネルギーや結晶構造、高温安定性、融点など二酸化ウランに近いイットリア安定化ジルコニアを選定した。

3000 K 以上の高温 XAFS 測定のためには、溶融酸化物試料を保持しつつ試料ホルダーとの反応は抑える必要がある。今回は融点の高いタングステン製の薄板上に測定試料を塗布した。また、透過 XAFS 測定を実施するにはタングステン基板による X 線の吸収を抑える必要があるため、タングステン薄板中央に小さな穴を加工して X 線の通り道とした。基板と測定用ジルコニア試料との密着性を高めるためにプラズマ溶射によってタングステン基板上に測定試料を塗布した。

3. 結果および考察

3000 K 程度に加熱した試料については、塗布したジルコニア試料は溶融したことが確認でき、タングステン基板も健全性が保たれていた。しかしながら、急激に昇温した場合には測定試料溶融前にタングステン基板が溶断することがあり、昇温速度の制御は必要であることがわかった。

また室温での XAFS 測定の結果、ピンホールを通じて Zr-K 吸収端近傍の XAFS スペクトルを測定できることが確認できた（図 1）。今後は加熱装置に組み込んで、3000 K 加熱測定試験を実施する予定である。

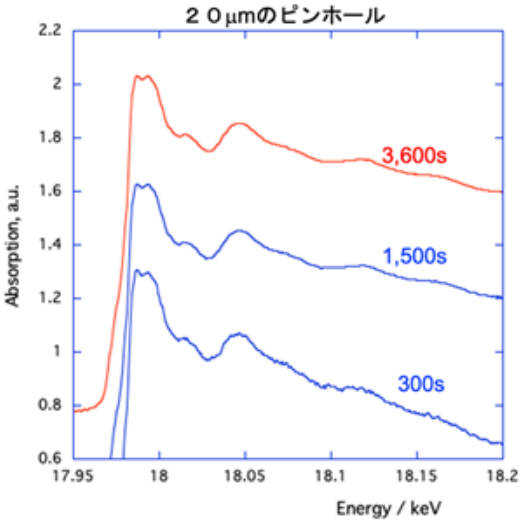


図 1　Zr-K 吸収端の XAFS スペクトル測定結果

参考文献

[1]新納、有田、小無、渡辺、森本、渡部　日本原子力学会 2020 春の年会　1A06

* Yuji Arita[1], Keisuke Niino[1], Tsuyoshi Yaita[2], Tohru Kobayashi[2], Hajime Tanida[2], Kyoichi Morimoto[2], Masashi Watanabe[2], Hiromichi Watanabe[3], Toru Higuchi[4], Kenji Konashi[5], [1]University of Fukui, [2] JAEA, [3]AIST, [4]NFD, [5] Tohoku University,

本研究発表は文部科学省 原子力システム研究開発事業「人工知能（AI）技術を取り入れた核燃料開発研究の加速」の助成を受けたものです。

機械学習を用いた高熱伝導率ウラン化合物の網羅的探索

Exploring Uranium Compounds with High Thermal Conductivity using Machine Learning

*金明玉[1]，熊谷将也[1, 2]，大石佑治[3]，黒﨑健[1, 4]
[1]京都大学，[2]さくらインターネット株式会社，[3]大阪大学，[4]福井大学

本研究では、材料科学と情報科学が融合した Materials Informatics（MI）を核燃料開発に適用し、新しい高熱伝導率ウラン化合物を提案することを目的とする。

キーワード：マテリアルズ・インフォマティクス，機械学習，ウラン化合物，核燃料，熱伝導率

1. 序言

近年、材料科学と情報科学が融合した Materials Informatics（以下 MI と略す）が注目されており、磁性材料や熱電材料などを対象とした材料研究分野で主流となりつつである。ところが、原子力分野の材料研究において、MI 研究は未だ発展途上である。そこで本研究では、原子力分野における核燃料開発に MI を適用する。具体的には、機械学習を利用して高い熱伝導率を有するウラン化合物を網羅的に探索する手法を使用して、高い熱伝導率を有する新しいウラン化合物を提案する。

2. 研究手法

本研究では、材料の化学組成に基づいた特徴量を設計し、熱伝導率を対象とした機械学習モデルを設計した（図 1）。学習・検証データには、本研究グループが独自に開発した実験的物性値データベース Starrydata[1)]、機械学習手法にはランダムフォレスト、検証手法には五分割交差検証法を利用した。学習された機械学習モデルを用いて、高熱伝導率ウラン化合物を探索した。

3. 結果

熱伝導率を 93%の精度で予測できる機械学習モデルを構築した（図 2）。学習済み機械学習モデルを用いて、実際に存在し得るウラン化合物 951 個について熱伝導率を予測し、最も熱伝導率の高いものから最も低いものまでの化合物を明らかにした。

図 1. 本研究で設計した機械学習モデル

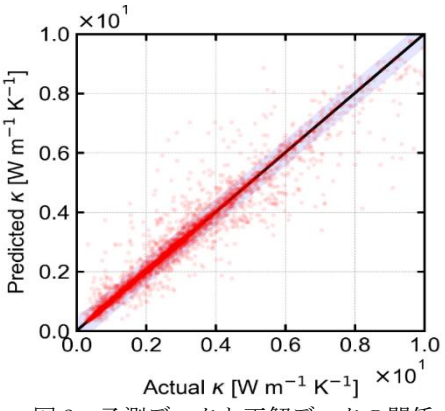


図 2. 予測データと正解データの関係

4. 結論

本研究により、高熱伝導率ウラン化合物の提案に成功した。今後、本研究で明らかになった高熱伝導率ウラン化合物を実験的に合成し、機械学習モデルの妥当性を評価する。

参考文献

[1] Y. Katsura, M. Kumagai et al., STAM 20 (2019) 511-520.

---

*Kin Meigyoku[1], Masaya Kumagai[1, 2], Yuji Ohishi[3], Ken Kurosaki[1, 4]
[1]Kyoto Univ., [2]Sakura Internet, [3]Osaka Univ., [4]Univ. of Fukui

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

[1E01-06] External Event

chair: Atsushi Ui (CRIEPI)

Wed. Sep 8, 2021 10:15 AM - 11:55 AM Room E

[1E01] Study on local damage to reinforced concrete panels subjected to oblique impact by projectiles

*Akemi Nishida[1], Zuoyi Kang[1], Yukihiko Okukda[1], Haruji Tsubotaa[1], Yinsheng Li[1] (1. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM

[1E02] Study on local damage to reinforced concrete panels subjected to oblique impact by projectiles

*Zuoyi Kang[1], Yukihiko Okuda[1], Akemi Nishida[1], Haruji Tsubota[1], Yinsheng Li[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

10:30 AM - 10:45 AM

[1E03] Study on assessment of effects on reinforced concrete structure with internal equipment subjected to projectile impact

*Yukihiko Okuda[1], Zuoyi Kang[1], Akemi Nishida[1], Haruji Tsubota[1], Yinsheng Li[1] (1. JAEA)

10:45 AM - 11:00 AM

[1E04] Proposals of No-Collapse Tsunami Levee for Atomic Power Plants against Un-expected Design-size of Tsunami Waves

*Daijiro Kaneko[1] (1. Remote Sensing Environmental Monitor, Inc.)

11:00 AM - 11:15 AM

[1E05] Development of the automation tool for wildfire evaluation with FARSITE

*Kota Tominaga[1], Hisayuki Kyou[1], Daisuke Fujiwara[1], Ryunosuke Yamaguchi[1], Hiroyuki Fujita[1] (1. TEPSYS)

11:15 AM - 11:30 AM

[1E06] Development of Business Continuity Plan Considering the Compound Risk of Nuclear Accidents Based on IRIDM

*Hirotaka Araki[1], Keita Yamamoto[1], Kenta Murakami[2] (1. Nagaoka Univ. of Tech., 2. UTokyo)

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

飛翔体の斜め衝突を受ける鉄筋コンクリート板構造の局部損傷に関する研究 その１：衝突試験の概要

Study on local damage to reinforced concrete panels subjected to oblique impact by projectiles
Part 1: Outline of impact test

*西田　明美[1]、康　作夷[1]、奥田　幸彦[1]、坪田　張二[1]、李　銀生[1]
[1]日本原子力研究開発機構

竜巻飛来物や航空機等の飛翔体衝突による原子力施設の建屋及び建屋内包機器への影響評価を目的とし、建屋の局部損傷評価や衝撃応答挙動の解明等に係る検討を進めている。本稿では建屋外壁を模擬した板構造の局部損傷に与える影響を評価するために実施した飛翔体衝突試験の概要を述べる。

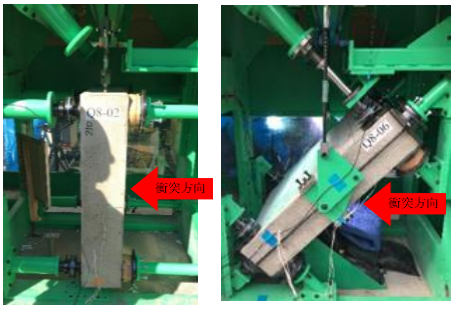
キーワード：飛翔体衝突試験，鉄筋コンクリート板構造、局部損傷、斜め衝突、柔飛翔体

1. 緒言

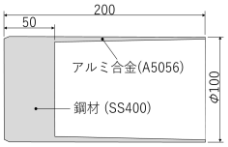
飛翔体衝突を受ける鉄筋コンクリート（RC）板構造の局部損傷については、板構造に対して垂直に衝突する研究が主であり、斜め衝突に関する研究はほとんど行われていないのが現状である。本研究では、飛翔体の剛性や衝突角度、RC 板構造の板厚等を変化させた試験条件に対する飛翔体衝突試験を実施し、RC 板構造の局部損傷や衝撃応答を確認するとともに、解析手法の妥当性を確認することを目的とする。本稿では、その１として、衝突試験の概要について報告する。

2. 試験条件概要

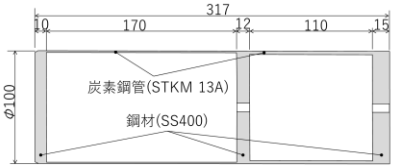
RC 板構造の設置の様子を図 1 に示す。衝突試験は高圧発射装置を用いて実施し、衝突角度は垂直及び斜め 45 度衝突の 2 種類とした。RC 板構造は一辺が 1000 mm の正方形板であり、複数の損傷モードを考慮して 2 種類の板厚 80 mm 及び 210 mm を採用した。垂直衝突試験の場合は RC 板構造の四隅を面外方向に、斜め衝突試験の場合には四隅に加えて RC 板構造の上下端を面内方向に支持した。各支持位置にはロードセルを設置して反力を測定した。また、文献[1]を参考に、航空機のエンジンを模擬した剛性の異なる 2 種類の飛翔体（剛及び柔）を同径、同重量となるように設計・製作した（図 2）。剛飛翔体は先端から 50 mm が本体であり、飛翔時の安定性のために長さ 150 mm の薄肉円筒シェルを後部に追加した。柔飛翔体は 3 つのフレームを有する薄肉中空構造である。衝突速度は全て約 200 m/s とした。RC 板構造の応答計測として、RC 板構造の裏面において加速度 2 点、鉄筋ひずみ 4 点を計測した。飛翔体と RC 板構造との衝突状況、RC 板構造の損傷時の様子は RC 板構造の衝突面及び裏面にそれぞれ 1 台の高速度カメラを設置して撮影を行った。



(a) 垂直衝突　(b) 斜め衝突（45 度）
図 1　RC 板構造の設置の様子



(a) 剛飛翔体



(b) 柔飛翔体
図 2　飛翔体概要（左が飛翔方向）（unit: mm）

3. まとめ

2 種類の衝突角度（垂直及び斜め 45 度）、2 種類の飛翔体（剛及び柔）、2 種類の RC 板構造板厚の計 8 ケースの衝突試験を実施し、その概要について述べた。衝突試験結果はその 2 に示す。

参考文献

[1] Sugano, T., et al., 1993a. Local Damage to Reinforced Concrete Structures Caused by Impact of Aircraft Engine Missiles, Part 1. Test program, method and results, Nucl. Eng. Des. 140, 387-405.

*Akemi Nishida[1], Zuoyi Kang[1], Yukihiko Okuda[1], Haruji Tsubota[1] and Yinsheng Li[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA).

飛翔体の斜め衝突を受ける鉄筋コンクリート板構造の局部損傷に関する研究 その２：試験結果

Study on local damage to reinforced concrete panels subjected to oblique impact by projectiles
Part 2: Test results

*康　作夷[1]，奥田　幸彦[1]，西田　明美[1]，坪田　張二[1]，李　銀生[1]
[1]日本原子力研究開発機構

本稿では、前報（その１）で紹介した試験の概要に続き、鉄筋コンクリート（RC）板構造の飛翔体衝突試験の結果の概要について報告する。

キーワード：飛翔体衝突試験，鉄筋コンクリート板構造，局部損傷，斜め衝突，柔飛翔体

1. 緒言

本研究では、飛翔体の剛性や衝突角度、RC 板構造の板厚等を変化させた試験条件に対する飛翔体衝突試験を実施し、RC 板構造の局部損傷や衝撃応答を確認するとともに、解析手法の妥当性を確認することを目的とする。本稿では、その２として、衝突試験の結果の概要について報告する。

2. 試験結果及び考察

前報（その１）で示した剛・柔飛翔体を用いて衝突速度 200 m/s で板厚 210 mm、80 mm の RC 板構造の中央へ衝突させた。衝突角度は垂直（0°）および斜め（45°）の 2 種類とした。

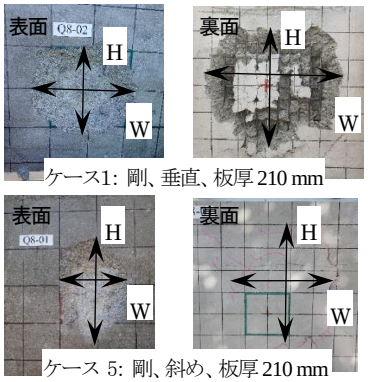


図　1　RC 板構造の損傷状況

表　1　RC 板構造の衝突試験結果　（単位: mm）

衝突ケース	飛翔体	板厚	衝突角度	表面損傷範囲* (H × W × D)	裏面損傷範囲 (H × W)	損傷モード
1	剛	210	0°	240 × 275 × 25	490 × 510	裏面剥離 (破片飛散あり)
2	柔	210		167 × 193 × 6	–	貫入
3	剛	80		220 × 220 × 80	500 × 345	貫通
4	柔	80		185 × 180 × 80	485 × 455	貫通
5	剛	210	45°	255 × 188 × 37	605 × 540	裏面剥離限界 (破片飛散なし)
6	柔	210		180 × 150 × 24	–	貫入
7	剛	80		305 × 250 × 80	630 × 357	貫通
8	柔	80		210 × 158 × 80	625 × 480	貫通限界

*: 板厚 210 mm の場合、D : 最大貫入深さ
板厚 80 mm の場合、D : 板厚

剛･柔飛翔体の垂直及び斜め衝突後の RC 板構造の損傷状況及び試験結果をそれぞれ図 1 及び表 1 に示す。RC 板構造の表面の貫入深さに着目すると、板厚 210 mm において、垂直衝突より斜め衝突のほうが最大貫入深さが深くなる結果が得られた。これは、飛翔体の先端形状が平坦型であることにより斜め衝突時に角部から衝突することが影響していると推測される。一方、RC 板構造の裏面の損傷に着目すると、斜め衝突や柔飛翔体による顕著な損傷低減効果が確認された。さらに今回の試験においては、貫入や貫通、裏面剥離という損傷モードに加えて、裏面剥離限界（ケース 5)、貫通限界（ケース 8）とみなせる結果データも得られた。

3. まとめ

本稿では、RC 板構造の局部損傷に着目した剛及び柔飛翔体の垂直及び斜め衝突の試験結果を報告した。今後、衝突試験の再現解析を通して解析手法の確立及び妥当性確認に取り組む予定である。

参考文献

[1] Nishida, A., et al., Local damage to reinforced concrete panels subjected to oblique impact by projectiles: Outline of impact test. ICONE2020-16843, 2020.

*Zuoyi Kang[1], Yukihiko Okuda[1], Akemi Nishida[1], Haruji Tsubota[1] and Yinsheng Li[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

飛翔体衝突による建屋内包機器への影響評価に関する研究
その 1：建屋内包機器模擬体を含む鉄筋コンクリート箱型構造の飛翔体衝突試験

Study on assessment of effects on reinforced concrete structure with internal equipment subjected to projectile impact

Part l: Impact test on a reinforced concrete structure with internal pseudo equipment subjected to projectile impact

*奥田 幸彦[1]，康 作夷[1]，西田 明美[1]，坪田 張二[1]，李 銀生[1]
[1]日本原子力研究開発機構

本研究では、建屋内包機器への影響評価に資するため、建屋における応力波伝播や建屋内包機器の衝撃応答に係るデータの取得及び建屋と機器の連成を考慮した衝撃応答解析手法の整備を進めている。本稿では、建屋及び建屋内包機器を模擬した試験体に対する飛翔体衝突試験の概要について報告する。

キーワード：飛翔体，衝突試験，鉄筋コンクリート構造物，建屋内包機器，応力波伝播，衝撃応答

1. 緒言

原子力施設の建屋に飛翔体が衝突した場合、衝突時に発生する応力波は衝突を受けた外壁から建屋内の床や壁へと伝播する。この応力波は建屋内において高振動数を含む振動を励起する可能性があり、安全上重要な機器への影響評価が課題となっている。そこで本研究では、建屋内包機器への影響評価に資するため、建屋を模擬した鉄筋コンクリート（RC）箱型構造の内壁に機器を模擬した梁状構造物（機器模擬体）を設置し、航空機を模擬した飛翔体を RC 箱型構造に垂直に衝突させる飛翔体衝突試験を実施し、建屋における応力波伝播や建屋内包機器の衝撃応答に係るデータの取得及び建屋と機器の連成を考慮した衝撃応答解析手法の整備を目的とする。本稿では、この飛翔体衝突試験のターゲット試験体及び飛翔体の形状、試験方法、試験結果等の概要を報告する。

2. 試験概要

図 1 に RC 箱型構造試験体を用いた飛翔体衝突試験の概要を示す。建屋外壁及び建屋内包機器を模擬した RC 箱型構造試験体を設計・製作し、機器模擬体（1 次固有振動数約 30Hz）を試験体内に設置した。文献[1]を参考に航空機模擬飛翔体を設計・製作し、RC 箱型構造試験体に比較的低速の衝突速度（約 60m/s）で垂直に衝突させる飛翔体衝突試験を実施した。加速度やひずみ等の試験結果を取得し、1 例として、機器模擬体で計測された加速度のフーリエ振幅を図 2 に示す。

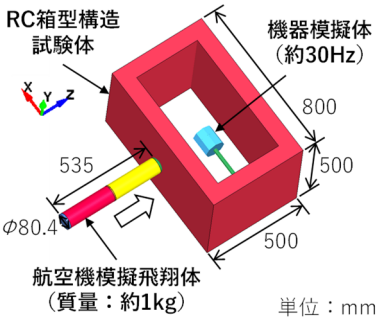


図 1　飛翔体衝突試験の概要

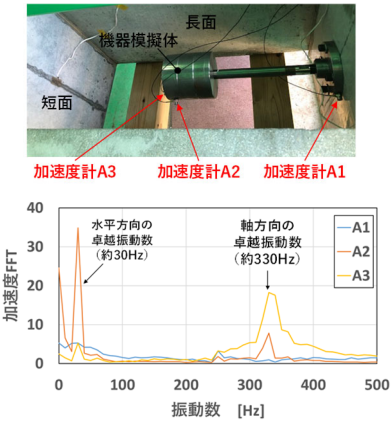


図 2　機器模擬体の衝撃応答特性

3. まとめ

RC 箱型構造試験体を用いた飛翔体衝突試験により、機器模擬体の衝撃応答特性等の基本データを取得した。今後は、比較的高速の衝突速度における飛翔体衝突試験データを取得し、機器模擬体の衝撃応答挙動に着目した影響評価解析手法の整備及び妥当性確認を進める。

参考文献

[1] Borschnek, F., et al., “Numerical Simulation of the Impact of Fluid-Filled Projectiles Using Realistic Material Models”; Trans. SMiRT-22, San Francisco, CA, USA, 2013.

*Yukihiko Okuda[1], Zuoyi Kang[1], Akemi Nishida[1], Haruji Tsubota[1] and Yinsheng Li[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA).

崩壊しない津波海岸堤防の提案と多重防御を含む適地選定

Proposals of Un-collapse Tsunami Levee for Atomic Power Plants
against Un-expected Design-size of Tsunami Waves

*金子　大二郎[1]
[1]遥感環境モニター

“想定外の如何なる津波にも破堤せずに基本構造を保ち背後の原発を守る”という新たな堤体概念を備えた津波海岸堤防を原発用に適用し、津波に対する確率論的リスク評価法から決定論的設計への簡略化が図られ、背後の原子力発電所の津波に関する設計を明確化することによって、原発の安全設計に貢献する。

キーワード：堤体概念，不崩壊，津波，海岸堤防，函体内蔵，基本設計，PSA

1. 緒言

東日本太平洋沖地震による福島第一原子力発電所の設計基準を越えた過酷な事故の被災を背景に、想定最大級の津波がもたらす放射能と人的健康被害を減災する社会的要請がある。原子力発電所の安全性に関わる津波ハザードの学協会規格について、確率論的リスク評価（PRA）によらずに原子力安全の確保が可能な新たな海岸堤防の断面形を提案した。

図−1 津波海岸堤防内に道路を内蔵した函体構造である。函体内部に砕石を中詰する型式である。

Table-1 Important characteristics of Nuclear Power Plants frrom Tsunami View-Points

No.	Characteristics of Power Plants	1	2	3	4	5	6	7	Priority
1	High **tsunami** Inundation	Tousuu	Onagawa	Fukushima-F	Toukai	**Hamaoka**			**-1**
2	Important sizes of **huge plant** sites	Fukush-Futaba	**Kashiwazaki**	Hamaoka	Takahama				1
3	Disadvantageous **geography** (fasing)	Toutuu	Fukus-Futaba	Toukai	**Hamaoka**				-1
4	Risks of near **highly populated** areas	**Toukai**	**Hamaoka**	**Takahama**	Genkai				-2
5	**New planning** sites without restrictions	Ooma	**Toutuu**	Fukus-Namie	Kaminoseki	Shimane2	Mihama		1
6	**Power Supply** from National Policy	Tomari	**Onagawa**	**Kashiwazaki**	Hamaoka	**Takahama**	Shimane	Sendai	**1**

2. 新しい函体内蔵型海岸堤防の適地選定

函体内蔵型海岸堤防の断面形を図−1 に，また重要な候補地を表−1 に示した．浜岡原発に適用した多重防御の例を示した．なお，一般的には港湾の埋め立てと沖出しによる．図−１の浜岡に加え，福島（双葉）、図−5 柏崎・刈谷と図−6 の浜岡の各ケースについて多重防御のための配置を提案した。また、高台にある女川（宮城）や、川内（鹿児島）、玄海（佐賀）等の重要な原発、および特殊事情のふげん（敦賀）、東海村（茨木）等がある。

図−2　東海・東南海地震による大津波が想定される浜岡原発に多重防御としての函体内蔵型津波海岸堤防を適用した.

3. 結論

日本における原子力発電所の国内２度目の被災は、世界から許されないとして，既存の津波対策施設と本提案の函体内蔵型津波堤防による多重防御が，地域住民と国民合意のために有力であると提示した。

参考文献

[1] 金子大二郎、 細山田得三：衛星による木造住宅率と津波浸水深を用いた避難人命リスクの評価 ―地理・社会モデルの開発と鎌倉海岸への適用 ―、土木学会論文集 F6（安全問題）、 73 巻、 1 号、 p. 58-70、 2017.

*Daijiro Kaneko[1]，[1]Remote Sensing Environmental Monitor, Inc., President, Dr.

FARSITE を用いた森林火災評価の自動化ツール整備

Development of the automation tool for wildfire evaluation with FARSITE

(2)　FARSITE の組み込みによる全自動化、及び拡張機能

Full automation by embedding FARSITE, and tool expansion

*富永 浩太[1]，京 久幸[1]，藤原 大資[1]，山口 龍之介[1]，藤田 博之[1]

[1]テプコシステムズ

本シリーズ第 1 報において FARSITE の入力作成及び出力結果可視化を GIS ツールを介さず実行するツールの開発成果を報告した。本発表では本ツールの新機能として整備した FARSITE 解析の自動化機能に加え、出力結果から自動的に防火帯幅等の影響評価までを実施する機能について紹介する。

キーワード：森林火災、FARSITE、自動化ツール、影響評価

1. 緒言　森林火災評価へ発電所周辺の状況を迅速に反映することはコンフィギュレーション管理（CM）の観点から重要であり、より迅速な反映のため FARSITE を用いた森林火災評価の自動化ツール整備を進めている。本シリーズ第 1 報では、GIS ツールを介さずに FARSITE 解析の入力作成及び結果の可視化を行えるツールを Excel ベースで開発した（図 1 の青色部に示す）。本研究ではさらなる省力化、効率化のため、ツール上から直接 FARSITE 解析を実行する機能、及び、出力結果から防火帯幅評価等の影響評価を行う機能（図 1 の黄色部に示す）とを新たに開発する。

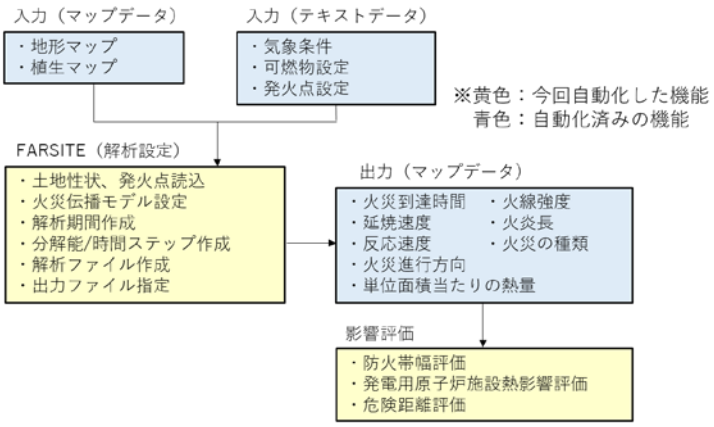


図 1　FARSITE 用の自動化ツールの概要

2. FARSITE 解析の自動化機能整備　VBA を用いて FARSITE ソースプログラムを実行する仕組みを構築し、本ツール内に FARSITE を解析エンジンとして組み込むことに成功した。本ツールを導入することで、ユーザーが FARSITE を意識することなく、Excel 画面上から FARSITE 森林火災解析を実行できる環境が実現される。

3. 影響評価自動化機能整備　森林火災評価では FARSITE 解析結果をインプットに、防火帯幅評価や機器温度評価等の影響評価が実施されている。本ツールの機能拡張として、代表的な評価である防火帯幅評価・主要機器の温度評価・危険距離評価を自動的に実行する機能を整備した。本ツールを導入することで、FARSITE の入力作成から影響評価までを本ツールのみで完結させることができ、評価完了までの時間を大幅に短縮することが可能となる。

4. まとめ　FARSITE を用いた森林火災評価の自動化ツール開発により、発電所周辺の状況をより迅速に森林火災評価へ反映可能となり、同時に、入力作成や影響評価におけるチェック作業時間が大幅に削減できる。また本ツールを用いれば、Excel 画面を操作するだけで FARSITE 解析を実行できるため、FARSITE コード自体の使用経験が浅い技術者にも森林火災評価が可能となる。今後、本ツールをより洗練されたものとすべく、入力フォーマットの適用範囲拡張といった機能性向上、様々なテストケースによる機能検証を進めていく。

* Kota Tominaga[1], Hisayuki Kyo[1], Daisuke Fujiwara[1], and Ryunosuke Yamaguchi[1], and Hiroyuki Fujita[1]

[1]TEPCO SYSTEMS CORPORATION

IRIDM を活用した原子力事故の複合災害を考慮した事業継続計画の提案

Development of Business Continuity Plan Considering the Compound risk of Nuclear Accidents Based on IRIDM

*荒木 浩考[1]，山本 啓太[1]，村上 健太[2]
[1]長岡技術科学大学，[2]東京大学

IRIDM プロセスは発電プラントにおける安全性向上に係る活動以外の目的に対しても適用可能な意思決定プロセスであるが、事業者以外で活用された例は少ない。本研究では、大学機関における危機管理の際の意思決定及び事業継続計画の策定に IRIDM プロセスを活用し、その有効性の検証を試みている。

キーワード：IRIDM，原子力防災，原子力複合災害，事業継続計画

1. 緒言

IRIDM プロセス[1][2] は、リスク情報を含む幅広い考慮事項を統合的に分析して意思決定を行うことで原子力施設及び活動の安全性を向上させるための意思決定プロセスであり、事業者以外のステークホルダーが多様な判断基準を必要とする複雑な意思決定に使用することも想定されている。長岡技術科学大学は東京電力柏崎刈羽原子力発電所の UPZ 圏内に位置している。原子力複合災害を考慮して危機管理体制を見直し、事業継続計画を策定することが理想であるが、現状の体制との間にはギャップが認められる。そこで本研究では、「危機管理体制の見直し及び事業継続計画の策定」を問題候補と設定し、IRIDM プロセスを用いた問題解決を試行することにより、発電プラント外での活動に対する IRIDM プロセスの有効性を検証する。

2. 実施内容

まず、プロフィール把握のための調査・分析を行った。IRIDM プロセスで考慮するキーエレメント（KE）に基づいて列挙した考慮事項を表 1 に示す。表中の①及び②の項目から国の基準等や過去の記録等を調査し、③~⑦の各項目については被害想定と災害対応シナリオの決定論的な検討や大学機関の事業目的、本学の組織に関する事項についての調査・検討を実施した。運転経験として意思決定に活用できる有効な記録が少ないこと、災害初期段階では大学の優先業務に依らず災害対応が概ね共通であるが事業再開に関する決定が容易ではないこと等が明らかとなった。

表 1　情報収集段階にて列挙した考慮事項

①基準及び良好な慣行	・内閣府防災に関する指針 ・本学の危機管理に関する資料 ・内閣府事業継続ガイドライン
②運転経験	・過去の災害対応の記録 ・過去の防災訓練の記録 ・他組織の事業継続計画
③決定論的考慮事項	・地震被害想定 ・災害対応シナリオ検討分析
④確率論的考慮事項	・放射性物質拡散予測(レベル 3PRA)
⑤組織に係る考慮事項	・各事務局の業務分担 ・防災資機材の準備状況 ・教職員数の人数等の情報 ・学内の実験装置、設備の情報
⑥セキュリティに係る事項	本研究では考慮しない
⑦その他の考慮事項	・時期と優先業務の考慮 ・コスト対被爆及び事業継続リスク

3. 結言

これまでの検討により、屋内退避時における対応及び活動再開の方法を選択肢候補として、KE の総合的な分析を行うことが重要であることが見出された。発表では決定論的及び確率論的な線量評価も踏まえ、事業継続計画のフローチャート等を紹介する予定である。

参考文献

[1] IAEA，“A Framework for an Integrated Risk Informed Decision Making Process INSAG-25”，2011
[2] 原子力学会標準，“原子力発電所の継続的な安全性向上のためのリスク情報を活用した統合的意思決定に関する実施基準：2019”AESJ-SC-S012: 2019 (2020)

*Hirotaka Araki[1], Keita Yamamoto[1], Kenta Murakami[2]
[1]Nagaoka University of Technology, [2]University of Tokyo

General Meeting

[1E_GM] The 26th General Meeting of Nuclear Safety Division

Wed. Sep 8, 2021 12:10 PM - 12:50 PM Room E

[1E_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Wed. Sep 8, 2021 12:10 PM - 12:50 PM Room E)

[1E_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Safety Division

[1E_PL] Safety measures and risk management of nuclear power plants against external events

chair: Akio Yamamoto (Nagoya Univ.)

Wed. Sep 8, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room E

[1E_PL01] Challenges Concerning External Events Identified by the Working Group of AESJ Nuclear Safety Division

*Tatsuya Itoi[1], Koichi Miyata[2] (1. Utokyo, 2. ATENA)

[1E_PL02] Activities in Nuclear Utilities

*Takeshi Kunimasa[1] (1. KEPCO)

[1E_PL03] Activities in Regulatory Body

*Taijun Tanikawa[1] (1. NRA)

[1E_PL04] Discussion

©Atomic Energy Society of Japan

2021年秋の大会

原子力安全部会セッション

外的事象に対する原子力発電所の安全対策とリスクマネジメント
Safety Measures and Risk Management of Nuclear Power Plants against External Events

（1）原子力安全部会 WG でとりまとめた外的事象に関する今後の課題

(1) Challenges Concerning External Events Identified by the Working Group of AESJ Nuclear Safety Division

*糸井 達哉[1]，宮田 浩一[2]
[1]東京大学，[2]原子力エネルギー協議会（ATENA）

1. はじめに

2011 年 3 月の福島第一原子力発電所事故の直接的な教訓を踏まえて策定された原子力安全規制により，発電所施設では，重大事故等対処施設（SA 設備）や特定重大事故等対処施設（特重施設）などの追加設備も含め，従来と比較して高い堅牢性を要求されている。また，安全規制以外にも，事業者，産業界，学協会，推進行政（資源エネルギー庁），地方公共団体などで外的事象に対する重要性の認識や取り組みが広がっている。このような取り組みを継続することで，原子力施設の安全性に関連する外的事象の研究や安全対策の見直しなどを，今後も行うことが必要である。

外的事象，特に規模が大きく発生頻度が稀な自然事象には，発生時の規模，性状，発生頻度の予測に大きな不確かさがある。このため，許認可時に想定した範囲を超えた事象が発生する可能性をゼロにすることはできず，設備設計の想定を超えた事象が起これば重篤な事態を招く可能性があるとも考えられる。したがって，現在の想定を超えた外的事象が発生した場合の備えとして，特に，災害発生下での運用性の高い緊急時対応（アクシデントマネジメント）も含めた形で，リスクへの備えを高度化することが重要である。

一方，自然事象に関わる様々な研究から，どのように新たな知見を認識し，安全上重要な新知見が見出された場合に，拙速ではなく迅速かつ適切な対策を講じるかも重要な課題である。このような福島第一原子力発電所事故の教訓として提起された背後要因に関わる課題については，今日においても同様に重要な課題であり，長期的な視点で安全性を高めることにもつながる。

日本原子力学会原子力安全部会外的事象に対する安全確保の高度化 WG（2019 年 7 月に設置）では，以上の認識のもとに，自然事象を中心に，諸外国における対応などの調査を踏まえて，我が国の規制の対応，国及び事業者の安全推進体制や対応を再検討することで，経過報告として課題の指摘と改善の提言を 11 の課題としてとりまとめた（ http://www.aesj.or.jp/~safety/ ）。本稿では，それらの課題のうち，外的事象（自然事象，人為事象など）に特有の大きな不確かさを踏まえたリスクマネジメントの在り方に係る 5 つの課題を中心に紹介する。

2. 外的事象（自然事象，人為事象）に特有の大きな不確かさを踏まえたリスクマネジメントの在り方

2-1. ハード・ソフトの特性を踏まえたマネジメントの戦略的導入　～設備などのグレーディング～

SA 設備等が導入されたが，事故時の対応を見据えた体系的な整理がなされておらず，また，グレード分けされていないため，日常の性能維持活動に多くのリソースが必要となっている。一方で，特重施設が独立に要求され，効果的に活用する戦略的マネジメントが課題となる。

福島第一，第二原子力発電所の事故の経験や，米国での対策等を踏まえると，自然現象等の不確実さ・複雑さを考慮し，設計で対処する領域を超えた領域ではマネジメント主体で対処することが適切である。また，設備グレーディングに関しては，事故事象が複雑化しない段階での対処を優先（prevention 重視）し，安全対策活用の容易さを考慮することで，設計基準対象施設（DB 設備）のグレードを高く，次いで常設 SA 設備，特重施設，可搬 SA 設備とグレーディングすることが適当と考える。

2-2. 外的事象毎の特性の考慮と評価法

福島第一原子力発電所事故では，地震による影響は限定的であったが，設計基準を大幅に超える津波による被害で大量の放射性物質の放出に至った。このように，外的事象の特性は大きく異なることを踏まえた対応をとっていくことが課題である。

規制基準上は SA 設備に対して外的事象への耐力が一律で要求されているが，発電所内に自然現象の特性に応じた対応が可能な設備等があれば良く，柔軟なマネジメントを促進できる。また，自然現象の前兆を捉えた対応手順を準備することや自然現象毎に脆弱個所をあらかじめ同定し，復旧手順やツールを準備，想定される事故シーケンスに応じた体制，手順を整備することが求められる。

2-3. 設計基準ハザードの設定と基準超の取り組み

現行規制基準では設計基準を超える自然現象に対しては，おおまかなプラント状態を想定した上で，使用可能な SA 設備等で対応できることを確認している（大規模損壊対応)。一方で，自然現象の大きな不確かさが故に，設計基準ハザードは過度に保守的に設定されがちであり，マネジメントを阻害する要因となり得る。

設計基準を超える自然現象に対する取組を強化する方法として，想定される事故シーケンスに対応する最小の組合せ（ワンパス）を確保することが考えられる。また，当該自然現象に対する脆弱個所の同定と対応方法を明確にすることで，大規模損壊への対応力も向上できる。加えて，設計基準を超えた場合のプラントの挙動や設計基準への取組がマネジメントに与える影響を考慮して設計基準ハザードを設定することが適切である。

2-4. 設計基準対象設備のシビアアクシデント時の性能

福島第一原子力発電所事故で，設計基準対応の設計が，SA 対応で阻害要因となり，DB と SA の相反性が課題となっている。具体的には，耐圧強化ベントライン上の空気作動弁（隔離弁）がフェールクローズ設計であり事故対応を困難にしたこと，IC の破断検出インターロックにより機能喪失した可能性などが挙げられる。

自然現象等による極端な外力を考慮すると，これまで想定してなかった事象が発生し得ることから，DB と SA の相反性が存在する事象を安全問題としてとらえ，事象を分析し，リスク評価していく仕組みを導入することが適切である。

2-5. 設備設計の想定を超えた場合の緊急時対応の整備

福島第一原子力発電所事故後，発電所内の SA 設備等を活用して事故収束を図るよう手順等が定められ，頻繁に訓練が実施されているが，外部とのコミュニケーションや外部からの資機材の調達などに課題がみられる。

国情や制度を勘案したうえで，発電所外からの支援体制と国，自治体が適切に関与する体制を構築することが必要である。また，統合本部では，国と事業者，学協会の権限と役割を明確にし，福島第一原子力発電所の事故時に見られた不要な干渉や外乱を排除していく必要がある。

3. まとめと今後の課題

以上のような議論を今後も継続する必要があり，それ自体が本 WG で認識された課題の一つである。本報告書で取り扱っていない自然災害と原子力災害の同時発生時の対処などのテーマの議論も行う必要がある。これらの活動と並行して，改善提案の実施に向けた活動を各ステークホルダーの理解と協力を得ながら行う必要がある。具体例としては，以下が挙げられる。

(1) 関係者間での提言の共有
(2) 事業者の自主的安全性向上活動への反映
(3) 規制制度への反映
(4) 検査制度における外的事象の取り扱いの議論
(5) 安全目標の議論と併せた検討

参考文献

1) 一般社団法人 日本原子力学会 原子力安全部会 外的事象に対する安全確保の高度化WG：外的事象に対する原子力発電所の安全対策に関する経過報告，2021 年 4 月 20 日（http://www.aesj.or.jp/~safety/GaitekiJisho_Keika_2021.pdf）

---

*Tatsuya Itoi[1] and Koichi Miyata[2]

[1]The Univ. of Tokyo, [2]Atomic Energy Association (ATENA)

2021年秋の大会

原子力安全部会セッション

外的事象に対する原子力発電所の安全対策とリスクマネジメント
Safety measures and risk management of nuclear power plants against external events

（2）事業者における取り組み

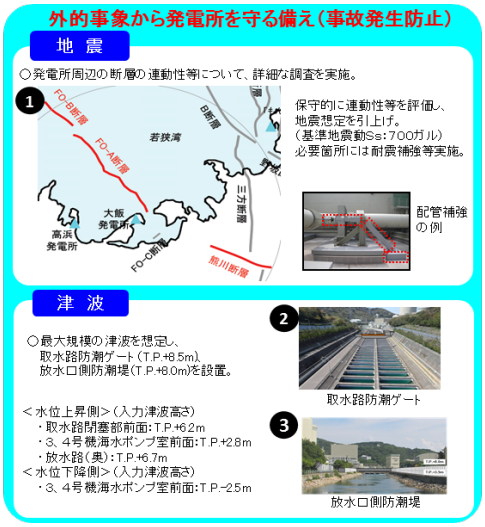
(2) Activities in Nuclear Utilities

*国政 武史，鈴江 和昌，西川 武史
関西電力株式会社

1. 外的事象を踏まえた原子力発電所の設計について

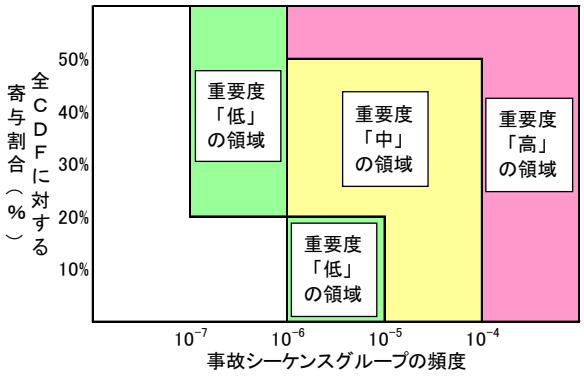
2011 年の東北地方太平洋沖地震により発生した過酷事故を踏まえて策定された新規制基準の規定に基づき、外的事象（地震、津波、外的火災、竜巻等）に対しても、様々な対策を行ってきた。

地震の対策としては、発電所周辺の断層の連動性等の評価条件を保守的に考慮したことにより、基準地震動Ｓｓを引き上げたことから、必要箇所に耐震補強工事を実施した。津波の対策としては、想定される最大規模の津波に対し、防潮ゲート、防潮堤等を設置した。他ハザードについても、ハザードの性質からプラントへ与える影響を確認し、例えば竜巻については飛来物に対し、防護ネットを設置する等、各種対策を鋭意、進めてきた。



２．外的事象に対する運用上の管理状況

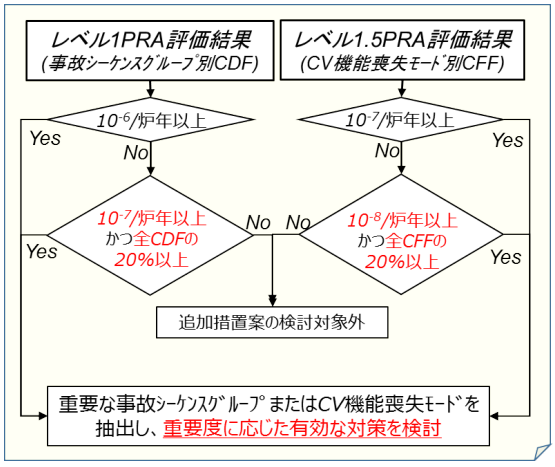
１．にて実施した各対策が有事の際、問題なく機能するよう、設備自体の確実な保守管理、策定した手順の実効性を確認すること等を目的とした訓練、各種評価の前提条件に変更がないことの確認について保安規定に定め、定期的な確認や操作員の習熟度向上を継続して行っている。



３．安全性向上評価での外的事象の評価状況

１．２．に記載のとおり、新規制基準に対応するべく、設備改造等を進めてきたところであるが、更に安全性を向上するための効果的な対策の検討を目的として、これらの設備・対策等を盛り込んだ、外的事象に対する確率論的リスク評価（地震 PRA、津波 PRA）を行った。

これらの結果を、事故シーケンスグループ、CV 機能喪失モードを分析することで、全体リスクへの寄与が大きいものに着目することで、優先的に追加措置の検討を行っている。また、今後、これらの追加措置が完成した後、リスク評価を行うことで、これらの追加措置により、どの程度、リスク軽減するか等の分析を行っていく。



*Takeshi Kunimasa, Kazumasa Suzue, Takeshi Nishikawa
The Kansai Electric Power Co.,Inc.

2021年秋の大会

原子力安全部会セッション

外的事象に対する原子力発電所の安全対策とリスクマネジメント

Safety measures and risk management of nuclear power plants against external events

（3）規制における取り組み

(3) Activities in Regulatory Body

*谷川 泰淳[1]

[1]原子力規制庁

1. はじめに

本発表では、原子力規制委員会が発足以来進めてきた安全性向上への取組について、特に外的事象に焦点を当ててご紹介する。また、関連して、原子力規制委員会は令和２年７月に「継続的な安全性向上に関する検討チーム」を設置し、約１年間にわたって継続的な安全性向上の在り方について議論を行い、検討チームにおいて「議論の振り返り」を取りまとめたので、この点についてもご紹介する。

なお、本稿・本発表は筆者個人の意見を述べるものであり、所属する組織の見解を示すものではないことを予めお断りする。

2. 規制機関におけるこれまでの取組

平成 24 年９月に発足して以来、原子力規制委員会は様々な安全性向上の取組を重ねてきた。最も大きなものが新規制基準の策定（平成 25 年７月）であることは論を俟たないであろうが、それ以外にも、平成 25 年 12 月に施行された安全性向上評価届出制度、その後の 10 件を超える基準の見直し（いわゆるバックフィット）、平成 29 年の法改正により導入された米国 ROP 制度を参考とした新検査制度など、常に現状を省みる姿勢をもって継続的な安全性向上の取組を続けているところである。

外的事象という側面からいえば、基準の見直し案件は外的事象に関するものも多い。原子力規制委員会が実施する安全研究が基準の見直しにつながったもののほか、海外で発生した外的事象（自然災害）を踏まえて迅速に再評価を行った事例や、パブリックコメントにおける意見をもとに基準見直しの議論が進んだ事例などもあり、可能な限り多様な情報を取り入れることによって外的事象の持つ不確実性に立ち向かうよう務めている。また、外的事象は現象によって施設に及ぼす影響やその態様が千差万別であり、個別の事案の性質に応じて、基準の改正方法や経過措置の設定、改正後の手続等について工夫を重ねているところである。

3. 「継続的な安全性向上に関する検討チーム」について

「継続的な安全性向上に関する検討チーム」では、東京電力福島第一原子力発電所事故から 10 年という一つの契機に、これまで実践してきた「継続的な安全性向上」を規制機関に制度として根付かせ Sustainable なものとするには何が必要か、といったこと等について極めて幅広く議論を行った。検討チームのメンバーは、原子力規制委員会委員長・委員のほか、公共政策や行政法に識見を有する外部専門家、規制政策や規制実務に識見を有する外部専門家と原子力規制庁職員で構成し、原子力業界において従来から議論されていた論点も別の視点で議論し直してみるなど、多角的に幅広い議論を行うことができたものと思われる。

検討チームの議論は、全 13 回にわたる会合での議論を記録する「議論の振り返り」という形で残すこととした（https://www.nsr.go.jp/data/000361353.pdf）。詳しくはこちらをご覧いただければ幸甚であるが、議論の全体を通じて、我が国においては外的事象に対する継続的な安全性向上が相当のウェイトを占めることや、外的事象などの不確実性の高い知見への対処の在り方などについて議論を深めることができた。

---

*Taijun Tanikawa[1]

[1]Nuclear Regulation Authority

(Wed. Sep 8, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room E)

[1E_PL04] Discussion

原子力安全部会は、2019年7月に「外的事象に対する安全確保の高度化WG」を設置し、自然事象を中心とした外的事象特有の課題の抽出と、海外における対応などの調査を踏まえ、日本の国・電力事業者・規制の対応を再検討した。その結果は、3分類・11項目の提言に纏められ、公開されている。企画セッションでは、WGの活動内容や提言を説明すると共に、事業者と規制の立場から外的事象に対する取り組みをご紹介頂く。総合討論では、幅広い関係者からのフィードバックを得ながら、今後深掘りして議論する点を抽出する。

©Atomic Energy Society of Japan

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

[1E07-11] Severe Accident1

chair: Takahiro Arai (CRIEPI)

Wed. Sep 8, 2021 2:45 PM - 4:10 PM Room E

[1E07] Development of Passive Debris Cooling System Phase II

*Satoru Kuboya[1], Yuya Takahashi[1], Shohei Kanamura[1], Keisuke Tsukada[1], Yasushi Yamamoto[1], Hideki Horie[1], Yoichi Onitsuka[1], Mika Tahara[1], Tadashi Fujii[2], Takumi Yoshikawa[3] (1. TOSHIBA ESS, 2. HGNE, 3. JAPC)

2:45 PM - 3:00 PM

[1E08] Development of Passive Debris Cooling System Phase II

*Tomonori Kimura[1], Masafumi Nojima[1], Tadashi Fujii[1], Yoichi Onitsuka[2], Takumi Yoshikawa[3] (1. HGNE, 2. TOSHIBA ESS, 3. JAPC)

3:00 PM - 3:15 PM

[1E09] Development of Passive Debris Cooling System Phase II

*Keisuke Tsukada[1], Yasushi Yamamoto[1], Hideki Horie[1], Satoru Kuboya[1], Yuya Takahashi[1], Shohei Kanamura[1], Yoichi Onitsuka[1], Mika Tahara[1], Tadashi Fujii[2], Takumi Yoshikawa[3] (1. TOSHIBA ESS, 2. HGNE, 3. JAPC)

3:15 PM - 3:30 PM

[1E10] Development of Passive Debris Cooling System Phase II

*Hideki Horie[1], Keisuke Tsukada[1], Yasushi Yamamoto[1], Mika Tahara[1], Satoru Kuboya[1], Yuya Takahashi[1], Shohei Kanamura[1], Yoichi Onitsuka[1], Tadashi Fujii[2], Takumi Yoshikawa[3] (1. TOSHIBA ESS, 2. HGNE, 3. JAPC)

3:30 PM - 3:45 PM

[1E11] Development of Passive Debris Cooling System Phase II

*Mika Tahara[1], Satoru Kuboya[1], Yuya Takahashi[1], Shohei Kanamura[1], Keisuke Tsukada[1], Yasushi Yamamoto[1], Hideki Horie[1], Yoichi Onitsuka[1], Tadashi Fujii[2], Takumi Yoshikawa[3] (1. TOSHIBA ESS, 2. HGNE, 3. JAPC)

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

静的デブリ冷却システムの開発 Phase II
(3) ZrO_2 耐火材の耐浸食性

Development of Passive Debris Cooling System Phase II

(3) Erosion Resistance of ZrO_2 Refractories

*窪谷 悟[1]，高橋 優也[1]，金村 祥平[1]，塚田 圭祐[1]，山本 泰[1]，堀江 英樹[1]，
鬼塚 洋一[1]，田原 美香[1]，藤井 正[2]，吉川 拓巳[3]
[1]東芝エネルギーシステムズ，[2]日立ＧＥニュークリア・エナジー，[3]日本原子力発電

静的デブリ冷却システムは圧力容器から流下した溶融炉心（デブリ）を格納容器底部で安定的に保持・冷却することを目的としている。ZrO_2 耐火材はデブリに対して耐浸食性を有することが確認されたが、耐火材は純度や組織形態が様々であり、デブリに対する耐浸食性を熱的・化学的安定性の観点から明確にすることが必要である。種々の ZrO_2 耐火材のデブリへの耐浸食性を明らかにした結果を報告する。

キーワード：溶融炉心，シビアアクシデント，耐火材，耐浸食性，二酸化ジルコニウム

1. 緒言

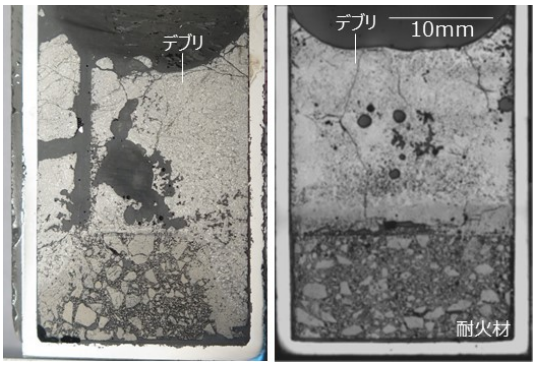
静的デブリ冷却システムの開発においては、これまで様々な高融点材料の中から、ZrO_2 耐火材がデブリに対して高い耐浸食性を有することを確認している[1]。耐火材は純粋な材料ではなく、純度や組織形態が様々であり、異なる ZrO_2 耐火材のデブリへの耐浸食性を明確にする必要がある。本報告では種々の ZrO_2 耐火材を対象に、デブリに対しての耐浸食性を検討した結果を報告する。

2. 実験方法

純度や安定化材の異なる ZrO_2 耐火材を対象に、カザフスタン国立原子力センターの誘導加熱装置 VCG-135 を用いて、デブリへの耐浸食性試験を行った。試験系は過去の試験と同様の形態で行い[1]、るつぼ底面に設置したφ21mm、厚さ 10mm の耐火材試験片上に、UO_2:30mol%、ZrO_2:30mol%、Zr:40mol%からなる模擬デブリを装荷し、デブリの液相線温度となる 2200℃前後で加熱する浸食試験を行った。

3. 耐浸食性評価結果

CaO 安定化 ZrO_2 耐火材は、液相線温度以上では浸食が認められたが、液相線温度直下までの加熱では浸食されていない事を確認した。また、純度が 91%程度と、他の材料より数%低い材料においても同様の耐浸食性を示すことを確認した(図 1)。浸食試験結果を、模擬デブリの平衡状態図解析より考察し、耐火材の浸食挙動は、高温溶融物への固体成分の溶解度を駆動力とする一般的な浸食モデルにより示唆される挙動と同様の結果を示し、低純度の耐火材であってもデブリに対して高い耐浸食性を有する事を明らかとした。



液相線温度以上　　液相線温度直下

図 1　ZrO_2 耐火材の耐浸食性試験結果

なお、本件は日本原子力発電㈱、東北電力㈱、東京電力ホールディングス㈱、中部電力㈱、北陸電力㈱、中国電力㈱、電源開発㈱、(一財)エネルギー総合工学研究所、東芝エネルギーシステムズ㈱、日立ＧＥニュークリア･エナジー㈱が実施した共同研究の成果の一部である。

参考文献

[1] 窪谷悟, 他,"静的デブリ冷却システムの開発 (6)耐熱材の溶融デブリ耐浸食性評価",日本原子力学会「2017 年秋の大会」, 2E20, 2017.

---

*Satoru Kuboya[1], Yuya Takahashi[1], Shohei Kanamura[1], Keisuke Tsukada[1], Yasushi Yamamoto[1], Hideki Horie[1], Yoichi Onitsuka[1], Mika Tahara[1], Tadashi Fujii[2] and Takumi Yoshikawa[3]

[1] Toshiba Energy Systems & Solutions, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, [3]The Japan Atomic Power Company

静的デブリ冷却システムの開発 Phase II
（4）耐火材敷設構造の最適化

Development of Passive Debris Cooling System Phase II

(4) Optimization of Refractory Material Laying Structure

*木村 友則[1]，能島 雅史[1]，藤井 正[1]，鬼塚 洋一[2]，吉川 拓巳[3]

[1]日立ＧＥニュークリア・エナジー，[2]東芝エネルギーシステムズ，[3]日本原子力発電

溶融炉心－コンクリート相互作用(MCCI)対策として検討している静的デブリ冷却システムにおける設計要件を明らかにするため，ZrO_2 耐火材および Al_2O_3 耐火材間の共晶温度付近における化学的反応性を評価した。また，代表プラントに対する溶融炉心落下後の熱伝導評価から，ZrO_2 耐火材と Al_2O_3 耐火材間の化学反応を抑制しつつ，MCCI を回避できる設備仕様を見出した。

キーワード：シビアアクシデント，溶融炉心－コンクリート相互作用，静的デブリ冷却システム

1. 緒言

既設原子力プラントの MCCI 対策として，格納容器底部や側面部に高融点の耐火材で構成された設備の設置・導入が検討されている。本研究では，溶融デブリと直接接触する第 1 層に ZrO_2 耐火材を設置し，デブリと接しない第 2 層に Al_2O_3 耐火材を多層化する概念の設計要件を明らかにするため，共晶温度付近における化学的反応性を評価した。

2. 実験方法

耐火材間の化学反応性は，環境因子（温度等）に依存する。そこで，図 1 に示す耐火材るつぼの中に異種耐火材を重ねて設置し，所定温度まで加熱することにより反応速度の温度依存性を評価した。ZrO_2 耐火材は 3 種（Z1, Z2, Z6）を選定し，1500˚C～1900˚C にて 5 分～24 時間加熱した。試験後に光学顕微鏡を用いた浸食領域の断面観察より，反応厚さおよび反応速度を評価した。また，異種耐火材を多層化した実機体系での一次元熱伝導解析を実施し，異種耐火材敷設構造の成立性を検討した。

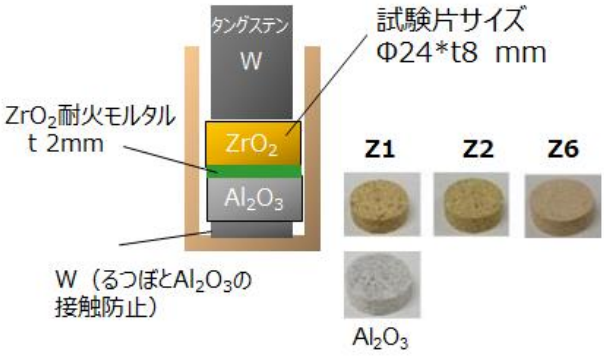


図１　共晶反応速度試験体系

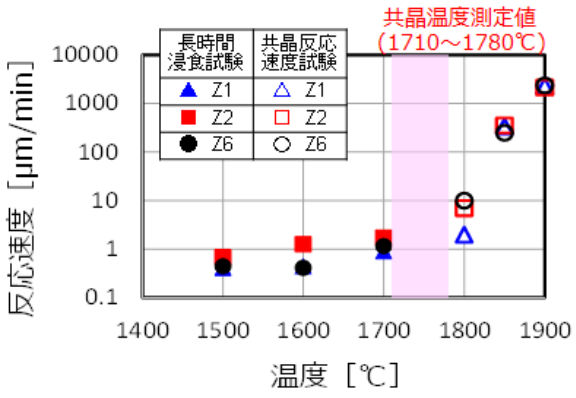


図２　反応速度の温度依存性

3. 結論

反応速度を各温度に対してプロットしたものを，図 2 に示す。ZrO_2 耐火材と Al_2O_3 耐火材の共晶温度付近である 1700˚C～1800˚C にて反応速度の増大に屈曲点が存在し，1800˚C 以上で反応速度が著しく増大することから，異種耐火材を多層化する場合には ZrO_2 目地材と Al_2O_3 耐火材の界面温度を 1700˚C 以下となるよう ZrO_2 耐火材厚みを決定する必要がある。また，代表プラントに対する熱伝導解析から，ZrO_2 耐火材厚みを 5cm 以上確保することで，共晶温度付近における化学的反応を回避しつつ，MCCI 抑制可能な見通しを得た。

なお、本件は日本原子力発電㈱、東北電力㈱、東京電力ホールディングス㈱、中部電力㈱、北陸電力㈱、中国電力㈱、電源開発㈱、(一財)エネルギー総合工学研究所、東芝エネルギーシステムズ㈱、日立ＧＥニュークリア･エナジー㈱が実施した共同研究の成果の一部である。

---

*Tomonori Kimura[1], Masafumi Nojima[1], Tadashi Fujii[1], Yoichi Onitsuka[2] and Takumi Yoshikawa[3]

[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, [2]Toshiba Energy Systems & Solutions, [3]The Japan Atomic Power Company

静的デブリ冷却システムの開発 Phase II
（5）MCCI 抑制の実証

Development of Passive Debris Cooling System Phase II

(5) Validation of Suppressing Molten Core - Concrete Interaction

*塚田 圭祐[1]，山本 泰[1]，堀江 英樹[1]，窪谷 悟[1]，高橋 優也[1]，金村 祥平[1]，鬼塚 洋一[1]，
田原 美香[1]，藤井 正[2]，吉川 拓巳[3]
[1]東芝エネルギーシステムズ，[2]日立ＧＥニュークリア・エナジー，[3]日本原子力発電

耐火材敷設により MCCI（Molten Core - Concrete Interaction）抑制できることを実証した。実証試験は、底面に ZrO_2、Al_2O_3 耐火材の組合せ構造、異なるメーカ製の ZrO_2 耐火材、側壁に ZrO_2 耐火材を敷設した場合、さらに耐火材を敷設しない場合の全 5 ケース実施した。

キーワード：溶融デブリ、シビアアクシデント、耐火材、相互作用

1. 緒言

静的デブリ冷却システムは格納容器底部に耐火材を敷設し、溶融デブリを受け止め、デブリ上面より注水し MCCI を抑制する。デブリが耐火材上に落下した際の耐火材および耐火材下のコンクリートの健全性確認を目的とし、全 5 ケースの実証試験を実施した。

2. 実証試験

実証試験は、2500 ℃まで加熱した模擬溶融デブリを図 1 に示す試験体（代表例としてケース 2 試験体を示す）へ落下させる。崩壊熱模擬としてデブリを誘導加熱し、デブリ上面へ注水した。

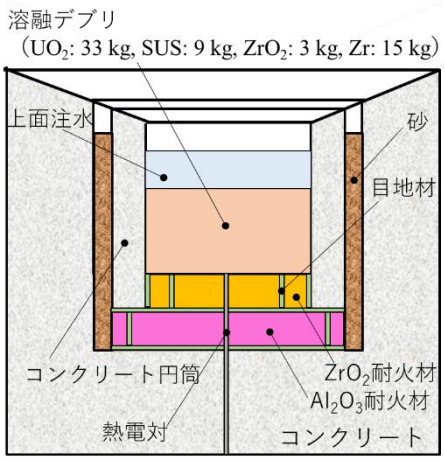


図 1 耐火材を敷設した試験体概略

全 5 ケースの試験体構造を示す。ケース 1：底面に ZrO_2 耐火材のみ、ケース 2：底面に ZrO_2 と Al_2O_3 耐火材の組合せ、ケース 3：底面に異なるメーカ製の ZrO_2 を敷設、ケース 4：底面と側壁に ZrO_2 耐火材を敷設、ケース 5：耐火材を敷設せずコンクリートのみ。

実証試験は、耐火材とコンクリート温度を計測するとともに試験後の試験体の断面観察をすることでコンクリートの健全性を調査した。代表的な例として図 2 にケース 2 の試験体断面を示す。ケース 5 を除き、コンクリート温度は MCCI 抑制の目安とした 727 ℃以下を維持でき、試験終了後の断面からもコンクリートに損傷や変色は認められず、健全であることを確認できた。

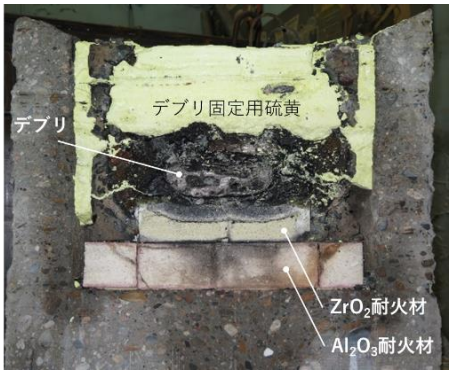


図 2 試験体切断面写真（ケース 2）

3. 結論

ZrO_2 耐火材、あるいは ZrO_2 耐火材と Al_2O_3 耐火材を組合せて敷設することで、MCCI を抑制できることを実証できた。

なお、本件は日本原子力発電㈱、東北電力㈱、東京電力ホールディングス㈱、中部電力㈱、北陸電力㈱、中国電力㈱、電源開発㈱、(一財)エネルギー総合工学研究所、東芝エネルギーシステムズ㈱、日立ＧＥニュークリア･エナジー㈱が実施した共同研究の成果の一部である。

---

*Keisuke Tsukada[1], Yasushi Yamamoto[1], Hideki Horie[1], Satoru Kuboya[1], Yuya Takahashi[1], Shohei Kanamura[1], Yoichi Onitsuka[1], Mika Tahara[1], Tadashi Fujii[2] and Takumi Yoshikawa[3]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, [3]The Japan Atomic Power Company

静的デブリ冷却システムの開発 Phase II
（6）解析手法の整備

Development of Passive Debris Cooling System Phase II

(6) Construction of evaluation method

*堀江 英樹[1]，塚田 圭祐[1]，山本 泰[1]，田原 美香[1]，窪谷 悟[1]，高橋 優也[1]，金村 祥平[1]，
鬼塚 洋一[1]，藤井 正[2]，吉川 拓巳[3]
[1]東芝エネルギーシステムズ，[2]日立ＧＥニュークリア・エナジー，[3]日本原子力発電

実機への耐火材敷設効果を検証するため、耐火材の浸食量や耐火材／コンクリートの温度変化を計算する熱伝導解析評価ツールを整備した。本評価ツールには、Phase I や MCCI 抑制実証試験等から得られた知見に基づくモデルが導入されており、同試験結果を対象とした試験解析により、その妥当性が検証された。

キーワード：シビアアクシデント、溶融炉心－コンクリート反応（MCCI）、耐火材、試験解析

1. 緒言

MCCI を抑制する目的で、格納容器底部に耐火材を敷設し、溶融デブリを受け止め、溶融弁により注水する静的デブリ冷却システムを開発した。その中で、実機への耐火材敷設効果を検証するため、耐火材の浸食量や耐火材／コンクリートの温度変化を評価するツールを整備するとともに、その妥当性を検証した。

2. 解析ツールの概要と検証

評価ツールは、非定常二次元熱伝導方程式で構成されており、MCCI 抑制実証試験で得られた耐火材間の接触熱抵抗等の知見が、評価上のモデルとして導入されている。本整備では、複数の MCCI 抑制実証試験を対象に検証した。代表例として、コンクリートトラップの底部と側壁の双方に耐火材が敷設されたケースを対象とした試験の解析体系（図 1）と結果（図 2）を示す。図 2 より、注水後、耐火材表面から 10mm 位置の測定値（赤実線）が適切な温度を示していないものの、注水前までの 10mm 位置も含めて、いずれの位置の解析結果も試験結果を良く再現できていることが確認できた。

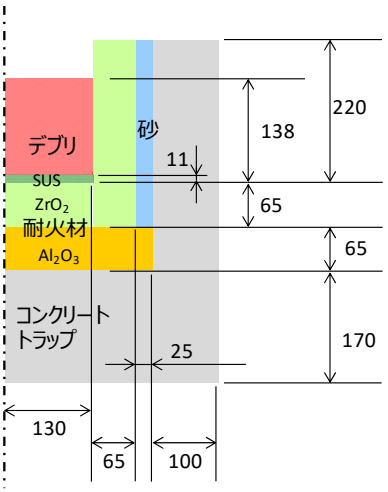


図 1　解析体系(単位：mm)

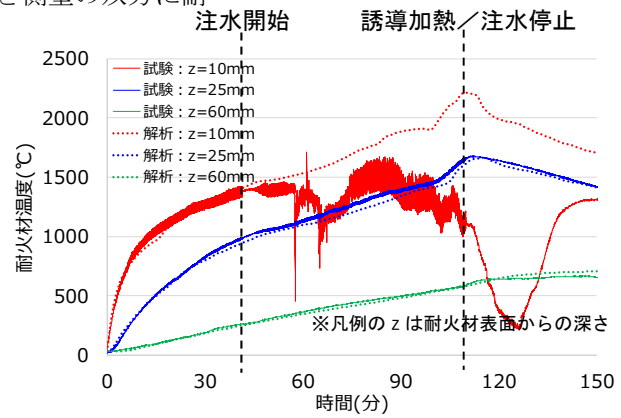


図 2　底部耐火材の温度変化(中心から 90mm 断面)

3. 結論

評価ツールを MCCI 抑制実証試験で検証し、ツールの機能が妥当であることを確認した。

なお、本件は、日本原子力発電㈱、東北電力㈱、東京電力ホールディングス㈱、中部電力㈱、北陸電力㈱、中国電力㈱、電源開発㈱、(一財)エネルギー総合工学研究所、東芝エネルギーシステムズ㈱、日立 GE ニュークリア・エナジー㈱が実施した共同研究の成果の一部である。

---

*Hideki Horie[1], Keisuke Tsukada[1], Yasushi Yamamoto[1], Mika Tahara[1], Satoru Kuboya[1], Yuya Takahashi[1], Shohei Kanamura[1], Yoichi Onitsuka[1], Tadashi Fujii[2] and Takumi Yoshikawa[3]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, [3]The Japan Atomic Power Company

静的デブリ冷却システムの開発 Phase II
（7）総合評価

Development of Passive Debris Cooling System Phase II
(7) Applicability Evaluation

*田原 美香[1]，塚田 圭祐[1]，山本 泰[1]，堀江 英樹[1]，窪谷 悟[1]，高橋 優也[1]，金村 祥平[1]，
鬼塚 洋一[1]，藤井 正[2]，吉川 拓巳[3]
[1]東芝エネルギーシステムズ，[2]日立ＧＥニュークリア・エナジー，[3]日本原子力発電

耐火材を実機に敷設した場合の伝熱・浸食評価を実施し、MCCI を抑制する耐火材積層構造について検討した。概念検討中の次世代 BWR（HP-ABWR 体系）では ZrO_2 耐火材と Al_2O_3 耐火材の積層によりデブリ落下後注水においても MCCI を抑制可能であることを確認した。また、既設の Mark-II 体系では事前水張によるデブリ粒子化等の対策と併用することが望ましいことを確認した。

キーワード：シビアアクシデント、溶融炉心－コンクリート反応（MCCI）、耐火材、試験解析

1. 緒言

実機評価の代表プラントとして、定格熱出力に対するペデスタル床面積比が大きい HP-ABWR と、比が小さい BWR-5/Mark-II を対象に、耐火材の伝熱・浸食解析を行い MCCI 抑制効果を確認した。

2. 解析条件および解析結果

(6)報で検証した評価ツールを用い、実機のペデスタル内側に耐火材を敷設した場合（図１）の伝熱・浸食解析を行った。早期に溶融炉心が全量落下するシナリオを対象に“MAAP”解析結果に基づきデブリ条件を設定した。本研究では、MCCI 抑制の判断基準として、保守的にコンクリートからのガス（CO_2）発生開始となるコンクリート温度 1000K（727℃）以下とした。解析結果から、HP-ABWR 体系では ZrO_2 と Al_2O_3 耐火材の積層によりデブリ落下から 5 分後の注水開始でも MCCI を抑制可能であることを確認した(図 2)。一方、Mark-II 体系では事前水張と耐火材の併用により MCCI を抑制可能であることを確認した。

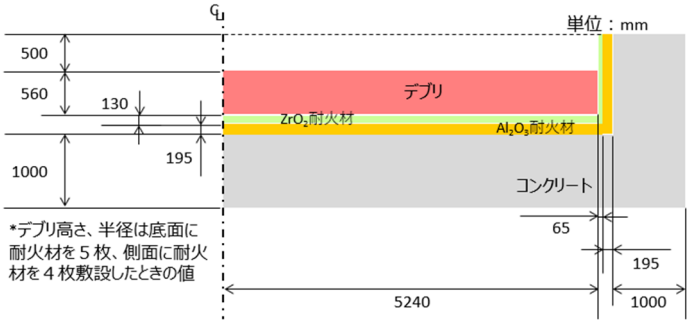


図１　HP-ABWR の解析体系（単位：mm）

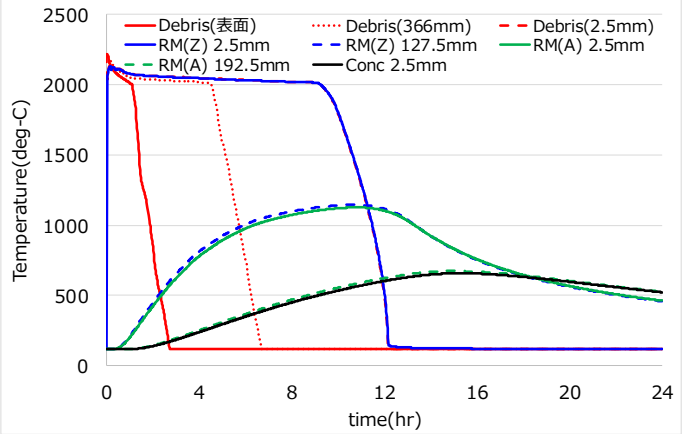


図２　HP-ABWR の底部耐火材の温度変化
（$ZrO_2$2 層＋$Al_2O_3$3 層、1 層の厚さ=65 ㎜）

3. 結論

HP-ABWR 体系は耐火材によりデブリ落下後注水でも MCCI を抑制可能であることを確認した。また、Mark-II 体系は事前水張によるデブリ粒子化等の対策と併用することが望ましいことを確認した。

なお、本件は日本原子力発電㈱、東北電力㈱、東京電力ホールディングス㈱、中部電力㈱、北陸電力㈱、中国電力㈱、電源開発㈱、(一財)エネルギー総合工学研究所、東芝エネルギーシステムズ㈱、日立ＧＥニュークリア・エナジー㈱が実施した共同研究の成果の一部である。

本論文に掲載の商品の名称は、それぞれ各社が商標として使用している場合があります。

* Mika Tahara [1], Keisuke Tsukada[1], Yasushi Yamamoto[1], Hideki Horie [1], Satoru Kuboya[1], Yuya Takahashi[1], Shohei Kanamura[1], Yoichi Onitsuka[1], Tadashi Fujii[2] and Takumi Yoshikawa[3]
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, [3]The Japan Atomic Power Company

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

[1E12-14] Severe Accident2

chair: Hiroshi Madokoro (JAEA)

Wed. Sep 8, 2021 4:10 PM - 5:05 PM Room E

[1E12] Development of out of pile experimental method for evaluating the effect of dispersed fuel fragments on the fuel coolability depending on accumulation mode under FFRD condition

*Yuki Shimizu[1], Koichi Ogata[1], Yasunari Shinohara[1], Masaaki Yamato[2] (1. NDC, 2. MHI)

4:10 PM - 4:25 PM

[1E13] Numerical analysis of IVR code benchmark by MAAP5

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

4:25 PM - 4:40 PM

[1E14] Prediction of core water injection timing at the time of Fukushima accident considering Tellurium release event during Zr cladding oxidation

*Akihide Hidaka[1,2], Sigeto Kawashima[3], Mizuo Kajino[4], Sentaro Takahashi[5], Tomoyuki Takahashi[3] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Khalifa Univ., 3. Kyoto Univ., 4. Meteorological Research Institute, 5. Former Kyoto Univ.)

4:40 PM - 4:55 PM

©Atomic Energy Society of Japan

FFRD 事象における放出ペレット堆積部冷却性への堆積状態による影響の検討に関する試験手法の開発

Development of out of pile experimental method for evaluating the effect of dispersed fuel fragments on the fuel coolability depending on accumulation mode under FFRD condition

*清水勇希[1]，小方宏一[1]，篠原靖周[1]，大和正明[2]
[1]ニュークリア・デベロップメント(株)，[2]三菱重工業(株)

FFRD（Fuel Fragmentation, Relocation and Dispersal）事象において想定されるペレット片のグリッド部堆積挙動を模擬する炉外試験装置を用いて、ペレット片堆積状態の変化をパラメータとし、ペレット片堆積部周辺の冷却性を評価可能な試験手法を開発した。

キーワード：FFRD、ペレット細粒化、ペレット放出、放出ペレットの堆積、炉心冷却性、高燃焼度燃料、LOCA

1. 緒言

LOCA 時に高燃焼度燃料で想定される FFRD（Fuel Fragmentation, Relocation and Dispersal）事象において、細粒化したペレット片が燃料棒外へ放出された場合の LOCA 時及び LOCA 後の炉心冷却性に関しては、実験的手法による知見が少ない。放出ペレット片がグリッドの上部や被覆管とグリッドの隙間に堆積する場合、堆積したペレット片からの崩壊熱や冷却流路の閉塞により、堆積部における局所的な温度上昇や、堆積部下流の冷却性への影響が懸念される。本発表では、ペレット片堆積状態の変化によるグリッド部周辺冷却性への影響評価を目的として開発した未照射 PWR 3×3 燃料棒バンドル体系での試験手法の概要と、当該手法を用いた試験結果を報告する。

2. 試験方法

FFRD 事象における細粒化ペレット放出後のグリッド部堆積挙動の模擬のため、上部プラグ及び模擬ペレット加熱容器を換装することで、サブチャンネル 4 か所への降下（以降、4 か所降下と呼称）、サブチャンネル 1 か所への降下（以降、1 か所降下と呼称）等、複数の方式でペレット片を降下し、任意に堆積状態を変更可能な装置(図 1)を用い、ペレット片効果箇所や堆積状況を変化させた試験を実施した。具体的には装置下部から水蒸気を炉心管内に導入後、模擬グリッドを LOCA 時相当温度に保持した状態で、模擬ペレット加熱容器中で模擬グリッドよりも更に高温に加熱した模擬ペレット片をグリッド上の任意の箇所に降下し、堆積前後の模擬被覆管表面の温度変化を測定した。また、温度計測実施後、流路閉塞度を把握するため、常温大気中で装置下部から空気を流入することで、模擬ペレット片堆積部の差圧を測定した。

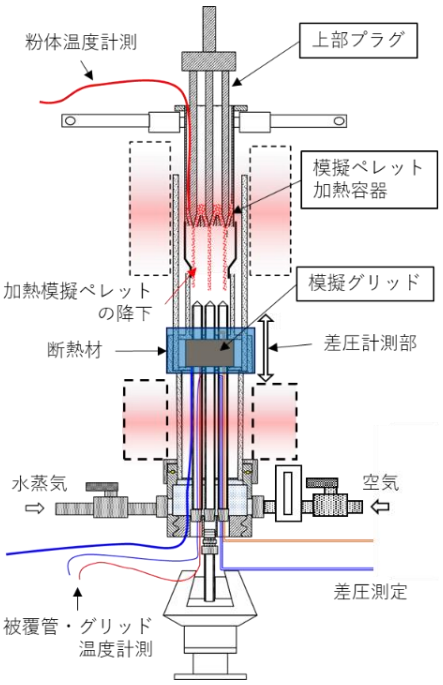


図 1　試験装置概要

3. 試験結果

等重量の模擬ペレット片を用いて 4 か所降下と 1 か所降下の試験を実施し、両試験において堆積部周辺の被覆管温度が上昇し冷却されるまでの温度履歴データを得た。1 か所降下は 4 か所降下と比較して被覆管の温度上昇幅が大きく、かつ冷却に要する時間が長い傾向が確認された。また、温度計測後の差圧測定では、1 か所降下では 4 か所降下と比較して差圧が低く、堆積部における空気流の圧力損失が流路閉塞度に対応した傾向となっていることが確認された。

4. 結論

FFRD 発生時に微細化ペレットがグリッド部に堆積する場合を模擬する試験装置を開発し、複数の堆積状態に対して、堆積部付近の温度や堆積部の差圧データを取得可能であることを確認した。

---

*Yuki Shimizu[1], Koichi Ogata[1], Yasunari Shinohara[1] and Masaaki Yamato[2]
[1]Nuclear Development Corporation, [2]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd..

MAAP5 による成層化ベンチマーク解析

Numerical analysis of IVR code benchmark by MAAP5

*桂木 一行[1]，林 直哉[1]，上田 謙一郎[1]，松井 昇[1]
[1] 三菱重工業

下部プレナム内デブリ挙動の検討として，欧州 IVMR プロジェクトが実施したコード間ベンチマーク問題を MAAP5 で解析した結果を報告する。

キーワード：MAAP5，欧州 IVMR プロジェクト，成層化

1. 緒言

シビアアクシデント(SA)時の下部プレナム内デブリ挙動は，原子炉容器健全性(in-vessel retention，IVR と略)に影響する重要な現象であり，これまでに多数の評価手法が報告されている（文献[1]，文献[2]）。近年，IVR に関する SA 解析コードのベンチマークが欧州共同体(EU)から報告された[3]。そこで本研究では，MAAP5 コードについて IVR ベンチマーク問題[3]を対象に下部プレナム内の成層化現象への適用性を検討した。

2. IVR ベンチマーク問題

下部プレナム内で酸化物（二酸化ウラン等）と軽金属（ステンレス鋼等）とが密度差で２層に分離し成層化した状態で，各層から原子炉容器への熱流束を評価対象とする。なお，今回のベンチマーク問題では原子炉容器の外面は水で冷却された定常状態としている。

3. MAAP5 による解析結果

図 1 に MAAP5 による解析結果を示す。酸化物層から原子炉容器への熱流束は，ACOPO 試験に基づく Theofanous の式[1]で評価している。軽金属層から原子炉容器への熱流束は，ARVI プロジェクトで実施した BALI-metal layer 試験の知見から，層流は半理論式，乱流は Churchill-Chu の式で評価している。

IVMR プロジェクトの報告書[3]に記載されている他コードのベンチマーク結果では，軽金属層から原子炉容器への熱流束は 0.55～0.85MW/m^2 であり，MAAP5 の結果は他コードと同等であることを確認した。

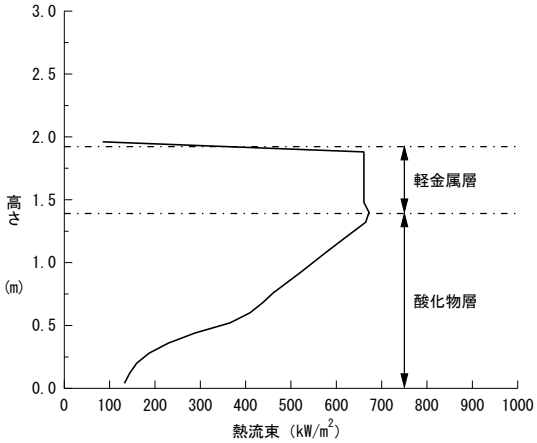


図 1. 原子炉容器への熱流束の分布

4. 結論

MAAP5 コードが下部プレナム内での成層化現象（酸化物層と軽金属層の２層に成層化されること）を模擬でき，各層から原子炉容器への熱流束の評価に適用できることを確認した。

参考文献

[1] Theofanous, T. G., et al. "In-vessel coolability and retention of a core melt." No. DOE/ID-10460. Argonne National Lab., 1996.

[2] Esmaili, H., and M. Khatib-Rahbar. "Analysis of in-vessel retention and ex-vessel fuel coolant interaction for AP1000." NUREG/CR-6849, ERI/NRC 04-201 (2004).

[3] Carénini, L., et al. "Main outcomes from the IVR code benchmark performed in the European IVMR project." *Annals of Nuclear Energy* 146 (2020): 107612.

---

*Kazuyuki Katsuragi[1], Naoya Hayashi[1], Kenichiro Ueda[1] and Noboru Matsui[1]

[1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

Zr 被覆管酸化時の Te 放出事象を考慮した福島事故時の炉心注水時間帯の予測

Prediction of core water injection timing at the time of Fukushima accident considering Tellurium release event during Zr cladding oxidation

*日髙昭秀 [1),2)]、川島茂人 [3)]、梶野瑞王 [4)]、高橋千太郎 [5)]、高橋知之 [3)]

[1]JAEA、[2]カリファ大学、[3]京都大学、[4]気象研、[5]元京都大学

燃料ペレットから放出された Te の大部分は未酸化の Zr 被覆管内面に取込まれ、再注水時等に完全酸化する直前に放出される。この特異な放出機構を勘案し、土壌汚染マップと WRF モデルから推定した福島事故時の Te 放出時間帯を元に、3/14 – 16 のどの時点で炉心再注水や水素発生が起きたかについて関連付けを行った。

キーワード：福島第一原発事故、^{129m}Te 土壌汚染マップ、WRF モデル、Te 放出、Zr 被覆管酸化

1. 緒言、先行研究

福島第一原発事故（以下、福島事故）時に環境中に放出された Te の放射能量は、希ガスを除くとヨウ素や Cs についで多かった。文科省の土壌汚染マップによると、^{129m}Te の地表への沈着分布は ^{137}Cs と異なっている地域があり、Te の放出機構は Cs と異なることが示唆されていたが、詳細は不明であった。また、これまで Cs やヨウ素については、放出時期や量とプラントの事故事象との関連等について数多くの検討が行われてきたが、Te の検討は限られていた。そこで、演者らは、先の検討において、文科省の ^{129m}Te 土壌汚染マップとメソスケール気象（WRF）モデルを用いて Te の放出時間や量を推定し、その結果と原子炉側事象との関連付けを格納容器（PCV）の圧力変化や破損位置等から検討した[1]。その結果を図 1 及び表 1 に示す。

2. Zr 被覆管酸化時の Te 放出を考慮した再検討と期待される情報

しかし、先の検討では、30 年以上前に米国の ORNL 実験で報告された「Te の大部分は未酸化 Zr 被覆管の内面に取込まれ、炉心注水時等に Zr 被覆管が完全酸化する直前に SnTe として放出[2]」の知見を考慮しておらず、今回、この点を含めて再検討した。これにより、Te の放出時間帯が、燃料温度にほぼ依存して放出する Cs とは異なることを説明でき、また、Te 放出事象から水素発生時期を特定できる。さらに福島事故時に炉心冷却で切り札となった消防注水は復水器に向かう配管に横抜けしてしまい、原子炉に何時どれだけ水が入ったかは未だに不明であるが[3]、Te の放出事象から炉心注水の実際の時間帯に関する支援情報が得られる。

3. 検討結果

先の検討で不明とした 14 日 01:00 の放出(A)は、R/B が破損した 1 号機(1F1)で注水停止により昇温したためと考えられる。15 日 06:00 の放出(D)は、同日 02:30 から消防注水を再開した 3 号機(1F3)で水が実際に炉心に到達したためと考えられる。1F SSW 側で ^{129m}Te/^{137}Cs が高くなったのは、(D)の 1F3 再注水時の ^{137}Cs 放出が ^{129m}Te より小さかったのと、炉心溶融時に放出した ^{137}Cs が風向の関係で SSW に向かわなかったためと考えられる。(D)の ^{129m}Te 放出時に 1F3 で生成した水素の一部は 4 号機(1F4)に運ばれ、1F4 水素爆発の主な原因になったと考えられる。

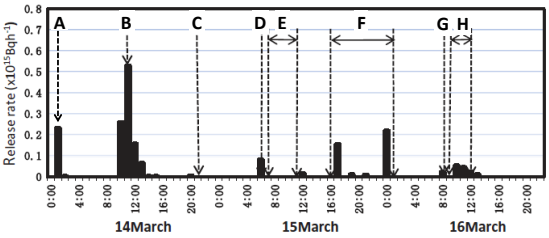


図 1　^{129m}Te の放出時間帯と放出量

表 1　図 1 に示した各イベントの詳細

	NT論文（PCV圧力、破損位置）	Zr酸化時の放出考慮
A	不明	1号機注水停止・温度上昇
B	3号機水素爆発	3号機水素爆発に伴う消防注水配管破損・炉心注水
C	2号機PCVベント	1号機再注水
D	2号機水蒸気爆発	3号機再注水・R/Bから白煙
E	2号機PCV減圧	2号機PCV減圧・再注水
F	3号機ベント, PCV減圧	3/15 16:00 3号機PCVベント 3/16 00:00 2号機再注水
G	3号機R/Bから白煙	3号機再注水・R/Bから白煙
H	3号機PCV減圧	3号機PCV減圧・再注水

4. まとめと今後の課題

計算対象時間をさらに拡張し、他の土壌汚染データも併せて用いることにより、福島事故時全体の Te 放出を明らかにする。

参考文献

[1] Takahashi S. et al, NT, 2018;205:5,646-654. [2] Collins J. et al, NT, 1987;77:18-31. [3] Naitoh M. et al, 2014;NUTHOS10-1265.

*Akihide Hidaka[1,2], Shigeto Kawashima[3], Mizuo Kajino[4], Sentaro Takahashi[5], Tomoyuki Takahashi[3]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Khalifa University, [3]Kyoto University, [4]Meteorological Research Institute, [5]Former Kyoto University

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

[1F01-03] Nuclear Data Evaluation &Library Development

chair: Shinsuke Nakayama (JAEA)

Wed. Sep 8, 2021 10:00 AM - 11:00 AM Room F

[1F01] The optimization of the optical potential for nucleon-nucleus scattering by using coupled-channel optical model (2)

*Shoto Watanabe[1], Futoshi Minato[2], Masaaki Kimura[1], Nobuyuki Iwamoto[2,1] （1. Hokkaido Univ., 2. JAEA）

10:00 AM - 10:15 AM

[1F02] Development of hybrid nuclear data estimator with Gaussian processes

*Hiroki Iwamoto[1], Osamu Iwamoto[1], Satoshi Kunieda[1] （1. JAEA）

10:15 AM - 10:30 AM

[1F03] Revision of JENDL-4.0/HE ACE file

*Chikara Konno[1], Kenichi Tada[1], Norihiro Matsuda[1] （1. JAEA）

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

チャネル結合光学模型を用いた
核子-原子核散乱に対するポテンシャルの最適化(2)

The optimization of the optical potential for nucleon-nucleus scattering
by using coupled-channel optical model

*渡辺 証斗[1]，湊 太志[2]，木村 真明[1]，岩本 信之[1,2]
[1]北海道大学，[2]JAEA

チャネル結合光学模型とガウス過程回帰分析を用いて、中性子-原子核反応の実験データの再現を試みた。前回発表時より最適化するパラメータの数を増やして得られた結果について報告する。

キーワード: チャネル結合光学模型，光学模型パラメータ，パラメータ最適化，弾性散乱角度分布

1. 緒言

前回、中性子弾性散乱角度分布の実験データに対してガウス過程による回帰分析を行い、2 つの光学模型パラメータを最適化して得られた結果を報告した。今回、最適化する光学模型パラメータの数を増やし、異なる核反応成分の断面積や角度分布を再現するように光学模型パラメータの最適化を試みた。本発表では、その結果を報告する。

2. 手法と結果

チャネル結合光学模型と統計模型からなる核反応計算コード CCONE[1]を用い、中性子-原子核反応による断面積や角度分布を計算した。光学模型ポテンシャルのパラメータは、GPyOpt [2]を用いたガウス過程回帰によって最適化された。

例として、^{54}Fe の弾性散乱及び非弾性散乱(第 1 励起状態)角度分布に対し、実部体積項ポテンシャルの深さ V_0 とその半径パラメータ r_0 を最適化した結果と、これら 2 つのパラメータに加えて虚部表面項ポテンシャルの深さ W_0 を実験データセットの誤差を考慮し同時に最適化した結果をそれぞれ図 1 に示す。3 つのパラメータを最適化した結果は、2 つのパラメータを最適化した結果よりも改善しており、JENDL-4.0 の評価結果と比べてもデータセットの再現性が上がっていることがわかる。

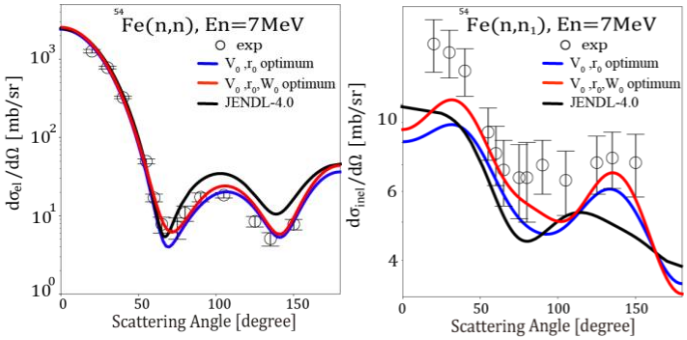


図 1:最適化するパラメータの数の増加に伴う角度分布の変化。左：弾性散乱角度分布、右：非弾性散乱角度分布

3. 結論

今回は前回よりも多くのパラメータに対して最適化を行い、実験データへの再現性が向上したことを確認した。この枠組みを大規模化することで、核データ評価の省力化・短時間化が期待できる。

参考文献

[1] O. Iwamoto, N. Iwamoto, S. Kunieda, F. Minato and K. Shibata, Nucl. Data. Sheets. 131, 259 (2016), and references therein.

[2] https://github.com/SheffieldML/GPyOpt

[3] I.A.Korzh, V.A.Mishchenko, N.M.Pravdivyi, Atomnaya Energiya, Vol.62, Issue.6, p.417 (1987).

---

*Shoto Watanabe[1], Futoshi Minato[2], Masaaki Kimura[1] and Nobuyuki Iwamoto[1,2]

[1]Hokkaido Univ., [2]JAEA

ガウス過程を用いたハイブリッド核データ推定手法の開発

Development of A Hybrid Nuclear Data Estimator with Gaussian Processes

*岩元 大樹[1]，岩本 修[1]，国枝 賢[1]

[1]原子力機構

ガウス過程を用いた機械学習に基づく核データ推定手法 (G-HyND) を開発した。本発表では、核データ評価に対する本手法の有効性を示すとともに、本手法の枠組みで、ガウス過程の固有の問題である過剰適合及び計算コストに対する解決案を提示する。

キーワード：ガウス過程、機械学習、核データ、過剰適合、核データ評価

1. 緒言

核データは主に、原子核の微視的理論や断面積の実験値に適合するように、核反応モデルのモデルパラメータを調整することで評価されるが、従来の核データ評価手法では、モデルの選択及びパラメータ調整に多大な作業コストと評価者の熟練を必要とする。本研究では、この課題に取り組むため、機械学習に基づいて核データを推定する手法（G-HyND）を開発した。本手法は、機械学習技術の一種であるガウス過程を用いて核データを推定する。訓練データとして、実験データと核反応モデルに基づく解析データを組み合わせて学習することで、核データをより合理的に推定することが可能である。

2. 手法の概要

G-HyND は、文献[1]で示した手法に基づく。カーネル関数として動径基底関数（RBF）を用い、RBF カーネルに対する超パラメータの最適化のアルゴリズムに L-BFGS-B 法[2]を用いる。右図に、鉄に対する陽子入射弾性外断面積の G-HyND による推定結果を示すように、実験データと核反応モデル（ここでは Pearlstein–仁井田の系統式）に基づく解析データを組み合わせたハイブリッドデータを用いることで、実験データが不足している領域の核データを合理的に推定することが可能である。

機械学習に固有の課題である過剰適合ついては、超パラメータに制約を与えることでこれを回避する。ガウス過程を機械学習に適用するにあたり、計算コストがしばしば課題となるが、本手法では、訓練データを分割して使用することで計算コストを抑制する。

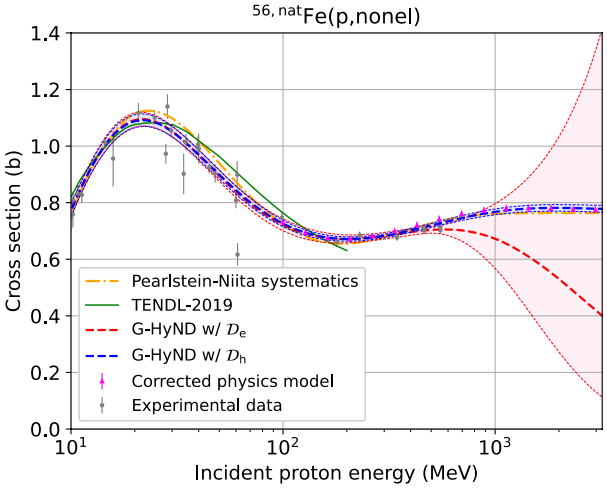


図 鉄に対する陽子入射弾性外断面積
赤線：実験データのみから推定（帯：2σ不確かさ）
青線：実験データ及び解析データから推定
（帯：2σ不確かさ）
緑線：TENDL-2019 による評価値（E_p＜200 MeV）
橙線：Pearlstein–仁井田の系統式

3. 結言

今後は、本手法を、構造が複雑な共鳴領域及び二次粒子放出の角度分布の推定に適用するとともに、核データ評価ツールとしての適用可能性を調査する予定である。

参考文献

[1] H. Iwamoto, J Nucl Sci Tecnhol, “Generation of nuclear data using Gaussian process regression,” 2007;57(8):932–938.

[2] C. Zhu et al., ACM Transactions on Mathematical Software 23(4):550–560.

*Hiroki Iwamoto[1], Osamu Iwamoto[1] and Satoshi Kunieda[1]

[1]JAEA

JENDL-4.0/HE ACE ファイル改訂

Revision of JENDL-4.0/HE ACE file

*今野　力[1]、多田　健一[1]、松田　規宏[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

JENDL-4.0/HE の ACE ファイルは 2017 年に作られ、よく使われる核種の ACE ファイルが PHITS コードに付属している。今回、発熱数、損傷エネルギー生成断面積、2 次中性子多重度、核分裂断面積に不具合が見つかったので、それらを修正した。また、JENDL-4.0/HE の全核種の ACE ファイルを作成し公開した。

キーワード： JENDL-4.0/HE、ACE ファイル、発熱数、損傷エネルギー生成断面積、2 次中性子多重度、核分裂断面積

1. 緒言

200 MeV までの中性子、陽子入射核データライブラリ JENDL-4.0/HE[1]は 2015 年に公開された。その ACE ファイルは 2017 年に松田等により JENDL-4.0/HE 用の修正をした NJOY2016.9 を使って作成され[2]、よく使われる核種の ACE ファイルが PHITS コードに付属されて 2019 年に公開された。今回、2017 年に作成された JENDL-4.0/HE の ACE ファイルを精査したところ、中性子入射の ACE ファイルの発熱数、損傷エネルギー生成断面積、2 次中性子多重度、核分裂断面積等に不具合が見つかり、その修正を行ったので報告する。

2. JENDL-4.0/HE ACE ファイルの不具合とその対処

中性子入射（N15 と O18 は陽子入射も）に対する JENDL-4.0/HE の ACE ファイルに以下の不具合が見つかったため、NJOY2016.49 を用いて以下の対処を行ない、全核種の ACE ファイルを再作成した。

① NJOY2016.9 で処理することができなかったため、中性子入射、陽子入射の N15、O18 の ACE ファイルがない → NJOY2016.49 で処理できたので、中性子入射、陽子入射の N15、O18 の ACE ファイル作成

② エネルギーバランスが崩れている核種が多数あるため、NJOY のデフォルトのエネルギーバランス法で計算された ACE ファイルの発熱数が正しくない → NJOY を修正し、発熱数を運動学的手法で計算

③ mt=5 のデータに残留核のエネルギー分布データがないため、DPA 計算で使う損傷エネルギー生成断面積が 20 MeV 以上で極端に小さくなる→損傷エネルギー生成断面積は TENDL-2019（20 MeV 以上を mt=5 にした s20 ファイル）を処理して作った ACE ファイルのデータで入れ替え

④ Am242、Am242m、Pu238 の ACE ファイルを MCNP6.2 で使うとエラー → MCNP6.2 では 2 次中性子多重度が 30 を超えるとエラーになることが判明したため、Am242、Am242m、Pu238 の 30 を超える 2 次中性子多重度を 30 に修正して NJOY で処理

⑤ Am、Np、Pu、U の同位体の ACE ファイルで 20 MeV 以上の核分裂断面積が 0.0 → mt=18 の断面積は問題なかったが、mt=19、20、21、38 の断面積が 20 MeV 以上で 0.0 になっていた。NJOY では mt=19、20、21、38 の断面積がある場合、それらの合算として mt=18 断面積を再計算するため、mt=19、20、21、38 のデータを削除して NJOY で処理

陽子入射の JENDL-4.0/HE の ACE ファイルについては N15、O18 以外問題なかったが、今回作成した中性子入射の ACE ファイルに合わせて、JENDL-4.0/HE 用の修正をした NJOY2016.49 で全核種の ACE ファイルを再作成した。

3. 結果とまとめ

作成した全核種の ACE ファイルを使って MCNP6.2 コードでテスト計算を行い、見つかった不具合が解決されていることを確認した。今回作成した ACE ファイルは原子力機構ドメイン配下のウェブサイトから自由に入手できる[3]。

参考文献

[1] https://wwwndc.jaea.go.jp/ftpnd/jendl/jendl40he.html　[2] N. Matsuda et al., Progress in Nuclear Science and Technology, 6, 225-229 (2019).　[3] https://rpg.jaea.go.jp/main/ja/ACE-J40HE/

---

*Chikara Konno[1], Kenichi Tada[1] and Norihiro Matsuda[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

[1F04-06] Simulation &Nuclear Data Validation

chair: Hiroki Iwamoto (JAEA)

Wed. Sep 8, 2021 11:00 AM - 12:00 PM Room F

[1F04] Evaluation of monochoromatic energy electron neutirno using PHITS

*Takehito Hayakawa[1], Tatsuhiko Ogawa[2], Toshitaka Kajino[3], Jae Won Shin[4], Myung-Ki Cheoun[4]
（1. National Institutes for Quantum and Ragiological Science and Techonology, 2. Japan Atomic Enertgy Agency, 3. Beihang University, 4. Soongsil University）

11:00 AM - 11:15 AM

[1F05] Problems on ENDF/B-VIII.0 and JEFF-3.3 copper nuclear data above a few MeV

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

11:15 AM - 11:30 AM

[1F06] Sensitivity analysis of k_{eff} based on three FRENDY/MG generated multi-group libraries with four sodium-cooled fast reactors.

*Junshuang Fan[1], Go Chiba[1] （1. Hokkaido Univ.）

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

PHITS による単色電子型ニュートリノ源の評価

Evaluation of monochoromatic energy electron neutirno using PHITS

*早川　岳人[1]，小川　達彦[2]，梶野　敏貴[3,4,5], Jae Won Shin[6], Myung-Ki Cheoun[6]

[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] 北京航天航空大学, [4] 国立天文台,

[5] 東京大学, [6]Soongsil University

本発表では、MeV 領域の準単色電子型ニュートリノ源に関する提案とニュートリノ原子核相互作用が計算可能な PHITS におけるニュートリノ源の評価例について報告する。

キーワード：ニュートリノ源，電子型ニュートリノ

1. 緒言

本発表では、MeV 領域の準単色電子型ニュートリノ源に関する提案を行い、ニュートリノ源となる β^+崩壊核種を生成する核反応の例、ニュートリノ原子核相互作用が計算可能な PHITS におけるニュートリノ源の評価例について報告する。

2. ニュートリノ源の提案

ニュートリノは電子型、タウ型、ミュー型とそれらの反粒子の 6 種類のニュートリノが存在している。地殻中の放射性同位体に伴うニュートリノや、原子炉からのニュートリノ計測などが基礎科学のおいて重要な問題の一つである。また、原子力分野においては、原子炉の運転状況を外部からモニターする手段としても検討されている。基礎物理学では、ニュートリノ振動が重要な問題の一つであり、準単色の電子型ニュートリノとして原子炉で生成された ^{51}Cr や ^{37}Ar などの放射性同位体が用いれている[1,2]。そこで、我々は 10~20MeV の大電流陽子加速器を用いて(p,n)反応で β^+崩壊核種を生成し準単色電子型ニュートリノ源として用いることを提案する。そのため、候補となる核反応について調査を行った。また、基礎的な性能を評価するために PHITS を持ちいて計算を行った。

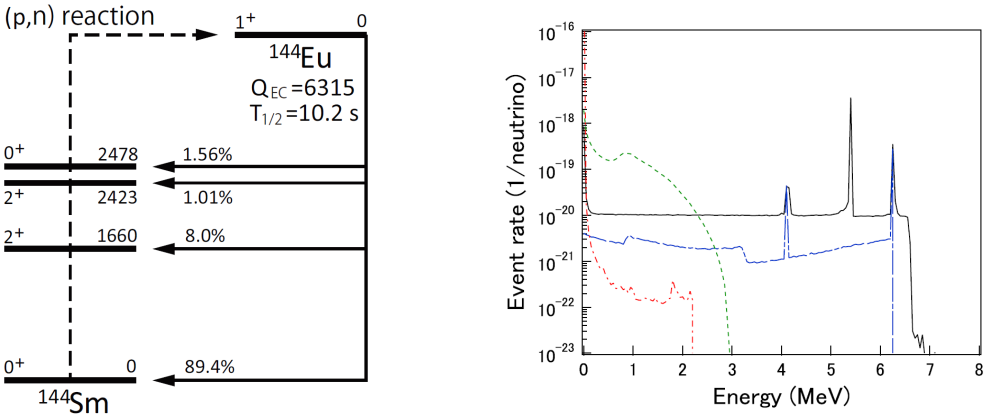


図１　(p,n)反応によるβ^+崩壊核種生成反応の模式図(左)とニュートリノのエネルギースペクトルの例（右）

参考文献

[1] W. Hampel et al., Phys. Lett. B 420, 114 (1998) .

[2] J. N. Abdurashitov, et al., (SAGE Collaboration), Phys. Rev. C 59, 2246 (1999).

---

*Takehito Hayakawa[1], Tatsuhiko Ogawa[2], Toshitaka Kajino[3,4,5], Jae Won Shin[6], and Myung-Ki Cheoun[6]

[1]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Beihang University, [4]National Astronomical Observatory in Japan, [5]The University of Tokyo, and [6]Soongsil University

数 MeV 以上の ENDF/B-VIII.0 及び JEFF-3.3 の銅核データの問題

Problems on ENDF/B-VIII.0 and JEFF-3.3 copper nuclear data above a few MeV

*権 セロム[1]，今野 力[2]，太田 雅之[1]，佐藤 聡[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

JAEA/FNS で行った銅ベンチマーク実験を核データライブラリ ENDF/B-VIII.0 及び JEFF-3.3 を用いて解析したところ、10 MeV 以上の中性子に感度を有する ^{93}Nb(n,2n)^{92m}Nb 反応の反応率を ENDF/B-VIII.0 を用いた計算値は実験値を大幅に過小評価、JEFF-3.3 を用いた計算値は実験値を大幅に過大評価した。今回、この原因を調べ、(n,np)や(n,n')反応等のデータに起因することがわかった。

キーワード：銅核データ、ENDF/B-VIII.0、JEFF-3.3、JAEA/FNS、銅ベンチマーク実験

1. 緒言

これまで、JAEA/FNS で行った銅ベンチマーク実験を用いて、 低エネルギー中性子に感度を有する ^{197}Au(n,γ)^{198}Au の反応率の MCNP 計算値が実験値を大幅に過小評価する問題に着目し、その原因を検討してきた[1]。核融合炉用核データライブラリ FENDL と日本の JENDL の改訂のための比較計算の中で、10 MeV 以上の中性子に感度を有する ^{93}Nb(n,2n)^{92m}Nb 反応の反応率の MCNP 計算値と実験値の比（Calc./Expt.）が、比較的良い一致をしていた ENDF/B-VII.1 と JEFF-3.2 と比べ、それぞれ ENDF/B-VIII.0 で過小評価、JEFF-3.3 で過大評価することが判明した（図 1）。今回、この原因を調べたので報告する。

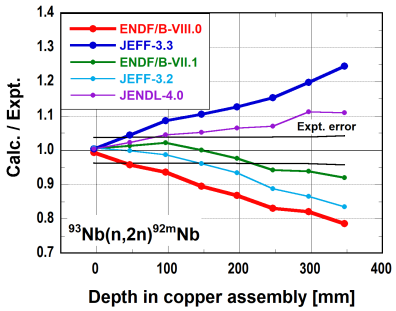


図 1. ^{93}Nb(n,2n)^{92m}Nb 反応の反応率.

2. 検討手法及び結果

^{93}Nb(n,2n)^{92m}Nb 反応に影響を与える核反応を特定するため、数 MeV 以上の ^{63}Cu と ^{65}Cu の各反応の断面積を、それぞれ ENDF/B-VIII.0 と ENDF/B-VII.1 、JEFF-3.3 と JEFF-3.2 で比較した。弾性散乱(mt=2)[ENDF/B のみ]、非弾性散乱 (mt=51-90, 91)、(n,2n)反応 (mt=16)[ENDF/B のみ]、(n,np)反応(mt=28)で差が見られたので、これらの反応のデータを ENDF/B-VII.1 あるいは JEFF-3.2 のデータで置き替えた核データを作成し、実験解析を行なった。結果の一部を図 2、3 に示す。これらの反応の違いの影響は反応毎に大きく異なり、それらの合算で、結果として ENDF/B-VIII.0 で過小評価、JEFF-3.3 で過大評価になることがわかった。

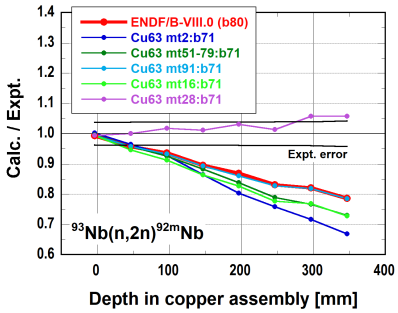


図 2. ENDF/B-VIII.0 (b80)の ^{63}Cu の特定の反応データを ENDF/B-VII.1 (b71)のデータで置き換えた結果.

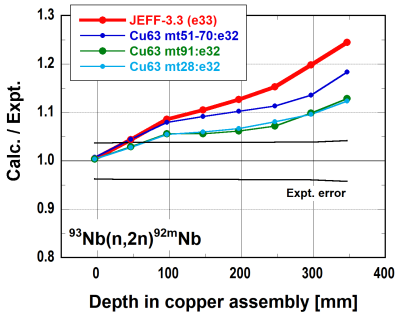


図 3. JEFF-3.3 (e33)の ^{63}Cu の特定の反応データを JEFF-3.2 (e32)のデータで置き換えた結果.

3. まとめ

JAEA/FNS で行った銅ベンチマーク実験の ENDF/B-VIII.0 と JEFF-3.3 の銅核データを用いた解析で、10 MeV 以上の中性子に感度を有する ^{93}Nb(n,2n)^{92m}Nb 反応の反応率の計算値と実験値の一致がそれぞれ ENDF/B-VII.1 と JEFF-3.2 と比べ悪くなることを見つけ、その原因が(n,np)や(n,n')反応等のデータにあることを明らかにした。本研究に基づき、ENDF/B-VIII.0 と JEFF-3.3 の銅核データの修正が必要である。

参考文献

[1] S. Kwon et al., Fusion Engineering and Design 109/111 (2016) 1658-1662.

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

[1]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

[2]Japan Atomic Energy Agency

Sensitivity analysis of k_{eff} based on three FRENDY/MG generated multi-group libraries with four sodium-cooled fast reactors

*Junshuang FAN[1], Go CHIBA[1]
[1]Hokkaido University

Three libraries generated by FRENDY/MG based on JENDL-4.0, ENDF/B-VIII.0 and JEFF-3.3 are used for general-type sodium-cooled fast reactor k_{eff} calculation, and relative differences on k_{eff} is investigated by sensitivity calculation. It is confirmed that not only ^{238}U, ^{239}Pu and ^{240}Pu, but also Fe, ^{23}Na and ^{16}O have obvious influences on k_{eff} calculation.
Keywords: FRENDY/MG, fast reactor, k_{eff}, sensitivity analysis

1. Introduction

FRENDY/MG[1] is a multi-group constant generation code for nuclear data processing, and it belongs to FRENDY code system developed by JAEA recently. It is beneficial to compare the relative percent difference (RPD) on reactor key parameter through various latest libraries. Particularly, we focus on the nuclear data difference influence on fast reactor analysis in this work. Analysis tool used in this work is CBZ which is a general-purpose reactor physics code system developed by our laboratory. The calculation targets are four sodium-cooled fast reactors given by a OECD/NEA benchmark report, and these four reactors vary from fuel type and core size.

2. Calculation.

JENDL-4.0, ENDF/B-VIII.0 and JEFF-3.3 are chosen for this work, and they are processed by FRRNDY/MG to generate multi-group constant libraries for calculation. The calculation targets are four sodium-cooled fast reactors: MET-1000, MOX-1000, MOX-3600 and CAR-3600, and they apply metallic fuel, MOX fuel and carbide fuel, respectively. The effective multiplication coefficient k_{eff} is calculated with the homogeneous lattice model with diffusion theory solver based on three libraries mentioned above, and the RPD is investigated through using JENDL-4.0-based calculation as reference. Then, sensitivity analysis is performed for MET-1000 and MOX-3600 to fine out the source of differences.

3. Result

Table 1: Relative percent difference (RPD) on k_{eff} through direct comparison.

Compare to JENDL-4.0		BOEC	EOEC
MET-1000	E80	-0.33%	-0.41%
MET-1000	JEFF	0.49%	0.23%
MOX-1000	E80	-0.23%	-0.37%
MOX-1000	JEFF	0.42%	0.17%
MOX-3600	E80	-0.18%	-0.38%
MOX-3600	JEFF	0.44%	0.06%
CAR-3600	E80	-0.31%	-0.45%
CAR-3600	JEFF	0.40%	0.02%

Table 2: Sensitivity calculation about RDP on k_{eff} for MET-1000 and MOX-3600.

Sensi analysis	MET-1000	MOX-3600
ENDF/B-8.0	-0.263%	-0.152%
JEFF-3.3	0.455%	0.438%

The RPD obtained through k_{eff} direct comparison in Table 1, and sensitivity calculation result is shown in Table 2 (JENDL-4.0 and ENDF/B-VIII.0 are compared only). Firstly, discrepancy occurs between different libraries calculation although the latest libraries are used. Especially, the RPD between JENDL-4.0-based and JEFF-3.3-based calculations reaches 490 pcm which is considerable for k_{eff}. Secondly, it is obvious that ENDF/B-VIII.0 gives the minimum value and JEFF-3.3 gives the maximum value on k_{eff}. The second point is consistent for all four reactors. Sensitivity calculation result suggests the same fact as shown in Table 1. Next, the nuclide-wise sensitivity analysis RPD information is shown in Table 3. we can notice that not only fissile nuclides contribute to the differences, but also the non-fissile nuclides can cause obvious difference on k_{eff} for fast reactor. Comparing with the JENDL-4.0-based calculation, Fe should be response for ENDF/B-VIII.0-based calculation gives minimum value on k_{eff}. Observing the sensitivity analysis result, we know that the total RPD (between JENDL-4.0 and ENDF/B-VIII.0) contributed by Fe are -0.40% and -0.35% for MET-1000 and MOX-3600, respectively. Thus, the sensitivity analysis suggests that the discrepancy on the nuclear data of iron has significant influence on fast reactor key parameter calculation, so that further effort is recommended to reduce this discrepancy from the perspective of fast reactor development.

Table 3: Nuclide-wise RPD information from sensitivity analysis.

Sensitivity Analisys, JENDL-4.0 against ENDF/B-VIII.0			
MET-1000	Nuclide wise	MOX-3600	Nuclide wise
Cr	-0.100%	Fe	-0.354%
Fe	-0.402%	Na	0.164%
Na	0.049%	O-16	0.062%
Pu-239	-0.117%	Pu-239	-0.313%
Pu-240	0.379%	Pu-240	0.343%
U-238	0.132%	U-238	0.092%

As conclusion, three main ENDF nuclear data libraries are used for general type sodium-cooled fast reactor k_{eff} calculation through the FRENDY/MG and CBZ code systems. Discrepancy on k_{eff} can be observed, and it is contributed by Fe, Pu and U mainly. The fact that non-fissile nuclides have obvious effect on k_{eff} calculation is very different from thermal-reactor analysis. Therefore, it is necessary to think highly of the discrepancy on the non-fissile nuclides nuclear data from the perspective of fast reactor analysis.

Reference

1 A. Yamamoto, K. Tada, G. Chiba, & T. Endo (2021). Multi-group neutron cross section generation capability for FRENDY nuclear data processing code, *J. Nucl. Sci. Technol.*, (accepted).

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

[1F07-11] Fission Theory

chair: Katsuhisa Nishio (JAEA)

Wed. Sep 8, 2021 2:45 PM - 4:15 PM Room F

[1F07] Determining the Pairing Strength of Actinide Region Nuclides by Relativistic Mean Field Theory and Gauss Process Regression

*Taiki Kouno[1], Jingde Chen[1], Chikako Ishizuka[1], Tsunenori Inakura[1], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Tech)

2:45 PM - 3:00 PM

[1F08] TKE of fission fragments in neutron-induced fission of ^{235}U, ^{238}U, ^{239}Pu by 4D Langevin model

*Kazuya Shimada[1], Chikako Ishizuka[1], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Tech)

3:00 PM - 3:15 PM

[1F09] Fission fragment yields estimated from the microscopic calculations through the random-walk method

*Kazuki Fujio[1], Shuichiro Ebata[2], Tsunenori Inakura[1], Chikako Ishizuka[1], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Tech, 2. Saitama Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM

[1F10] Angular Momentum of Fission Fragments from AMD

*Jingde Chen[1], Chikako Ishizuka[1], Satoshi Chiba[1], Akira Ono[2] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Tohoku University)

3:30 PM - 3:45 PM

[1F11] Energy dependence of charge polarization deduced from the time-dependent mean-field calculation

*Shuichiro Ebata[1], Shin Okumura[2], Chikako Ishizuka[3], Satoshi Chiba[3] (1. Saitama University, 2. IAEA, 3. Tokyo Tech)

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

相対論的平均場理論とガウス過程回帰によるアクチノイド領域核の対相関力の決定

Determining the Pairing Strength of Actinide Region Nuclides by Relativistic Mean Field (RMF) and Gauss Process Regression (GPR)

*河野 大樹[1]、陳 敬徳[1]、石塚 知香子[1]、稲倉 恒法[1]、千葉 敏[1]
(1. 東京工業大学)

アクチノイド領域核の核分裂障壁 (B_f)、結合エネルギー (B.E.)、対回転慣性能率 ($\mathcal{I}_{rot}$) [1] の統一的記述を目指して、相対論的平均場理論 (RMF) と BCS 対相関模型による計算値と実験値の相対平均二乗誤差 (MSRE) が最小となる対相関力の強度をガウス過程回帰 (GPR) により求め本手法の有効性について検証した。
キーワード:核データ、相対論的平均場理論、核分裂障壁、対相関、アクチノイド、ガウス過程回帰

1 緒言

微視的平均場模型では平均場のパラメータは様々な原子核の基底状態近傍の性質（質量や変形度）を系統的に記述するように決定するが、核分裂障壁を同時に精度よく再現することが困難であることが分っている。一方、「対相関力」[2] は残留相互作用であるため柔軟性があり、それを調整する事によって核分裂障壁を調整することが可能である。その妥当性は平均場の影響をほとんど受けない観測量である対回転慣性能率によって検証されるべきである。RMF はハドロン物理の枠組みで議論され、相対論的に共変なラグランジアンより様々な物理量を統一的に導出することができ、更には原子核を記述する際に重要なスピン軌道力が自然に導出される強力な理論モデルである [3]。本研究では RMF の残留相互作用として BCS 対相関を採用し、GPR により「対相関力」の強度パラメータを調整する事でアクチノイド領域核の核分裂障壁を含む性質の系統的な記述を試みた。

2 計算方法

相対論的共変なラグランジアンを導入し量子場の理論から RMF を導くために中間子場の摂動を無視し平均値に注目する古典近似と核子の負エネルギー成分を無視する No sea 近似の二つの近似を施した [3]。

$$\mathcal{L} = \bar{\psi}(i\gamma_\mu\partial^\mu - M)\psi + \frac{1}{2}\partial^\mu\sigma\partial_\mu\sigma - U(\sigma) - g_\sigma\bar{\psi}\psi\sigma - \frac{1}{4}\Omega^{\mu\nu}\Omega_{\mu\nu} + \frac{1}{2}m_\omega^2\omega^\mu\omega_\mu - g_\omega\bar{\psi}\gamma^\mu\psi\omega_\mu + U(\omega)$$
$$- \frac{1}{4}\vec{R}^{\mu\nu}\vec{R}_{\mu\nu} + \frac{1}{2}m_\rho^2\vec{\rho}^\mu\vec{\rho}_\mu - g_\rho\bar{\psi}\gamma^\mu\vec{\tau}\psi\vec{\rho}_\mu - \frac{1}{4}F^{\mu\nu}F_{\mu\nu} - e\bar{\psi}\gamma^\mu\frac{(1-\tau_3)}{2}\psi A_\mu$$

上記のラグランジアン及びオイラーラグランジュ方程式を用いることで核子場や中間子場の従う方程式を導出することができ、これらを連立して解く事で得られる各場の情報を基に RMF におけるエネルギーを得る事ができる。さらに、対相関エネルギーを加え、B_f, B.E., $\mathcal{I}_{rot}$ における MSRE が最小となる対相関力を Python における機械学習ライブラリである scikit-learn [4] を用いて決定した。

3 結果

右図はアクチノイド領域核における B_f, B.E., $\mathcal{I}_{rot}$ の相対平均二乗誤差 (MSRE)

$$\mathrm{MSRE} = \sum\left(\frac{\mathrm{Exp.} - \mathrm{Cal.}}{\mathrm{Exp.}}\right)^2$$

を $G_{\mathrm{best}} = aG$ の係数 a 毎にプロットしたものである。結論として対相関力を 10% 程度強くすることで、質量、核分裂障壁、対回転慣性能率の再現が全て向上することが分った。講演では、右図を含めた結果と導出過程について報告する。

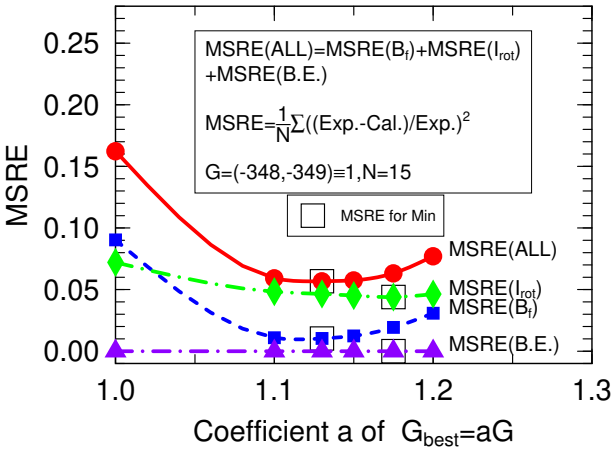


図 1 対相関力の関数としての MSRE:$G \equiv (G_n, G_p)$[MeV fm^{-3}] はオリジナルの対相関力、$N = 15$ は調査したアクチノイド核の数

参考文献

[1] D. M. Brink and R. A. Broglia, Nuclear Superfluidity, Pairing in Finite Systems (Cambridge University Press, Cambridge, England, 2005)
[2] S. Karatzikos, A.V. Afanasjev, G. A. Lalazissis and P. Ring, Nucl. Phys. B **689** 72-81 (2010)
[3] B.D. Serot and J.D. Walecka, Adv. Nucl. Phys. 16 (1986)
[4] `https://scikit-learn.org/stable/`

*Taiki Kouno[1], Chen Jindge[1], Chikako Ishizuka[1], Tsunenori Inakura[1] and Satoshi Chiba[1]
[1]Tokyo Institute of Technology

4 次元ランジュバン模型による ^{235}U, ^{238}U, ^{239}Pu の中性子誘起核分裂における核分裂片 TKE の研究

TKE of fission fragments in neutron-induced fission of ^{235}U, ^{238}U, ^{239}Pu by 4D Langevin model

*島田 和弥[1], 石塚 知香子[1], 千葉 敏[1]
[1]東工大

本研究では、^{235}U, ^{238}U, ^{239}Pu に中性子が入射して生成する複合核の分裂で生じる核分裂片の全運動エネルギー（TKE）計算の精密化を行った。マルチチャンス核分裂確率の JENDL-4 からの採用、マルチチャンス核からの TKE を全てランジュバン模型計算値の置き換えにより、マルチチャンス核分裂のバンプ構造を含むエネルギー依存性が非常に良く再現された。

キーワード：核データ, 核分裂, ランジュバン模型, 運動エネルギー, マルチチャンスフィッション

1. 緒言

核分裂の機構解明は基礎研究や工学的応用の観点から重要である。従来 3 次元ランジュバン模型を用いて計算されてきたが、核種毎のパラメータ調整など物理的根拠や予測能力に欠け改善の必要があった。そこで我々は東工大 4 次元ランジュバン模型を開発し[1]、その後もモデル改良を行ってきた。しかし、原理的にマルチチャンス核分裂が考慮されていない課題があった。本研究では TKE 計算においてマルチチャンス核分裂効果に対する種々の補正を導入し ^{235}U, ^{238}U, ^{239}Pu+中性子反応における複合核 ^{236}U、^{239}U、^{240}Pu の核分裂片 TKE の励起エネルギー依存性の高精度での系統的再現を目指した。

2. 方法

ランジュバン計算で用いる自由エネルギーは、2 中心模型に基づき微視的巨視的理論により計算した。さらに、Strutinsky 法と BCS ペアリングの微視的エネルギー補正、ネックパラメータの調整、ゼロ点振動数の自由度毎の設定を行った。TKE の計算におけるマルチチャンス核分裂の補正において、確率を従前の TALYS-1.92 計算値から JENDL-4 に基づいた値に変更し（図 1）、またマルチチャンス核分裂で生じる各分裂核の TKE を従前の Viola 系統式の推定から、直接ランジュバン計算で計算する方法に変更した。

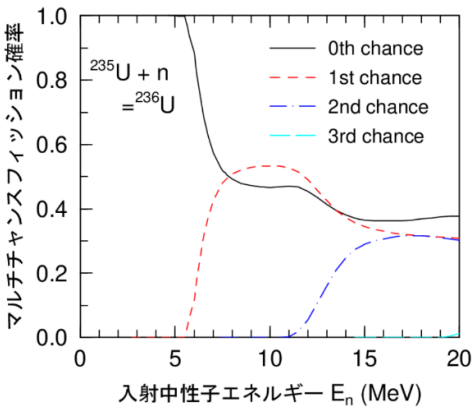


図 1 ^{235}U+n 系マルチチャンス核分裂確率の入射中性子エネルギー依存性

3. 結果

^{236}U(n+^{235}U 系)の入射中性子エネルギーと TKE の関係は図 2 のようになった[2][3]。TKE のバンプ構造は、図 1 のマルチチャンス核分裂確率に影響されていることが分かった。確率の変更でセカンドチャンス分裂のバンプ構造を抑えることができ、実験値を 0.5%程度の精度で良く再現可能となった。

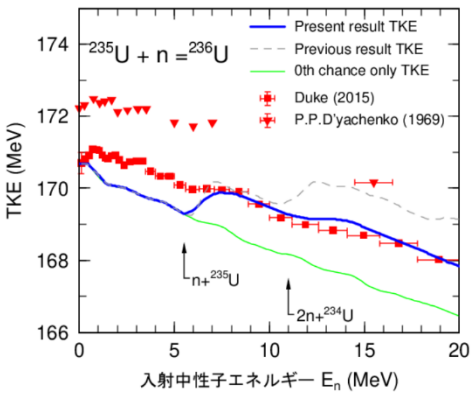


図 2 ^{235}U+n 系での核分裂片 TKE の入射中性子エネルギー依存性

4. 結論

4 次元ランジュバン模型のマルチチャンス核分裂補正の改良により、励起エネルギー増加に伴う分裂片 TKE 減少傾向をよく再現することができた。

参考文献

[1] Chikako Ishizuka, *et al.*, Phys. Rev. C 96, 064616 (2017)
[2] Duke, Dana Lynn, “Fission Fragment Mass Distributions and Total Kinetic Energy Release of 235-Uranium and 238-Uranium in Neutron-Induced Fission at Intermediate and Fast Neutron Energies”, Los Alamos ,2015, Ph.D. thesis.
[3] P.P.D`yachenko, *et al.*, Soviet Journal of Nuclear Physics, Vol.8, p.165 (1969)

*Kazuya Shimada[1], Chikako Ishizuka[1] and Satoshi Chiba[1]
[1]Tokyo Tech

ランダムウォークを導入した微視的平均場による核分裂片の収率

Fission fragment yields estimated from the microscopic calculations through the random-walk method

*藤尾 和樹[1], 江幡 修一郎[2], 稲倉 恒法[1], 石塚 知香子[1], 千葉 敏[1]

[1]東工大, [2]埼玉大学

3 種類の有効相互作用を用いる微視的平均場模型により計算されたポテンシャルエネルギー面上でランダムウォーク計算を行い、^{235}U+中性子反応の反応系である ^{236}U の核分裂片の質量数分布を求めた。これにより核分裂収率の有効相互作用依存性や温度による変化、本手法の妥当性等に関する知見を得た。

キーワード：核データ、核分裂収率、平均場模型、ポテンシャルエネルギー面、ランダムウォーク

1. 緒言

マイナーアクチノイドを低減させる核変換技術を発展させる上で、また核分裂機構を理解し未知核の構造や反応機構の予測を行う為に核分裂生成物の収量分布(核分裂収率)は重要である。実験による収率のデータはメジャーアクチノイドを除くと十分では無く、核データの完備性の為に理論的予測による収率の評価が有効である。我々はこれまでに原子核構造を核子の自由度から記述する微視的平均場模型でポテンシャルエネルギー面や荷電偏極を調べてきたが、そのままでは核分裂収率に対する予測ができない。本研究では、有効相互作用の最適化を見据え、3 種類の有効相互作用に基づくポテンシャルエネルギー面上でのランダムウォーク計算[1]を行い核分裂収率の評価を行った。これにより、核分裂収率に対する有効相互作用依存性、本手法の妥当性、今後の展開に関する知見等を得る事を目的とする。

2.計算方法

本研究では軸対称性を考慮しない拘束条件付き Skyrme-Hartree-Fock+BCS 模型[2]を採用する。拘束条件は原子核の伸長を表現する四重極モーメント(Q_{20})と原子核の質量非対称性を表現する八重極モーメント(Q_{30})である。原子炉中の主反応 ^{235}U+n の系である ^{236}U を対象に、これまでに 3 つの既存の異なる有効相互作用(SkM*, SLy4, SkI3)[3, 4, 5]でポテンシャルエネルギー面(PES)を調べてきた。この PES 上で温度の効果を含む Metropolis ランダムウォークを導入し、PES 上の断裂点における質量数を基に核分裂収率を計算した。

3.結果

図 1 は SLy4 の下で得られた ^{236}U の核分裂収率である。横軸は分裂後の生成核種の質量数(A_{FP})を示し、縦軸は温度が 1.2 MeV の場合の収率である。調べた 3 つの有効相互作用で質量数 104 付近と 132 付近にピークが発現した。これは A=132 の魔法数による性質であり、ポテンシャルエネルギー面の性質を強く反映した結果である。ピーク幅やピーク対谷比は温度に強く依存する事も分かったが、全て A=132 の魔法数における鋭いピーク構造となっており、このままでは実験データをうまく再現できない事も分かった。

本講演では有効相互作用依存性、温度の効果による変化を調べ、先行研究との比較を報告する。

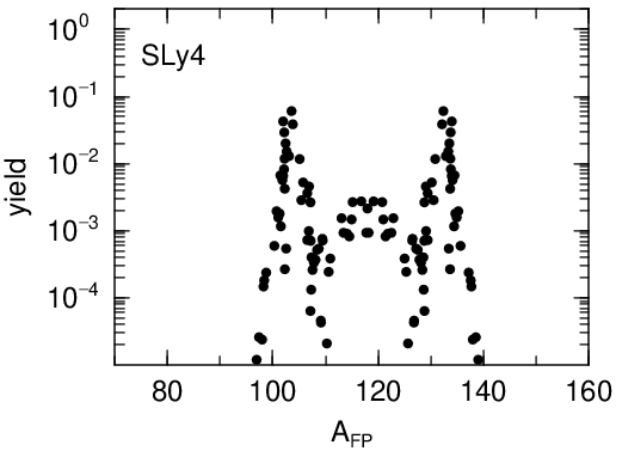


図 1: SLy4 を用いた計算による ^{236}U の核分裂収率

参考文献

[1] N. Metropolis, et al., J. Chem. Phys. **21**. 1087 (1953).
[2] S. Ebata and T. Nakatsukasa, Physica Scripta **92** 064005 (2017).
[3] P.-G. Reinhard and H. Flocard, Nucl. Phys. A **584**, 467 (1995).
[4] E. Chabanat, et al., Nucl. Phys. A **635**, 231 (1998).
[5] J. Barrel, et al., Nucl. Phys. A **386,** 79 (1982).

*Kazuki Fujio[1], Shuichiro Ebata[2], Tsunenori Inakura[1], Chikako Ishizuka[1], and Satoshi Chiba[1]
[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Saitama Univ.

AMDによる核分裂片の角運動量の研究

Angular Momentum of Fission Fragments from AMD

*陳 敬徳[1], 小野 章[2], 木村 真明[3], 石塚 知香子[1], 千葉 敏[1]
[1]東京工業大学, [2]東北大学, [3]北海道大学

反対称化分子動力学(AMD)とブーストモデルを用いて^{252}Cfの対称核分裂反応をシミュレートし、分裂片の持つ角運動量、運動量と角運動量の相関、二つの分裂片の角運動量の相関を求め、核分裂片の回転について理論上予測されている様々な回転モードについての知見を得た。
キーワード：反対称化分子動力学, 核分裂, 角運動量、分裂片の回転運動

1. 緒言

核分裂過程は、原子力発電から核廃棄物処理、さらには宇宙での元素合成まで様々な領域で重要となる原子核反応であるが、複合核から進行する原子核変形の進化、ネックの形成とその後生起する断裂に至る過程は有限量子多体系の大振幅集団運動として非常に複雑であり、十分に理解されていない。特に微視的模型に集団運動を取り入れることが困難である。このため分裂片の持つスピンについても定量的に予測することは困難である。特にスピンの起源の一つとなる分裂片の回転運動についてはTilting、Twisting、Wriggling、Bendingの4つのモードが提案されている[1]がそのうちどれが起きているか、それらの相対確率などについては理解が進んでいない。つい最近、分裂片の放出するγ線スペクトルを統計模型で解析した結果から核分裂片のスピンが即発中性子多重度と同様の鋸歯構造をしていることや、それが分裂核の電荷に寄らないことがNature誌で報告された[2]。このことから核分裂片のスピンの起源についての議論がされているが、対象核が豊富ではなく、上記結論について、特に電荷に依存しないことについては一般的な結論であるとは言えない。我々は、AMD[3]という有限核子集団の量子効果を取り込んだ分子動力学模型で核分裂を記述しようと試みている。本研究では、前回紹介したブーストモデルのさらなる拡張を行い、分裂片の運動量と角運動量の相関、二つの分裂片間の角運動量間の相関を計算し、分裂片の回転モードに関する解析を行った。

2. 手法

ブーストモデル[4]はAMDの波動関数を分裂方向に変形させる手法の一つであり、基底状態の原子核をelongation方向に変形させるために、原子核中の核子に左右対称に運動量を与え、誘起核分裂の過程を模擬する方法である。有効相互作用としてはSly4を用いた。今回は、前回の拡張として、まずBoostをかけた直後の原子核全体の全軌道角運動量を0にし、回転を止めた状態からブーストさせることとした。また、このモデルの与えるスピンがどの程度正しいかを判断するためにAMD波動関数に対して角運動量射影を行う手法を開発した。これによって、核分裂によってできるフラグメントのスピン分布などを原理的には計算できるようになった。それから、分裂片の角運動量と運動量の角度と、分裂片間の角運動量の角度を解析し、4つのモデルの割合をまとめた。

3. 結論

図1に核分裂片の質量数毎に計算した軌道角運動量の平均値を示す。これは^{252}Cfに53MeVのブースト運動量を与えた対称分裂の結果である。ばらつきが大きいのは統計精度が悪いためであるが、平均して6～7$\hbar$程度となることが分った。これは文献[2]の結果と良く一致している。ただし現在の計算では有効相互作用にスピン軌道力が考慮されていないため鋸歯構造を記述することは原理的に不可能である。当日は分裂片の運動方向と角運動量の相関、二つの分裂片の角運動量間の相関、角運動量射影などの解析から分裂片の持つスピンや回転運動について議論する。

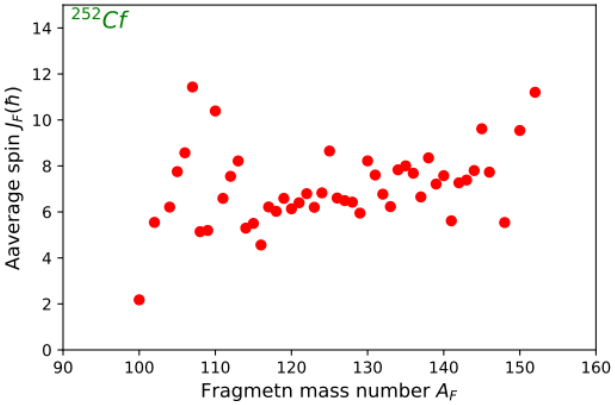


図1 ^{252}Cfの対称ブースト分裂で発生する核分裂片の質量数（横軸）と平均軌道角運動量（縦軸）の関係

参考文献

[1] L.G.Moretto et al., Phys. Rev. C 21, 204(1980).
[2] J.N.Wilson et al., Nature, 590:566-570(2021).
[3] A.Ono et al., Prog.Theor.Phys. 87,1185-1206(1992).
[4] A.Etori et al., JAEA-CONF-2018-001(2018)

*Jingde Chen[1], Akira Ono[2], Masaaki Kimura[3], Chikako Ishizuka[1], Satoshi Chiba[1]
[1]Tokyo Tech., [2]Tohoku Univ., [3]Hokkaido Univ.

時間依存平均場模型で導出した核分裂片の荷電偏極のエネルギー依存性

Energy dependence of the charge polarization deduced from the time-dependent mean-field calculation

*江幡 修一郎[1], 奥村 森[2], 石塚 知香子[3], 千葉 敏[3]

[1]埼玉大, [2]IAEA, [3]東工大

核分裂片の荷電偏極は分裂反応における中性子収率に大きな影響を与える為、原子炉の安全運用には不可欠な核データである。これまでに、静的・動的な微視的理論模型を適用し、荷電偏極を計算してきた。講演では等エネルギー面を初期値状態とした動的方法で荷電偏極を求め、そのエネルギー依存性を報告する。

キーワード：核データ、核分裂、荷電偏極、理論核物理

1. 緒言

中性子放出前の核分裂片が持つ Z/A の中心値は親核の比から僅かにズレを持つと考えられ、このズレを核分裂片の荷電偏極(dZ)と呼ぶ。現行採録されている荷電偏極の大きさは±0.5 程度であるが、ウラン、プルトニウム系の分裂反応において、分裂片の核子数は遅発中性子放出の境界が近接する為、この中性子収量に大きな影響を与える。従って分裂片の荷電偏極は原子炉の動特性の正確な予測のために、理解すべき重要な現象である。既知の領域で検証した模型による高い精度の外挿は、詳細がない核種の予測精度向上に有効な手段になる。また、dZ は、原子核物理で核分裂の物理的機構を理解する為の重要な接点である。我々は核データの少ない核種への適用を見据え、微視的理論から dZ を予測する方法を提案し、核分裂片の荷電分布を静的・動的な微視的理論を用いて計算してきた。本講演では等エネルギーの初期状態の取り扱った動的方法を用いて、核分裂片の配位を求め、そのエネルギー依存性を報告する。

2. 計算手法

核分裂を表現する為に、原子核の伸長と非対称性を表す自由度(四重極変形度(Q_{20})と八重極変形度(Q_{30}))でポテンシャル面を、静的な拘束条件付き Skyrme Hartree-Fock+BCS (CSHF+BCS) 理論模型[1]で計算した。得られた dZ は動的な効果を排除した結果になった。動的効果を取り入れる為に、等エネルギー面の配位を初期状態とした正準基底表示時間依存 Hartree-Fock-Bogoliubov 法(Cb-TDHFB) [2]を用いて、dZ を求めた。核データライブラリに採録されている軽いまたは重い核分裂片の dZ は±0.5 程度であり、動的微視的理論と等エネルギー面の配位を採用する事で同程度の大きさが得られる事が分かった。本講演ではこの Cb-TDHFB 計算で得られる dZ のエネルギー依存性を報告する。

3. 結果

図は Cb-TDHFB の初期状態に、全束縛エネルギー E=-1793 MeV で 20 配位を用意した結果 (●)と静的な方法(×)で得た dZ を表している。Wahl [3]が示す様に対称核分裂から離れた核分裂片の dZ は中性子収量に重要になる。静的な方法の dZ はゼロに収束し Wahl の結果に比べ十分な大きさが得られなかったが、動的な方法と等エネルギー面の初期状態を用いる事で十分な dZ を得られる可能性が示唆された。同時に核分裂のエネルギー依存性を取り入れる事が dZ を正しく得る為に重要である事も示唆している。そこで他のエネルギー面の初期状態を採用してそのエネルギー依存性を確認する。

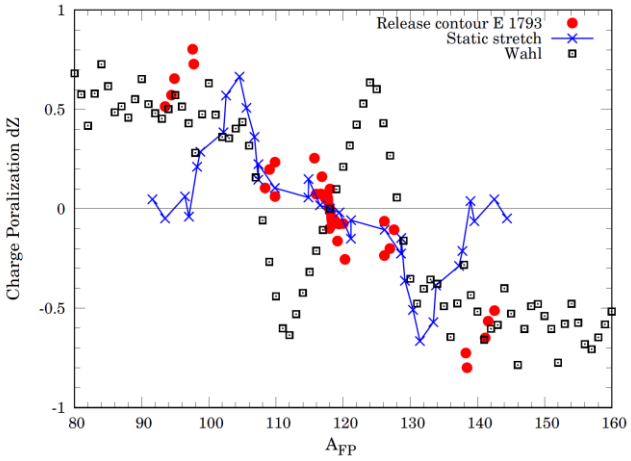


図 *E=-1793* MeV の配位を初期状態とした Cb-TDHFB (●)と CSHF+BCS(×)で得られた荷電偏極。□は Wahl の値[3]。横軸は核分裂片の質量数。

参考文献

[1] S. Ebata and T. Nakatsukasa, Physica Scripta **92** (2017) 064005.
[2] S. Ebata, et. al., Phys. Rev. C**82** (2010) 034306.
[3] A. C. Wahl, LA-13928 (2002)

*Shuichiro. Ebata[1], Shin Okumura[2], Chikako. Ishizuka[3], and Satoshi Chiba[3]
[1]Saitama University,
[2]IAEA
[3]Tokyo Institute of Technology

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

[1F12-14] Nuclear Data Measurement 1

chair: Atsushi Kimura (JAEA)

Wed. Sep 8, 2021 4:15 PM - 5:15 PM Room F

[1F12] Nuclear fission of of ^{258}Md produced in the ^{4}He+^{254}Es reaction

*Katsuhisa Nishio[1], Kentaro Hirose[1], Hiroyuki Makii[1], Riccardo Orlandi[1], Kazuaki Tsukada[1], Masato Asai[1], Atsushi Toyoshima[1], Krzysztof Rykaczewski[2] (1. JAEA, 2. ORNL)

4:15 PM - 4:30 PM

[1F13] Differential and Integral Experiment for validation of ^{233}U nuclear data

*Jun-ichi Hori[1], Tadafumi Sano[2], Yoshiyuki Takahashi[1], Kazushi Terada[1], Hiroshi Yashima[1], Hironobu Unesaki[1] (1. Kyoto Univ., 2. Kindai Univ.)

4:30 PM - 4:45 PM

[1F14] Differential and Integral Experiment for validation of ^{233}U nuclear data

*Tadafumi Sano[1], Jun-ichi Hori[2], Yoshiyuki Takahashi[2], Takashi Kanda[1], Kazushi Terada[2], Hiroshi Yashima[2], Hironobu Unesaki[2] (1. Kindai Univ., 2. Kyoto Univ.)

4:45 PM - 5:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

^{4}He + ^{254}Es で生成される ^{258}Md 原子核の核分裂

Nuclear fission of ^{258}Md produced in the ^{4}He+^{254}Es reaction

*西尾勝久[1], 廣瀬健太郎[1], 牧井宏之[1], R. Orlandi[1], K.R. Kean[2,1], 塚田和明[1], 豊嶋厚史[1], 浅井雅人[1], 佐藤哲也[1], N.M. Chiela[1], 富塚知博[3,1], 床井健運[4,1], 柳原陸斗[5,1], 鈴木颯人[4,1], 永目諭一郎[1], A.N. Andreyev[6,1], 田中泰貴[7,8], 森本幸司[7], 石崎翔馬[9], 奥林瑞貴[9], 宮本裕也[9], 田中翔也[9], 有友嘉浩[9], 久保野茂[7], K.P. Rykaczewski[10], R.A. Boll[10]

[1]原子力機構, [2]東工大, [3]新潟大, [4]茨大, [5]阪大, [6]ヨーク大, [7]理研, [8]九大理, [9]近大, [10]ORNL

^{4}He+^{254}Es の反応により複合核 ^{258}Md の核分裂を観測し、核分裂片の質量数と運動エネルギーの相関を得た。解析から、対称および非対称核分裂の競合を観測した。

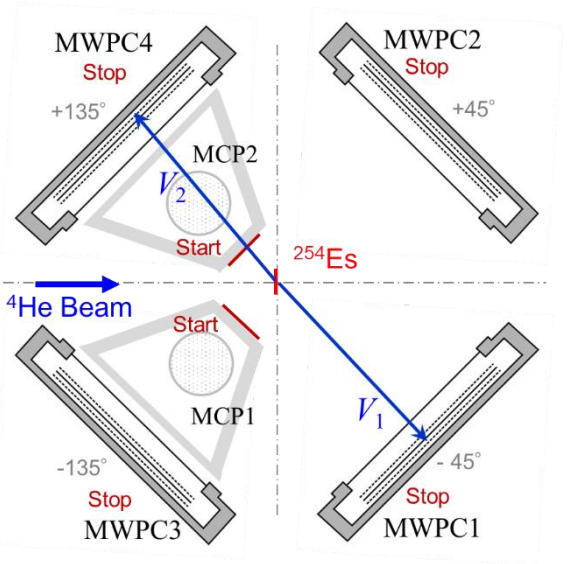
キーワード： ^{258}Md, ^{254}Es, 核分裂片質量数分布, 全運動エネルギー

1. 緒言

原子力機構では米国オークリッジ国立研究所（ORNL）と協力し、ORNL の High Flux Isotope Reactor で生成されるアインスタイニウム同位体（^{254}Es、半減期 276 日）試料を入手し、フェルミウムなど中性子過剰な重アクチノイド元素同位体の核分裂や構造研究を進めている。本研究では、^{258}Md の低エネルギー核分裂測定で得た結果を発表する。

2. 実験方法と結果

実験は、原子力機構タンデム加速器（東海）で得られる ^{4}He ビームを ^{254}Es 薄膜標的に照射して行った。ビームエネルギーを変化させ、複合核の励起エネルギー 15MeV と 18MeV からの核分裂を調べた。実験では、生成される２つの核分裂片の速度を測ることで、運動学的に核分裂片の質量数分布と全運動エネルギー（TKE）分布を得た。ここで、スタート信号は、核分裂片が薄膜を通過する際に放出される電子をマイクロチャンネルプレート検出器で増幅することで得た。また、ストップ信号は、核分裂片の入射位置の読み取りが可能な多芯線比例計数管を用いて取得した。解析の結果、質量対称核分裂と非対称核分裂（モード）が競合していることがわかった。発表では、これらモードの成分解析の結果を示す。



*K. Nishio[1], K. Hirose[1], H. Makii[1], R. Orlandi[1], K.R. Kean[2,1], K. Tsukada[1], A. Toyoshima[1], M. Asai[1], T.K. Sato[1], N.M. Chiela[1], T. Tomitsuka[3,1], K. Tokoi[4,1], R. Yanagihara[5,1], H. Suzuki[4,1], Y. Nagame[1], A.N. Andreyev[6,1], T. Tanaka[7,8], K. Morimoto[7], S. Ishizaki[9], M. Okubayashi[9], Y. Miyamoto[9], S. Tanaka[9], Y. Aritomo[9], S. Kubono[7], K.P. Rykaczewski[10], R.A. Boll[10]

[1] JAEA, [2] Tokyo Tech, [3] Niigata Univ., [4] Ibaraki Univ., [5] Osaka Univ., [6] Univ. of York, [7] RIKEN, [8] Kyushu Univ., [9] Kindai Univ., [10] ORNL

^{233}U 核データ妥当性検証のための微分及び積分実験
(1) KURNS-LINAC を用いた ^{233}U 核分裂断面積測定

Differential and Integral Experiment for validation of ^{233}U nuclear data
(1) Measurement of ^{233}U fission cross section in KURNS-LINAC

*堀順一[1]、佐野忠史[2]，高橋佳之[1]、寺田和司[1]、八島浩[1]、宇根崎博信[1]
[1]京大複合研、[2]近大原研

トリウム利用原子炉システムの成立性を工学的に議論する上で、核データライブラリにおける ^{232}Th、^{233}U をはじめとする関連核種の断面積データの妥当性評価と、断面積データの不確かさが炉心核特性パラメータに及ぼす影響の両面からのアプローチが重要である。そこで、本研究では KURNS-LINAC において TOF 法を用いて ^{233}U の核分裂断面積を熱領域から keV 領域まで測定し、既存の評価済み核データライブラリに収納されている評価値との比較を行った。

キーワード：KURNS-LINAC、微分実験、TOF 法、^{233}U 核分裂断面積、トリウム炉

1. 緒言　トリウム炉の成立性評価に重要となる核反応についての微分断面積測定研究を系統的に行っており、従前の研究では、著者らは ^{232}Th の中性子捕獲断面積測定を実施した[1]。今回は ^{233}U の核分裂反応断面積データの妥当性検証を目的として、KURNS-LINAC を用いて微分断面積測定を実施した。

2. 実験　実験は京都大学複合原子力科学研究所の電子線形加速器(KURNS-LINAC)において行った。試料には直径 25mm のバッキング材に直径 10mm の領域に電着した約 2mg の酸化ウラン(U-233)を用いた。フィッションチェンバー内に封入した試料は中性子飛行距離約 11.2m のビームライン上に設置した。併せて、試料位置に ^{6}Li-glass 検出器を設置した測定も行い、中性子スペクトル情報を取得した。加速器の運転条件は、パルス幅 100ns、繰り返し周波数は 50Hz または 200Hz とした。高い繰り返し周波数での測定においては、ビーム上流側に厚さ 0.5mm の Cd シートを設置することで、熱中性子成分が次のパルスによる高速中性子成分にオーバーラップすることを防いだ。

3. 結果　フィッションチェンバーからの信号は波高と TOF の 2 次元リストデータとして取り込んだ。波高情報を用いて試料からのα線の信号を除去し、核分裂生成物による正味の核分裂事象を抽出することで TOF スペクトルを得た。繰り返し周波数を 200Hz にしたときの ^{233}U からの核分裂事象に対する TOF スペクトルの一例を図 1 に示す。1eV～1keV の領域において ^{233}U の主要な共鳴に拠る核分裂事象を観測することができた。核分裂事象の TOF スペクトルを中性子スペクトルで割ることにより核分裂断面積の相対値を得た。相対値は JENDL-4.0 の熱中性子核分裂断面積の評価値に規格化した。発表では、得られた核分裂反応断面積の結果と、既存の評価済み核データライブラリに収納されている評価値との比較を報告する予定である。

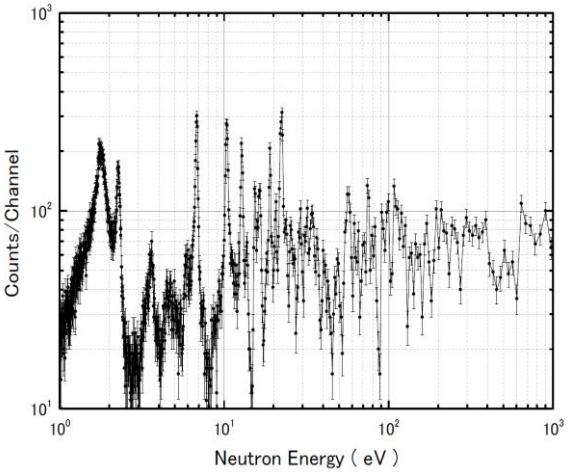


図 1 ^{233}U の核分裂事象に対する TOF スペクトル

謝辞　本研究は令和 3 年度中部電力株式会社殿受託研究の成果を含む。

[1] 堀他、日本原子力学会 2015 年秋の大会、O06

*Jun-ichi Hori[1], Tadafumi Sano[2], Yoshiyuki Takahashi[1], Kazushi Terada[1], Hiroshi Yashima[1] and Hironobu Unesaki[1]
[1]Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University, [2]Atomic Energy Research Institute, Kindai University

^{233}U 核データ妥当性検証のための微分及び積分実験
(2)　KUCA を用いた ^{233}U サンプル反応度測定

Differential and Integral Experiment for validation of ^{233}U nuclear data

(2)　Measurement of ^{233}U Sample Worth in KUCA

*佐野忠史[1]，堀順一[2]，高橋佳之[2]，神田峻[1]，寺田和司[2]、八島浩[2]，宇根崎博信[2]

[1]近大，[2]京大

トリウム利用原子炉システムの成立性を工学的に議論する上で、核データライブラリにおける ^{232}Th、^{233}U をはじめとする関連核種の断面積データの妥当性評価と、断面積データの不確かさが炉心核特性パラメータに及ぼす影響の両面からのアプローチが重要である。そこで、本研究では KUCA において ^{233}U のサンプル反応度測定を実施し、各評価済み核データライブラリを用いた数値計算値と比較検討した。

キーワード：KUCA、積分実験、サンプル反応度、^{233}U、核データ、トリウム炉心

1. 緒言　^{233}Th 捕獲断面積の積分検証データ及びトリウム装荷炉心の臨界実験データ拡充の観点より、従前より著者らは京都大学臨界集合体実験装置（KUCA）を用いて臨界実験を実施してきた。今回、^{233}U 核分裂断面積データの妥当性検証を目的として、KUCA－A 架台において ^{233}U、高濃縮 U（HU）のサンプル反応度測定を実施した。

2. 実験体系　実験体系の炉心配置図を図 1 に示す。燃料体(F)は、厚さ 1/16”濃縮ウラン板（EU）1 枚と厚さ 1/8”PE 板（1/8”p）3 枚から成る基本セル（EU-1/8”p-1/8”p-1/8”p）を 31 回繰返し、両端にポリエチレン反射体を設置した。また、燃料体の中央セルを Al 製試料容器に置換した燃料体（S）を炉心中央に装荷した。この Al 製試料容器に試料を挿入し、試料の有無による Excess reactivity の差を各試料のサンプル反応度とした。Excess reactivity は正ペリオド法により、それぞれ 7 回ずつ測定した。用いた試料は図 2 に示す ^{233}U 試料 9 枚（U_3O_8-Al，12.66mm×12.66mm×1.08mm^t）、HU 試料 9 枚（U_3O_8-Al、12.68mm×12.68mm×1.03mm^t）であった。

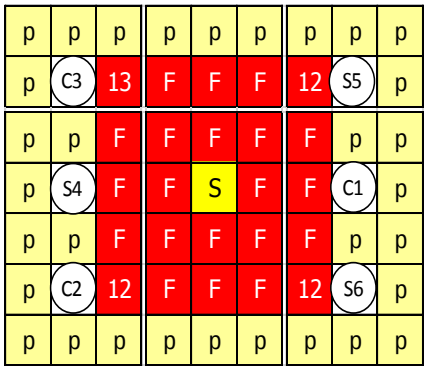


図 1 炉心配置図

F:3/8”p31EU 燃料体、
12or13：部分長燃料体
S:Sample 挿入燃料体
P:Polyethylene 反射体

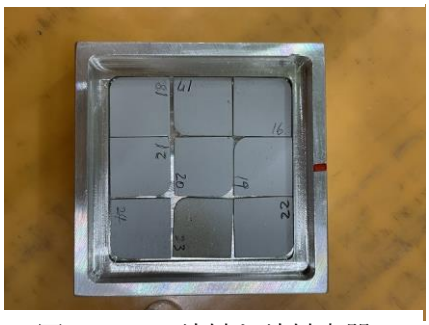


図 2　^{233}U 試料と試料容器

3. 実験結果　本実験により ^{233}U 試料 9 枚のサンプル反応度として 0.0354 ± 0.0015 %dk/k、HU 試料 9 枚のサンプル反応度として 0.0208 ± 0.0006 %dk/k が得られた。更に ^{233}U 試料 9 枚→HU 試料 9 枚の置換反応度として 0.0146 ± 0.0006 %dk/k を得た。発表では ^{233}U の置換反応度について実験結果及び数値計算による解析結果を報告する予定である。

謝辞　本研究は令和 3 年度中部電力株式会社殿受託研究の成果を含む。

---

*Tadafumi Sano[1], Jun-ichi Hori[2], Yoshiyuki Takahashi[2], Takashi Kanda[1], Kazushi Terada[2], Hiroshi Yashima[2] and Hironobu Unesaki[2],

[1]Kindai University, [2]Kyoto University

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 203-1 Accelerator and Beam Acceleration Technology

[1G01-03] Accrelator, Beam Accrelation

chair: Jinfeng Yang (Osaka Univ.)

Wed. Sep 8, 2021 10:00 AM - 10:55 AM Room G

[1G01] New acceleration method: Proof-of-principle study on vertical FFA accelerator for Harmonytron

*Kyosuke Adachi[1], Hidehiko Arima[1], Yujiro Yonemura[1], Yuhi Waga[1], Akihiro Ito[1], Koki Takamatsu[1], Nobuo Ikeda[1], Yoshiharu Mori[2] (1. Kyushu Univ., 2. Kyoto Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM

[1G02] Proof-of-principle study on vertical FFA accelerator for Harmonytron

*Akihiro Ito[1], Hidehiko Arima[1], Yujiro Yonemura[1], Yuhi Waga[1], Kyosuke Adachi[1], Koki Takamatsu[1], Nobuo Ikeda[1], Yoshiharu Mori[2] (1. Kyushu Univ., 2. Kyoto Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM

[1G03] Particle Trajectory Optimization of PIG Negative-Ion Source in Electrostatic Tandem Accelerator

*Hongfu Liu[1], Yoshiyuki Oguri[2], Hiroaki Miyake[1], Kaisei Enoki[1], Akane Komori[1], Kaoru Ueda[1], Naoto Hagura[1] (1. Tokyo City University, 2. Tokyo Institute of Technology)

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

新加速方式：ハーモニートロン実現を目指す垂直 FFA 加速器の原理実証
（1）垂直 FFA 原理検証機におけるビーム加速の研究

New acceleration method: Proof-of-principle study on vertical FFA accelerator for Harmonytron
(1) Study of beam acceleration on the electron model of vertical FFA accelerator

*足立 恭介[1], 有馬 秀彦[1], 米村 祐次郎[1], 和賀 雄飛[1], 伊藤 彰洋[1], 高松 恒輝[1], 池田 伸夫[1], 1 森 義治[2]
1 九州大学 2 京都大学

大強度ハドロンならびに短寿命ミューオンを効率良く加速する新方式の円形加速器：ハーモニートロン(Harmonytron)に用いる垂直 FFA 原理検証機の設計・開発を目指して、複数のコイルを用いて磁場勾配を生成するマルチコイル型電磁石を用いた電磁石設計とビーム力学的検討を行っている。本発表では、原理検証機におけるビーム加速を目的とした縦方向のビーム力学的検討の現状について報告する。

キーワード：固定磁場強集束加速器, マルチコイル型電磁石, 縦方向のビーム力学, ハーモニートロン

1. 緒言

大強度ハドロンならびに短寿命ミューオンを効率良く加速する新方式の円形加速器：ハーモニートロン(Harmonytron) が提案されている[1]。ハーモニートロンは、ビーム軌道長を一定に保ったまま加速と共に軌道が垂直方向に変化する特徴を持つ垂直 FFA (Fixed Field Alternating gradient)[2][3]加速器にハーモニック数跳躍加速法を適応させた円形加速器である。垂直 FFA 加速器は、設計の困難さから現在も基礎研究段階にあり、実験的な原理検証は行われていない。

2. 研究内容

現在、垂直 FFA 加速器の実験的な原理検証を目指して、数十 keV 領域の電子を用いた垂直 FFA 原理検証機の開発を進めている。原理検証機には通常のシンクロトロンに用いられる位相安定性の原理に基づく加速（シンクロトロン加速）方式を用いる。本研究では、原理検証機におけるビーム入射、加速を目的としたビーム力学的検討を行った。具体的には、3 次元磁場解析ソフトウェアと粒子軌道解析及びシミュレーションを用いて入射ビームの横方向と縦方向のアクセプタンスや加速ビームの安定性を評価した。

3. 結論

開発中の垂直 FFA 原理検証機において、シンクロトロン加速を用いて最大エネルギーまで安定に加速できることが示された。横方向と縦方向のアクセプタンスの大きさや空洞の台数・配置に関して得られた知見については本発表で報告する。

参考文献

[1] Y. Mori, Y. Yonemura and H. Arima : "A Proposal of Harmonictron", Mem. Fac. Eng. Kyushu Univ., Vol. 77, No. 2, pp. 1-13 (2017).
[2] T. Ohkawa : “FFAG Electron Cyclotron”, Phys. Rev. Vol. 100, No. 4, p. 1247 (1955).
[3] K.R. Symon, *et al.* : "Fixed-Field Alternating-Gradient Particle Accelerators", Phys. Rev., Vol. 103, No. 6, pp. 1837-1859 (1956).

---

*Kyosuke Adachi[1], Hidehiko Arima[1], Yujiro Yonemura[1], Yuhi Waga[1], Akihiro Ito[1], Koki Takamatsu[1], Nobuo Ikeda[1], and Yoshiharu Mori[2]
1Kyushu Univ. 2Kyoto Univ.

新加速方式：ハーモニートロン実現を目指す垂直 FFA 加速器の原理実証 （2）磁性体合金を用いた垂直 FFA 加速器の高周波加速空洞の設計研究

Proof-of-principle study on vertical FFA accelerator for Harmonytron

（2）Design study of magnetic alloy RF cavity for vertical FFA accelerator

*伊藤 彰洋[1]，有馬 秀彦[1]，米村 祐次郎[1]，和賀 雄飛[1]，足立 恭介[1]，高松 恒輝[1]，
池田 伸夫[1]，森 義治[2]
[1]九州大学，[2]京都大学

本研究では、大強度ハドロンならびに短寿命ミューオンを効率良く加速する新方式の円形加速器：ハーモニートロン(Harmonytron)に用いる垂直 FFA 原理検証機の設計・開発を目的として、広い周波数帯域を有した高周波加速空洞の開発を行っている。本発表では、磁性体合金を装荷した同軸共振器の構造検討と、加速空洞の試作機の周波数特性の評価結果を報告する。

キーワード：固定磁場強集束加速器，加速空洞，ハーモニートロン

1. 緒言

現在、九州大学では新方式の円形加速器：ハーモニートロン(Harmonytron)[1]のための垂直 FFA（Fixed Field Alternating gradient）[2][3]原理検証機の開発が進められている。ハーモニートロンは、ビーム軌道長を一定に保ったまま加速と共に軌道が垂直方向に変化する特徴を持つ垂直 FFA 加速器にハーモニック数跳躍加速法を適応させた円形加速器である。垂直 FFA 原理検証機では電子を数十 keV 領域までシンクロトロン加速することを目標としており、電子の周回周波数は 30MHz 以下の領域で数 MHz の帯域幅で変化するため、広帯域な加速周波数の変化に対応でき、その帯域で十分な加速電圧を出力できる無同調高周波加速空洞が必要である。また、原理検証機は直線部が狭いため構造上の制約が多い。

2. 研究内容

垂直 FFA 原理検証機に使用できる広帯域なインピーダンスを有した無同調高周波加速空洞の開発を目的として、さまざまな加速方式・空洞構造の検討を行っている。本研究では、シンクロトロン加速のための λ/4 同軸構造を用いた加速空洞の検討を行った。本加速空洞は、内部に磁性体合金のトロイダルコアを装荷し、終端を開放して一端を短絡させた同軸線路であり、終端に配置した加速ギャップに発生する電場でビームを加速する。構造が簡素で狭い加速器直線部に設置可能であることに加えて、空洞の構造に起因するキャパシタンスやインダクタンスを小さくできるため、加速空洞の周波数特性に与える影響の低減が期待できる。本発表では、シンクロトロン加速のための λ/4 同軸共振器の構造の検討結果および加速空洞の試作機を用いた周波数特性の評価結果について報告する。

3. 結論

加速空洞の試作機の周波数特性測定により、12~17MHz の周波数帯域で 70Ω以上のインピーダンスを得られることが確かめられた。また、構造検討の結果、加速空洞のビーム進行方向の寸法が 100mm 以下を達成した。

参考文献

[1] Y. Mori, Y. Yonemura and H. Arima : "A Proposal of Harmonictron", Mem. Fac. Eng. Kyushu Univ., Vol. 77, No. 2, pp. 1-13 (2017).

[2] T. Ohkawa：“FFAG Electron Cyclotron”, Phys. Rev. Vol. 100, No. 4, p. 1247 (1955).

[3] K.R. Symon, *et al.* : "Fixed-Field Alternating-Gradient Particle Accelerators", Phys. Rev., Vol. 103, No. 6, pp. 1837-1859 (1956).

*Akihiro Ito[1], Hidehiko Arima[1], Yujiro Yonemura[1], Yuhi Waga[1], Kyosuke Adachi[1], Koki Takamatsu[1], Nobuo Ikeda[1], and Yoshiharu Mori[2]

[1]Kyushu Univ. [2]Kyoto Univ.

タンデム静電加速器用小型冷陰極 PIG 負イオン源の粒子軌道最適化

Particle Trajectory Optimization of PIG Negative-Ion Source in Electrostatic Tandem Accelerator

*劉 洪甫[1]，羽倉 尚人[1]，小栗 慶之[2]，三宅 弘晃[1]，榎 海星[1]，小森 あかね[1]，上田 薫[1]
[1]東京都市大学，[2]東京工業大学，

タンデム静電加速器用の冷陰極 PIG 負イオン源を開発中である。引き出されるビーム軌道を補正するために引出電極内に永久磁石を導入した。その設計とビーム軌道補正によるビーム強度の改善について報告する。

キーワード：タンデム静電加速器、冷陰極 PIG 負イオン源、ビーム電流、MATLAB PDE Toolbox

1. 緒言

都市大原研で運用している1.7MVタンデム静電加速器用の小型負イオン源として、冷陰極PIG(Penning Ionization Gauge)負イオン源の改良を進めている[1-3]。本イオン源は小型・軽量で取扱い・保守が容易という利点がある一方で、負イオンを引き出す際に磁場の影響を受け、引き出したい方向に対して角度を持ってしまうという欠点がある。効率よくビームを加速させるためには、ビームを正しい軌道に極力近づけて引き出すことが望ましい。本研究では、引出電極内に永久磁石を追加しビーム軌道補正を行うための検討を行った。

2. 方法

引き出されたビームが適切な軌道を通るようにするために補正磁石を引出電極内に設置する（図 1(下)赤丸の部分）。補正磁石にはフェライト磁石を用いる。補正磁石取付位置の運転中の温度を数値解析ソフトウェア MATLAB の Partial Differential Equation (PDF) Toolbox を用いて解析した（図 2）。また運転中のフランジ表面温度を高機能形熱画像カメラ（T630SC、Chino）にて測定した。ビーム軌道上の磁場強さの分布を MATLAB PDF Toolbox にて解析し、テスラメータ（GV-400T、日本電磁計器）にて測定を行った。

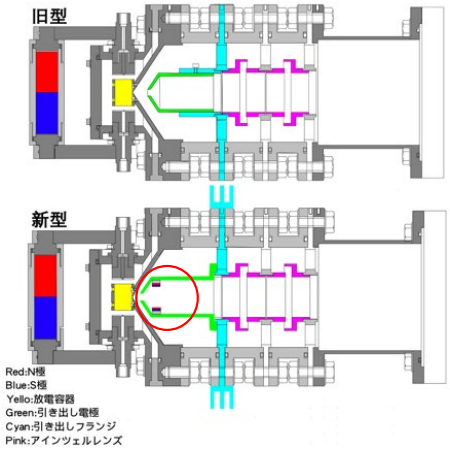


図1 イオン源の設計変更

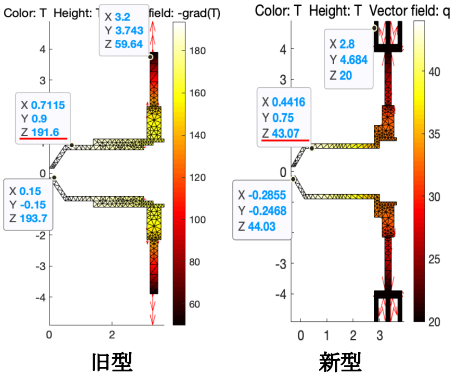


図2 引出電極の温度(Z：温度)

3. 結果･考察

当初の設計では、解析の結果から補正磁石取付位置の温度が200℃程度と高温になるので、引出電極をアルミから熱伝導度の高い銅に変更した。また、取り付け方法は引出電極の位置を変更可能なねじ込み式から距離の変更はできないが接地面積が広くなるように設計変更した。同時に、冷却のためのフィンを設け、対流熱伝達能力を高めるようにした。その結果、40℃程度にでき、補正磁石が想定通りの磁場を形成できるようにした。図3には、放電容器出口からアインツェルレンズ入口までのビーム軌道計算の結果を示す。これより補正磁石を導入することで中心軸に沿った軌道を通る様に改善できることがわかった。

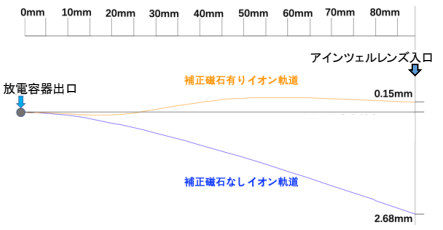


図3 補正の有無によるビーム軌道

参考文献

[1] 小栗慶之ほか、日本原子力学会、2015春の年会、M09
[2] 羽倉尚人ほか、日本原子力学会、2015秋の大会、P37
[3] 加藤優弥ほか、日本原子力学会、2016春の年会、2M08

*Hong-Fu Liu[1], Naoto Hagura[1], Yoshiyuki Oguri[2], Hiroaki Miyake[1], Kaisei Enoki[1], Akane Komori[1], Kaoru Ueda[1]
[1]Tokyo City University., [2]Tokyo Institute of Technology.

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 203-1 Accelerator and Beam Acceleration Technology

[1G04-06] Electron Beam

chair: Heishun Zen (Kyoto Univ.)

Wed. Sep 8, 2021 10:55 AM - 11:55 AM Room G

[1G04] Evaluation of magnetic field of undulator for laser modulation

*Koichi Kan[1], Masao Gohdo[1], Jinfeng Yang[1], Yoichi Yoshida[1] (1. SANKEN (The Institute of Scientific and Industrial Research), Osaka University)

10:55 AM - 11:10 AM

[1G05] Observation of irreversible structural dynamics with relativistic femtosecond-pulsed electron beam

*Jinfeng Yang[1], Koichi Kan[1], Masao Gohdo[1], Yoichi Yoshida[1] (1. Sanken, Osaka U.)

11:10 AM - 11:25 AM

[1G06] Simulation study of spatial distribution of energy deposition due to ionizing radiation and its time-evolution considering time-dependent permittivity of solvent

*Masao Gohdo[1], Koichi Kan[1], Jinfeng Yang[1], Yoichi Yoshida[1] (1. ISIR, Osaka Univ.)

11:25 AM - 11:40 AM

©Atomic Energy Society of Japan

レーザー変調のためのアンジュレータの磁場評価

Evaluation of magnetic field of undulator for laser modulation

*菅 晃一，神戸 正雄，楊 金峰，吉田 陽一

阪大産研

阪大産研では、レーザーフォトカソード RF 電子銃ライナックを導入し、高時間分解能パルスラジオリシスの開発を行っている。パルスラジオリシスの時間分解能を向上するための電子ビーム圧縮方式として、レーザー変調のためのアンジュレータの磁場評価について報告する。

キーワード：電子ビーム，レーザー変調，アンジュレータ

フェムト秒・ピコ秒パルス幅を有する電子ビームは、自由電子レーザー、パルスラジオリシス等の加速器物理、物理化学の研究に応用されている。そのため、短パルス電子ビーム発生は、高品質な光源開発や時間分解計測における時間分解能向上のために不可欠となっている。これまでに阪大産研では、フェムト秒電子ビームとフェムト秒レーザーを用いて、フェムト秒時間分解能を有するパルスラジオリシス（過渡吸収分光法）を開発・利用してきた。今後、パルスラジオリシスの時間分解能を向上するためには、さらに短い電子ビームが必要となる。これまでに電子ビーム発生では、フォトカソード高周波電子銃にピコ秒またはフェムト秒紫外光を入射し、光電子を電子ビームとして利用してきた。さらに、発生した電子ビームを加速管によりエネルギー変調し、アクロマティックアークの磁気パルス圧縮器により 35 MeV のフェムト秒電子ビームを発生してきた。

新たな電子ビーム圧縮技術の開発において、さらに短パルスの電子ビームパルス列もしくは単パルスを得るためのレーザー変調は有用な手段であることが期待される。レーザー変調とは、アンジュレータ周期磁場中にレーザーと電子ビームを入射することにより、電子ビームの（パルス中のスライス）エネルギー分散を増大させる手法である。一般的には、単一パルスのレーザー光がレーザー変調に用いられ、X 線自由電子レーザーの施設では自由電子レーザーの X 線強度の増強および安定化のために用いられている[1]。また、レーザー光が存在しない時刻はレーザー変調が行われないため、時間的に強度変調したレーザー光を用いた場合は変調によるエネルギー分散の増大が進行方向のスライスごとに異なる電子ビーム発生も可能となる。そのため、レーザー変調に使用するレーザーの時間プロファイルの操作も、レーザー変調に関連した研究の種類を広げてきた。

そこで、本報告では、レーザー変調を用いた超短パルス電子ビーム発生の実験について説明する。将来的な目標として、フォトカソード RF 電子銃加速器からのフェムト秒電子ビーム（エネルギー<35 MeV、電荷量<10 pC、パルス幅<10 fs）に対して、レーザー変調を適用し、アト秒電子ビームパルス列もしくは単パルスを得ることを目指している。使用するアンジュレータの磁場評価について報告する。

参考文献

[1] Z. Huang et al., Phys. Rev. ST Accel. Beams 13, 020703 (2010).

---

*K. Kan, M. Gohdo, J. Yang, Y. Yoshida

ISIR, Osaka Univ.

相対論的フェムト秒電子線パルスを用いた不可逆構造変化現象の測定技術の開発

Observation of irreversible structural dynamics with relativistic femtosecond-pulsed electron beam

*楊 金峰[1]，菅 晃一[1]，神戸 正雄[1]，吉田 陽一[1]

[1]阪大産研

本研究では、高周波（RF）電子銃技術を用いて100fsの高時間分解能を有するシングルショット電子回折装置を開発し、光誘起で引き起される不可逆構造相転移の解明を推進している。本大会では、シングルショット電子回折装置の開発現状と、それを用いた構造ダイナミクスの測定について報告する。

キーワード：時間分解電子回折，構造ダイナミクス，フェムト秒電子線パルス，RF電子銃

超高速構造変化現象（特に不可逆な構造変化過程）の観察は、物質とその機能の理解において非常に重要であり、その構造変化を利用すれば、新物質・新機能の開拓が期待される。この不可逆な構造変化現象を観察するためには、単一パルスを利用したシングルショット測定技術が必要不可欠である。そこで、我々はフォトカソードRF電子銃を用いて、単一パルスで測定可能なシングルショット電子回折装置を開発している。今年度には、フェムト秒短パルス電子ビームの高輝度化や、相対論的フェムト秒電子線パルスを用いた単結晶、多結晶、アモルファス等の物質の透過電子回折図形と光誘起構造相転移過程の観察を試みた。

本シングルショット電子回折装置は、Sバンドフォトカソード RF 電子銃と電子回折用のレンズ系から構成されている[1,2]。RF 電子銃では、エネルギーが 2MeV、パルス幅が 55fs、電荷量が 0.1pC/pulse、エミッタンスが 0.1mm-mrad のフェムト秒短パルス電子ビームを発生した。電子回折用のレンズ系では、電子ビーム入射と制御のためにソレノイド、コンデンサーレンズ、対物レンズと投影レンズを用いた。回折像の記録では、今まで我々が開発した相対論的電子線パルス用高感度CsI(Tl)シンチレーション検出器を用いた。電子線パルスの発生と試料の励起に Spectra-Physics 社製の Ti:Sapphire フェムト秒レーザーを用いた。

図に、エネルギーが 2 MeV のフェムト秒電子線パルスのシングルショット測定で得られた厚さ30nmの単結晶シリコン薄膜の電子回折像と（220）スポット強度のフェムト秒レーザーパルス励起後の時間変化を示す。励起レーザーパルスの強度は 0.1mJ であった。この回折強度の変化は、基本的には、励起された電子系からのエネルギー伝達による格子系の加熱効果に起因していると考えている。実証実験から、本装置では、フェムト秒電子線パルスのシングルショット測定で極めて明瞭な回折像を得ることができ、今まで測定困難である不可逆構造変化の現象を観察可能であることが分かった。

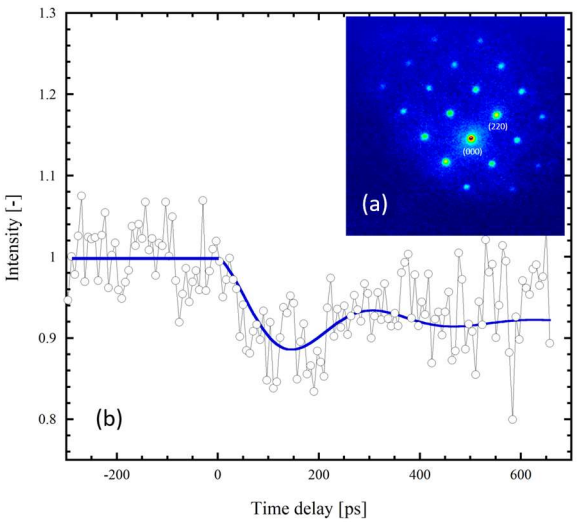


図: (a)フェムト秒電子線パルスのシングルショット測定で得られた単結晶シリコンの電子回折像と、(b)（220）スポット強度のフェムト秒励起後の時間変化

[1] J. Yang and Y. Yoshida, Advances in Conden. Matt. Phys. **2019**, 9739241 (2019).
[2] J. Yang et al., Quantum Beam Sci. **2020**, 4,4 (2020).

*Jinfeng Yang[1], Koichi Kan[1], Masao Gohdo[1] and Yoichi Yoshida[1]

[1]Sanken, Osaka Univ.

溶媒の誘電率の時間変化を取り入れたイオン化分布の時間発展の試行的計算

Simulation study of spatial distribution of energy deposition due to ionizing radiation and its time-evolution considering time-dependent permittivity of solvent

*神戸 正雄[1]，菅 晃一[1]，楊 金峰[1]，吉田 陽一[1]
[1]大坂大学 産業科学研究所

超高時間分解パルスラジオリシスの解析のため、熱化後の放射線誘起反応初期過程のシミュレーションをモンテカルロ法により行い、誘電率の時間変化の考慮の有無での過渡種の時間発展の違いを検討した。

キーワード：放射線誘起化学反応，初期過程，シミュレーション，反応ダイナミクス，初期分布

1. 緒言

溶液中の放射線誘起化学反応は、電離放射線によるイオン化は親分子から電離した電子が 2 次イオン化等を経て、運動エネルギーを失い、つまり熱化した時点からを考えることが多い。この熱化した電子の分布は、後に引き続くジェミネート再結合反応や、これを逃れたフリーイオン収率に直接的に影響を与える因子であるため、放射線化学反応の初期過程を解明する上で重要である。これまでも熱化分布に関する考察はされてきており、特に水やアルカン類はそれぞれガウス型、指数関数型の分布と推定されると報告されている。

これまでパルスラジオリシス等の時間分解分光により実験的に調べられてきたのも主に熱化後の挙動である。近年、電子ビームパルスの極短パルス化が進展し、パルスラジオリシスの時間分解能の向上が見込まれる状況となっており、熱化過程が観測可能かは不明であるものの、よりイオン化直後からの観測が可能になることが期待される。媒質の電場に対する応答は誘電率として特徴づけられる。溶液においては、電子分極、原子分極、配向分極により誘電率は構成されており、それぞれの電場応答の時間領域が大きく異なり、つまり、誘電率には周波数依存性がある。従って、これまで考慮されてこなかった媒質の誘電応答の時間発展を考慮した場合、過渡種の挙動にどのような影響が現れるかを予め検討することは、意義がある。この検討は計測結果の解析だけでなく、各時間領域での濃度分布が得られるため最終的に実験結果と付き合わせることによりシミュレーション手法として確立されることが望ましい。

本研究は、放射線誘起反応初期過程のシミュレーションを行い、誘電率の時間変化の考慮の有無での過渡種の時間発展の違いを検討することを目的とした計算コードの開発状況を報告する。

2. 方法

モンテカルロ法によるシミュレーションコードを新規に開発し、計算に用いた。熱化後の初期分布として、任意の幅を持つガウス分布または指数関数分布を任意の親カチオン分子との距離を与えて用いた。溶媒和前電子、溶媒和電子生成、ジェミネートイオン再結合等の反応を考慮し、クーロン場下での拡散運動として、電子やカチオンの生存確率の時間発展を計算した。なお、本研究では熱化分布自体の理論的な導出はせず、任意に定めた熱化分布を初期分布とした取り扱いを行った。

---

*Masao Gohdo[1], Koichi Kan[1], Jinfeng Yang[1], Yoichi Yoshida[1]
[1]Sanken, Osaka Univ.

General Meeting

[1G_GM] The 45th General Meeting of Subcommittee on Particle Accelerator and Beam Science

Wed. Sep 8, 2021 12:10 PM - 12:50 PM Room G

[1G_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Wed. Sep 8, 2021 12:10 PM - 12:50 PM Room G)

[1G_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

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

[1G_PL] Recent Topics on Particle Accelerator Development and Beam Applications in Hokkaido

chair: Kai Masuda (QST)

Wed. Sep 8, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room G

[1G_PL01] Status of Hokkaido University Proton Beam Therapy Center and Research Activities on High-Precision Proton Therapy

*Taeko Matsuura[1] (1. Hokkaido Univ.)

[1G_PL02] Renewal of the Hokkaido University Electron Linac and Status of the Pulsed Neutron Source "HUNS-2"

*Takashi Kamiyama[1] (1. Hokkaido Univ.)

[1G_PL03] Recent Application Activities of Electron LINAC-driven Pulsed Neutron Sources at Hokkaido University, HUNS

*Hirotaka Sato[1] (1. Hokkaido Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

2021年秋の大会

加速器・ビーム科学部会セッション

北海道における加速器開発とビーム利用に関する最近の話題
Recent Topics on Particle Accelerator Development and Beam Applications in Hokkaido

北大病院における陽子線治療の現状と治療の高精度化を目指した研究開発について
Status of Hokkaido University Proton Beam Therapy Center and Research Activities on High-Precision Proton Therapy

*松浦　妙子[1,2]，髙尾　聖心[1,2]，宮崎　康一[1,2]，宮本　直樹[1,2]，梅垣　菊男[1]

[1]北海道大学大学院工学研究院
[2]北海道大学病院医学物理部

北海道大学病院陽子線治療センターは2014年の開設以来，最先端技術を徐々に取り入れながら，治療人数を順調に増加させてきた．陽子線照射には，腫瘍周辺の正常臓器障害を抑えることが可能なスポットスキャニング方式を採用し，これによって装置の小型化が実現した．また，体内臓器の動きを考慮して腫瘍に正確な線量を投与するために，動体追跡スポットスキャニング陽子線照射技術を用いた治療を開始させた．これは腫瘍近傍に金マーカを埋め込み，2方向からのX線透視を行ってマーカの3次元位置をモニタリングしながら，マーカが所定の領域を通過する時だけ陽子線照射を行う技術である．さらに2015年から強度変調陽子線治療(IMPT)を開始し，従来のX線治療の最先端である強度変調放射線治療(IMRT)よりも正常臓器障害を抑える治療を実現した．また同年に，浅部腫瘍を短時間で照射するためのミニリッジフィルターを開発し治療に適用した.2020年にはガントリー搭載型のコーンビームCT(CBCT)に2軸CBCT機能及び2軸四次元CBCT機能を追加することにより，撮影時間を大幅に削減し、さらに腫瘍部位の視認が困難である患者の正確な位置決めを可能にした．

一方で，北大工学研究院では，北大病院，北大医学研究院，および（株）日立製作所、筑波大学、京都大学と共同で，治療の更なる高精度化や患者および医療従事者の負担軽減を目指した研究開発を進めている．日本医療研究開発機構(AMED)に支援を受けた「超低侵襲リアルタイムアダプティブ(RA)放射線治療の実現」においては，治療日毎に変化する患者体形や腫瘍形状に適応した治療を迅速に行うためのシステム開発，陽子線特有の飛程を考慮した位置決めや照射制御技術開発，がん細胞の陽子線照射中の回復効果などの生物学的側面も考慮した治療評価技術などの開発を進めている．また，JSTに支援を受けた「超小型音響センサを用いた生物学的適応型陽子線治療」においては，陽子線照射中に飛程を患者体内でモニタリングするためのイオン音響技術の開発を進めている．

本講演では，本学の陽子線治療に用いられている最先端技術の紹介と更なる高精度化を目指した研究開発について，今後の展望も含めて述べる予定である．

---

*Taeko Matsuura[1,2], Seishin Takao[1,2], Koichi Miyazaki[1,2], Naoki Miyamoto[1,2], Kikuo Umegaki[1]

[1]Faculty of Engineering, Hokkaido University, [2]Division of Medical Physics, Hokkaido University Hospital

2021年秋の大会

加速器・ビーム科学部会セッション

北海道における加速器開発とビーム利用に関する最近の話題

Recent Topics on Particle Accelerator Development and Beam Applications in Hokkaido

北大電子線形加速器の更新とパルス中性子源「HUNS-2」の現況

Renewal of Hokkaido University electron linac and status of pulse neutron source facility, HUNS-2

*加美山 隆

北海道大学

北海道大学の瞬間強力パルス状放射線発生装置研究室では、最大加速エネルギー45 MeV のパルス状電子ビームを発生させる線型電子線加速器を、強力かつ多量の電子線・X 線・中性子線の発生を目的とし、1973 年の完成以来 45 年の長きに渡り運用してきた。この加速器は 2017 年 10 月末日の停止まで非常に安定に運転され続けており、年平均 200 日の使用日数、各年 2000～2500 時間の運転実績を保ってきた。運転中、中性子科学分野では、世界初の加速器冷中性子源開発や様々な中性子実験手法・分光器・デバイスの開発に利用され、その成果は世界中の中性子源施設に取り入れられている。しかし運転期間の長期化に伴い、加速器の老朽化、保守部品不足等、運用面での課題が生じてきたため、2017 年度から加速器を更新することとなった。

この加速器更新にあたっては、加速粒子の選択といった原点の検討に立ち戻って関係者の間で数年前から議論された。その中で、大学の研究利用上の汎用性や 2 次粒子生成時のパルス幅、安定性、運用コストといった多面的な視点から、旧加速器と同じ電子線の加速器が選択された。旧加速器は 5 MW のクライストロン 3 台により、運転終了時期で 1.1 kW の出力(加速電圧 31 MeV/ パルス幅 3 μs/ 50 pps 運転)があったが、新加速器では 7.5 MW のクライストロン 2 台により、加速電圧 32 MeV/ パルス幅 4 μs/ 100 pps 運転として 3.2 kW の出力と、旧加速器の約 3 倍の出力を計画した。これについて、加速管は 2 m 長×3 本の旧い構成から、3 m 長×2 本の構成へとレイアウトが変更されている。

旧加速器は 2017 年度 10 月末日の運用停止ぎりぎりまで運転が続けられ、最後まで安定したビームを供給し続けた。停止の翌日から旧加速器と付属装置の撤去作業が開始され、ひと月ほど撤去と新加速器の設置準備作業を実施、12 月には新加速器の設置作業が始められた。大型部材は翌 2018 年 1 月中にほぼ設置を終え、5 月までに機器間接続と配線作業、5 月 30 日に新加速器を利用した中性子発生が確認された。以降、加速器の調整とエージング、施設内の出力増強対応作業等を実施、同年 9 月の北海道胆振東部地震でこの更新作業外であった電子ビーム誘導部で真空保持に問題が生じたものの、10 月中旬に施設の変更申請が通って正式運用が承認されるといったスピードで加速器の更新を行うことができた。なお地震被害については 2020 年 9 月までに復旧工事を終え、現在は加速器本体から電子ビーム出口まで安定した状態にある。2019 年 10 月以降は機器のエージングを繰り返しながらも、同年 12 月 19 日には 3.0 kW (32 MeV×94 μA、100 pps) のほぼフルパワーでの安定利用運転に成功し、現在は初期トラブルを克服しつつ実験に供している。

現在、北大電子線加速器の主な利用法は光核反応を利用した中性子の生成となっており、加速器更新後、中性子施設として HUNS-2 (Hokkaido University Neutron Sources -2)と呼称されている。HUNS-2 では、冷中性子源(15 K メタン減速材)、熱中性子源(室温ポリエチレン減速材)、高速中性子源(減速材無し)と構成の異なる 3 種類の中性子源を用意しており、幅広いエネルギー領域の中性子を実験の要請に合わせて利用することが可能である。これら線源体系は、加速器更新の出力増強に合わせて、中性子線源周りの遮蔽の増強やターゲット冷却性能の向上、ターゲット配置の改良といった機能強化を行った。中性子ビームライン上には固定された実験装置は無く、実験者の必要に応じて測定体系の設置が可能という高い自由度を持つことも特長で、中性子小角散乱、中性子分光イメージング、中性子ソフトエラー試験といった応用研究が進められている。

* Takashi Kamiyama

Hokkaido Univ.

2021年秋の大会

加速器・ビーム科学部会セッション

北海道における加速器開発とビーム利用に関する最近の話題

Recent Topics on Particle Accelerator Development and Beam Applications in Hokkaido

北大電子線形加速器駆動パルス中性子源「HUNS」の最近の利用研究

Recent Application Activities of Electron LINAC-driven Pulsed Neutron Sources at Hokkaido University, HUNS

*佐藤 博隆

北海道大学

北海道大学大学院工学研究院の電子線形加速器（北大 LINAC）[1]は、初代の加速器が 1973 年に完成し、その後約 45 年間に渡り様々な電子線・X 線・中性子線利用研究が行われてきた。電子線形加速器は 2018 年に 2 代目に更新され、加速エネルギー32 MeV・平均電流 100 μA（最大）・パルス幅 4 μs・繰り返し周期 100 pps（最大）・出力 3.2 kW（最大）の性能を持ち、順調に利用運転に供されている。現在の主な利用目的は中性子ビーム利用で、meV 冷中性子源・数十 meV 熱中性子源・MeV 高速中性子源の 3 種類の特徴的な中性子源が利用できる小規模中性子実験施設 HUNS（Hokkaido University Neutron Sources）[1,2]として利用されている。中性子源から 6 m の位置で 10^4 n/cm^2/s のオーダーの中性子が照射できることや、パルス中性子の飛行時間（TOF）法を利用したエネルギー分析型中性子実験が可能なことなどが特徴である。

HUNS の歴史は長く（第 50 回日本原子力学会賞「歴史構築賞」受賞）、初代加速器時代は、世界中の加速器駆動中性子源施設に採用された様々な加速器駆動パルス冷中性子源の開発研究（世界初の加速器駆動冷中性子源の構築も含む）や、多層膜ミラーや磁気レンズといった中性子輸送光学素子の開発研究、TOF 分析型中性子イメージング検出器の開発研究、LAM（Large Analyzer Mirror）型逆転配置型中性子準弾性散乱分光器や回転楕円体スーパーミラーを利用した小型集束型中性子小角散乱装置「mfSANS」の開発研究といった、様々な中性子工学研究が数多く展開されてきた。このような中性子工学研究は近年も継続しているが、最近はさらに中性子応用研究の実施数が増えてきていることが特徴である。

例えばパルス冷中性子源ビームラインでは、HUNS で開発された小型中性子小中角散乱装置「iANS（intermediate-Angle Neutron Scattering）」[3]を利用した物質のナノ構造解析が行われ、鉄鋼・軽金属・磁性材料・建築材料・食品のナノマテリアルサイエンス・産学連携・農工連携研究が大沼正人教授グループにより推進されている。パルス熱中性子源ビームラインでは、結合型ブロードパルス源と非結合型ショートパルス源を使い分け、パルス中性子 TOF 法を利用したエネルギー分析型中性子イメージング実験を行っている[4,5]。この技術は HUNS で生まれたもので、今は J-PARC でも利用されているが、HUNS での利用実験も活発である。産学連携で鉄鋼材料やリチウムイオンバッテリー、国際連携・文理融合でダマスカス鋼ナイフなどの研究を行っている。高速中性子源ビームラインでは直径 30 cm ほどの 3 本のマルチビームラインを構築し、大型の情報通信ネットワーク装置に関して、宇宙線中性子起因ソフトエラーの対策研究を産学連携で行っている[6]。当日はこれら最近の HUNS の中性子利用研究について紹介する。

[1] https://www.eng.hokudai.ac.jp/labo/QBMA/LINAC/

[2] M. Furusaka, H. Sato, T. Kamiyama, M. Ohnuma and Y. Kiyanagi, Phys. Procedia **60** (2014) 167.

[3] T. Ishida, M. Ohnuma, B. S. Seong and M. Furusaka, ISIJ Int. **57** (2017) 1831.

[4] https://www.eng.hokudai.ac.jp/labo/QBMA/Bragg-edge/

[5] T. Kamiyama, N. Miyamoto, S. Tomioka and T. Kozaki, Nucl. Instrum. Methods A **605** (2009) 91.

[6] H. Iwashita, H. Sato, K. Arai, T. Kotanigawa, K. Kino, T. Kamiyama, F. Hiraga, K. Koda, M. Furusaka and Y. Kiyanagi, IEEE Trans. Nucl. Sci. **64** (2017) 689.

*Hirotaka Sato

Hokkaido Univ.

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 203-2 Beam Measurements/203-4 Synchrotron Orbital Radiation, Laser

[1G07-09] Laser

chair: Fumito Sakamoto (NIT Akita College)

Wed. Sep 8, 2021 2:45 PM - 3:45 PM Room G

[1G07] Development of Charge Districation Monitor based on Secondary Electron Emission for Real Time Measurement of Extraction Efficiency of Free Electron Laser

*Heishun Zen[1] (1. Kyoto Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

[1G08] Remote heating experiments using 10kW fiber laser and robot system

*Akihiko Nishimura[1,2] (1. JAEA, 2. Fukui Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM

[1G09] High scanning speed High power density Laser irradiation point temperature and complete decontamination

*Eisuke John Minehara[1], Atsushi Kosuge[2], Naoyuki Kisohara[2], Akihiko Tsuboi[2] (1. LDD, 2. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

自由電子レーザ引き出し効率のリアルタイム計測に向けた二次電子放出型電荷分布モニタ開発

Development of Charge Districution Monitor based on Secondary Electron Emission for Real Time Measurement of Extraction Efficiency of Free Electron Laser

*全 炳俊
京都大学エネルギー理工学研究所

自由電子レーザ引き出し効率のリアルタイム測定を可能とするアレイ型エネルギー分布計測系の開発を目指し二次電子放出型電荷分布測定系の開発に着手した。測定原理や試作機の試験結果などを報告する。

キーワード：自由電子レーザ，引き出し効率，二次電子放出型検出器

1. 緒言

自由電子レーザ(FEL)は高エネルギー電子の運動エネルギーを FEL 相互作用により電磁場のエネルギーに変換し、レーザ増幅・発振を達成するレーザである。この際の変換効率は『引き出し効率』と呼ばれ、FEL の性能を決定付ける重要なパラメータである。これまでは偏向電磁石、ファラデーカップおよびスリットを用いたスキャン型の時間分解電荷分布測定系を用いて FEL 発振・非発振時の電子ビームのエネルギー分布を測定しその結果から引き出し効率を求めていた[1]。この手法では多数のショットを平均化した情報しか得られないと共に、1 回の測定に十分程度の時間を要する。効率的な装置調整、運転条件最適化のためには、リアルタイムで引き出し効率を測定可能な方法が求められており、本研究では二次電子放出型電荷モニタに着目し、試作機を作成してその適用可能性を評価した。

2. 二次電子放出型検出器

電子ビームが物質に当ると物質中の電子がはじき出される。これを二次電子放出と呼び、はじき出された電子は二次電子と呼ばれる。電子のエネルギーが物質を貫通するために十分なエネルギーを有している場合、二次電子放出により放出された電子の個数分だけ物質は正に帯電する。帯電した電荷を外部抵抗に流し、生じた電圧を計測することで物質を通り抜けた電子の数を知ることが可能となる。図 1 に本研究で製作した二次電子放出型アレイ検出器の試作機を、図 2 に実際に得られた電圧波形を示す。試作機は 4 つのリボン型電極を表裏 2 枚の捕集電極で挟んだ形をしている。結果として 100 mV を超える電圧信号が得られると共に、100 ns 以下の高い時間分解能が得られることが分かった。

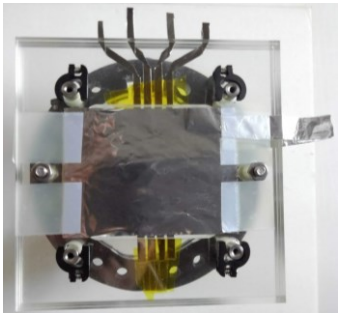


図 1: 試作機の写真

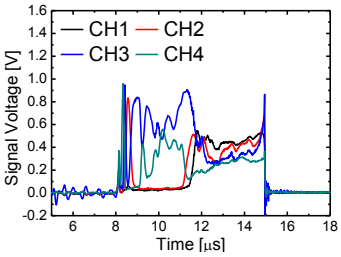


図 2: 信号波形

3. 結論

電荷分布の時間発展を高時間分解能で計測可能な測定器として、二次電子放出を利用したアレイ型検出器の試作機を作り性能を評価し、高い信号強度と時間分解能が得られることが分かった。

参考文献

[1] H. Zen, H. Ohgaki, and R. Hajima, Physical Review Accelerators and Beams, 23, 070701 (2020).

*Heishun Zen Institute of Advanced Energy, Kyoto University

10kW ファイバーレーザーとロボットシステムを活用した遠隔加熱実験

Remote Laser Heating Experiments using a 10kW Fiber Laser and its Robot System

*西村　昭彦[1,2]

[1]原子力機構，[2]福井大

ファイバーレーザーとロボットアームの組み合わせにより、多彩な遠隔加熱実験が可能となる。原子力分野のバックエンド技術に有効な適用例を紹介する。

キーワード：ファイバーレーザー、ロボットアーム、遠隔加熱

1. はじめに　脱炭素化に向けて蓄熱発電技術がエネルギー産業のイノベーションを誘発する[1]。蓄熱材として溶融塩を使用した発電プラントの配管歪の安全監視のため、耐熱 FBG センサ[2]を利用した遠隔監視システムの開発を行っている。遠隔ゾーン加熱への応用・確認のため、JAEA 敦賀事業本部が施設共用を進める「ふくいスマートデコミッショニング技術実証拠点」[3]を活用し、高出力ファイバーレーザーを軸とした遠隔ゾーン加熱実験を行った。

2. 遠隔加熱実験の一例　**遠隔ゾーン加熱の応用例として、**高レベルガラス固化装置のノズル端部閉塞への対応を念頭に、レーザー遠隔加熱による再度溶融・滴下の可能性を調べた。試料として、内径 46 ㎜、厚さ 3 ㎜ のステンレスパイプにガラスカレットを充填し、パイプ外部から加熱し溶融閉塞させた模擬体を準備した。3 台のロボットアーム（ARM1～3）を使用した。ARM1 はスキャナー付きレーザー加工ヘッドが装着されており、ARM2 は把持機構に模擬体を、ARM3 にはサーモビュワーを取り付けた。スキャナーによるレーザー集光点の回転半径は、0，5，10 ㎜ と変化させた。レーザー集光点の回転時間は 3 秒、レーザー出力は 0.5　kW とした。加熱の結果、回転半径 0 ㎜ では閉塞端部の中心部から発煙が激しく生じ、深さ 3 ㎜ 程度の溶融痕が生じた。レーザー光照射部では、ガラスカレットに含まれる金属イオンがレーザー光を吸収し発熱するため、母材のホウ珪酸ガラス成分が分解し、冷やされて微粉末となる。回転半径を 5 から 10 ㎜ と拡大すると、閉塞端部にドーナツ状の溶融跡が生じた。Fig.1 はガラス液滴が落下する直前で加熱を停止し冷却させた様子である。本実験により、高レベルガラス固化体装置附属の流下ノズルにおけるレーザー遠隔加熱制御の可能性が得られた。

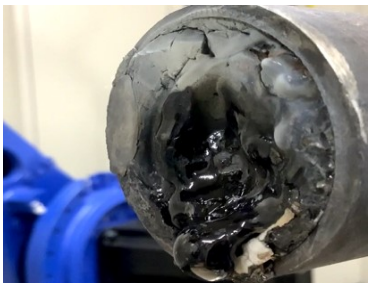


Fig.1　冷却後のノズル端部の様子

重力により液滴が滴下する直前で固化

3. まとめにかえて　発表では上記に加えてレーザースキャンの工夫など他の実験例も紹介する。今後、遠隔ゾーン加熱ノズル部周辺の熱歪みモニタリングや、遠隔歪みセンシングの蓄熱プラントへの適用性を検討する。本件は、核燃料サイクル工学研究所再処理廃止措置技術開発センターガラス固化技術課の関係者及びレーザー・革新技術共同研究所レーザー応用研究 Gr の北川義大研究員の支援を受けました。厚く御礼申し上げます。本施設の共用は科研費課題番号 19K05359 によります。

参考文献

[1] 山本健次郎, https://www.esisyab.iis.u-tokyo.ac.jp/symposium/20200903/20200903-04.pdf

[2] 西村昭彦, https://www.youtube.com/watch?v=YbuZ0hM5xME

[3] JAEA チャンネル, https://www.jaea.go.jp/atomic_portal/jaea_channel/35/

*Akihiko Nishimura[1,2]　　[1]Japan Atomic Energy Agency., [2]Fukui Univ..

高走査速度高パワー密度レーザーの照射点温度と完全除染

High scanning speed and high power density laser irradiation point temperature and complete decontamination

高輝度シングルモードファイバーレーザーと高速ガルバノスキャナーによる除染過程

Decontamination process with high-power density single-mode fiber laser and high-speed Galvano scanner

*峰原　英介[1]、小菅 淳[2]、木曽原 直之[2]、坪井 昭彦[2]　[1]LDD、[2] JAEA

Abstracts: We have already been confirmed that various kinds of the actual contaminants have been completely decontaminated with over these ten years by using the high-power density single-mode fiber laser and the high-speed Galvano scanner. Here, we performed to simulate and to measure the irradiation point temperature, in order to understand the decontamination process by using the high-intensity laser and high-speed scanner. Though the temperature of the entire sample is several tens of degrees, the irradiation point always reaches tens of thousands of degrees. The irradiation point is sublimated together with the sample material and RI contaminants to realize the complete decontamination. The conditions and process of this decontamination will be clarified and reported here.

Keywords: High scanning speed, High power density, Laser irradiation point temperature, complete decontamination, sublimation

1. 緒言

除染作業においてRI汚染物は、高パワー密度シングルモードファイバーレーザーと高速ガルバノスキャナーにより、条件が整えば完全除染されていることが確認された[1,2]。 ここでは、高パワー密度レーザーと高速スキャナーを用いた除染工程を理解するため、照射点温度のシミュレーションと測定を行った。 照射点近傍の試料の温度は数十度であるが、高速走査される照射点は極短時間数万度に到達する。 照射点の試料基板とRI汚染物を昇華して、完全除染が実現する。 この除染の条件や過程を明らかにして報告する。

2. 照射点温度計測評価と瞬間蒸発或いは昇華

レーザープラズマが発生している照射点の温度上昇を黒体輻射の波長で評価した。低温部分が分離できない予備的分光器計測では0.7万度以上程度が見えている。シミュレーションや単純計算で評価すると溶融している温度ではなく高速走査する照射点でプラズマが出ているのでプラズマ最低温度1.5万度以上評価値の数万度まで上昇していると考えられる[3]。図1は、レーザープラズマとヒュームの発生様子で、低速では溶融、高速では昇華する様子が観察できた。

図1、レーザープラズマとフューム。

3. 高パワー密度高走査速度レーザー除染の過程観察計測

照射点温度を計測して照射点観察を組み合わせ比較することによって、照射点温度変化による溶融と瞬間蒸発或いは昇華の差異を明確にすることができる。高パワー密度高走査速度レーザー除染の高い除染係数の実現する過程が照射点観察と温度計測で証明できると考えている。

参考文献 [1] E. J. Minehara, Laser Review, March, 2012, Vol.40, No.3, pp.165-170、E. J. Minehara and K. Tamura, Journal of the RANDEC, No.48, Mar. 2013, pp.47-55.　[2] E. J. Minehara, “Laser decontamination device”, Japanese Patent No.5610356, Oct. 2014, US Patent No. US9174304B2, Nov. 3, 2015., EU Patent No.2772922, Oct. 11, 2017. [3] K. Murakami, “Interaction Laser light with solids”, J. Plasma Fusion Res. Vol.79,No.10(2003)1035-1042.

*Eisuke J. Minehara[1], [1]LDD Corporation, Atsushi Kosuge[2], Naoyuki Kisohara[2], Akihiko Tsuboi[2], [2] JAEA .

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 203-3 Application of Beams, Target

[1G10-14] Beam Application

chair: Koichi Kan (Osaka Univ.)

Wed. Sep 8, 2021 3:45 PM - 5:15 PM Room G

[1G10] Fused CT imaging technique to improve 3D isotope-selective NRF-CT image

*Khaled Ali[1,2], Hideaki Ohgaki[1], Heishun Zen[1], Toshiteru Kii[1], Takehito Hayakawa[3,4], Toshiyuki Shizuma[3], Hiroyuki Toyokawa[5], Masahiro Katoh[6,7], Masaki Fujimoto[6], Yoshitaka Taira[6] (1. Kyoto Univ., 2. South Valley Univ., 3. QST , 4. Osaka Univ., 5. AIST , 6. UVSOR , 7. Hiroshima Univ.)

3:45 PM - 4:00 PM

[1G11] Evaluation of beam scanning method for sealed Li target heat load reduction for BNCT.

*Seinosuke Tomita[1], Sachiko Yoshihashi[1], Shogo Honda[1], Kazuki Tsuchida[1], Atsushi Yamazaki[1], Kenichi Watanabe[1], Yoshiaki Kiyanagi[1], Akira Uritani[1] (1. Nagoya Univ.)

4:00 PM - 4:15 PM

[1G12] Research on beam transport model construction of dynamitron accelerator for BNCT

*Taiga Furihata[1], Sachiko Yoshihashi[1], Shogo Honda[1], Kazuki Tsuchida[1], Atsushi Yamazaki[1], Akira Uritani[1] (1. Nagoya University)

4:15 PM - 4:30 PM

[1G13] Rutherford backscattering spectrometry analysis of in-situ ion-beam-graft polymerized polyethylene sheets

*Yuki Nitta[1], Fumiya Harada[1], Akira Taniike[1], Yuichi Furuyama[1] (1. Kobe Univ.)

4:30 PM - 4:45 PM

[1G14] Study on radiation-induced reaction process of metal resist ligands

*Tomoe Otsuka[1], Yusa Muroya[1], Takahiro Kozawa[1], Takuya Ikeda[2], Yoshitaka Komuro[2], Daisuke Kawana[2] (1. ISIR, Osaka Univ., 2. Tokyo Ohka Kogyo)

4:45 PM - 5:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Fused CT imaging technique to improve 3D isotope-selective NRF-CT image

*Khaled Ali[1,2], Hideaki Ohgaki[1], Heishun Zen[1], Toshiteru Kii[1], Takehito Hayakawa[3,4], Toshiyuki Shizuma[3], Hiroyuki Toyokawa[5], Masahiro Katoh[6,7], Masaki Fujimoto[6], Yoshitaka Taira[6]

[1]Kyoto Univ., [2]South Valley Univ., [3]QST, [4]Osaka Univ., [5]AIST, [6]UVSOR, [7]Hiroshima Univ.

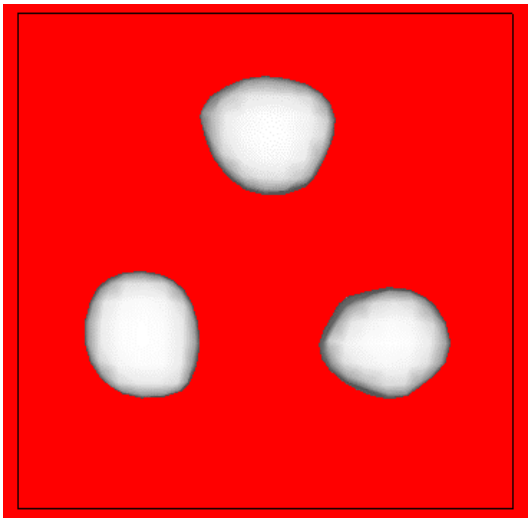
Abstract

CT imaging based on NRF transmission method has an advantage of isotope selectivity. Using an LCS gamma-ray beam in UVSOR, we demonstrated a 3D NRF-CT image with 4 mm pixel resolution for a sample containing 208Pb isotope. To improve the NRF-CT image quality, a fused visualization technique in combination with a gamma-CT image is introduced.

Keywords: Computed tomography (CT), Fused visualization (FV), laser Compton scattering gamma-ray beam (LCS), Nuclear Resonance Fluorescence (NRF)

1. Introduction

The combination of computed tomography (CT) and nuclear resonance fluorescence (NRF) transmission method has the isotope-selective imaging capacity to distinguish a specific isotope from a set of isotopes buried within the same sample. We experimentally obtained an isotope selective 3D NRF-CT image of enriched lead isotope (^{208}Pb) [1]. The NRF-CT imaging technique needs a long data acquisition time, approximately 48 hours, even with the obtained image resolution of 4-mm/pixel in the horizontal plane and 8 mm/pixel in the vertical plane for a cylindrical sample with a diameter of 25 mm and a height of 20 mm. Improving the NRF-CT image resolution is challenging with the current experimental condition. Therefore, we propose a numerical method to improve the NRF-CT image quality using the fusion visualization technique (FV) by combining the NRF-CT image with a gamma-CT image, which can quickly be obtained a better pixel resolution. Both images were measured at the beamline BL1U in UVSOR-III Synchrotron Radiation Facility under the same experimental condition except for the gamma-ray parameters. We used a laser Compton scattering gamma-ray beam (LCS) generated by the collision of a Tm-fiber laser system beam with a wavelength of 1.896 μm and the Synchrotron storage ring electrons beam with an energy of 746 MeV. With the typical 2.4-Watt average power of the laser system, we generated an LCS beam in 1 mmϕ and 7×10^6 photon/s flux intensity to obtain a 3D gamma-CT image in 1-mm pixel resolution. With the typical 36-Watt average power of the laser system, we generated an LCS beam in 2 mmϕ, 10^8 photon/s flux intensity, and a 5.528 MeV maximum energy to excite the $J^{\pi}=1^{-}$ state at 5.512 MeV in ^{208}Pb to obtain a 3D NRF-CT. As the CT target, the enriched ^{208}Pb was implied in a cylinder aluminum holder together with a set of different objects, including enriched ^{206}Pb, Fe, Al, and an empty area. We employed the FV technique between the primary gamma-CT and the NRF-CT images, subtracting the atomic absorption component [1] to obtain a 3D FV NRF-CT. Movie 1 shows the fused CT-image of the CT target and clearly shows the locations of the ^{208}Pb rods. In contrast, the rods (^{206}Pb, Fe, Al, and air) were totally disappeared. The FV technique shows a significant advancement for using an isotope-selective CT imaging technique in practical applications in nuclear engineering field.



Movie 1. 3D FV NRF-CT image

References

[1] K. Ali, et al., Applied Sciences, vol. 11, no. 8, p. 3415, 10 April 2021.

Use this link to find the image on *vimeo* (https://vimeo.com/568768324)

BNCT 用 Li 封入型ターゲットの熱負荷低減のためのビーム走査方法についての検討

Evaluation of beam scanning method for sealed Li target heat load reduction for BNCT.

*冨田 誠之介，吉橋 幸子，本田 祥梧，土田一輝，山崎淳，渡辺賢一，鬼柳善明，瓜谷章
名古屋大学

ホウ素中性子捕捉療法（BNCT）のために，陽子加速器からの 2.8 MeV, 15 mA の陽子線と Li ターゲットとの Li(p, n)Be 反応を利用した加速器中性子源についての研究開発を進めている．本発表では，大電流陽子ビームを Li ターゲットへ照射した際の局所的な高熱負荷を低減させる走査方法についての検討を行い，有限要素法を用いた Li 表面の熱解析から評価した結果について報告する．

キーワード： ホウ素中性子捕捉療法 (BNCT), 加速器中性子源, Li ターゲット

1. 緒言

名古屋大学では，ホウ素中性子捕捉療法 (Boron Neutron Capture Therapy: BNCT) のための加速器型中性子源の開発を行っている. IBA 社製のダイナミトロン加速器で生成される陽子ビーム (最大加速電圧 2.8 MV, 最大電流 15 mA) を，走査マグネットを用いて水平方向・垂直方向に広げて Li ターゲットに照射し, Li(p,n)Be 反応により中性子を生成する. Li は融点が約 180 ℃ と低く，大電流の陽子により高い熱負荷が与えられた場合に溶融してしまう問題がある．この問題を解決するため，水冷チャネルを有する Cu 基板上の Li を Ti 箔で覆った構造を持つ Li 封入型ターゲットの開発を進めている. Li 封入型ターゲットの表面は陽子ビームにより 80 × 80 mm^2 の範囲に平均 6.6 MW m^{-2} の高熱負荷が与えられる．これによる Ti 箔の損傷や Li の溶融は，加速管内への Li や Be の拡散を引き起こすことから，予め除熱性能および健全性を確認する必要がある．本研究では有限要素法を用いた非定常熱伝導解析で走査マグネットにより時間変化する Li ターゲット表面付近の温度分布を評価し，熱負荷低減のための陽子ビームの走査方法について検討を行った．

2. 方法

照射体系をモデル化し, Li ターゲットの表面に 2 つの走査マグネットによる走査軌道に沿って 2.8 MeV, 4 mA 相当の熱負荷を与え，有限要素法ソフトウェアである Elmer を用いた非定常熱伝導解析を行い, Li 表面付近の温度変化を計算した．このとき，ビーム径や 2 つの走査マグネットの波形についていくつかのパターンで計算し，それぞれ Li 表面付近の熱負荷を評価した．なお，熱負荷の除去は水冷チャネルを流れる冷却水と Cu 基板の間の熱伝達でのみ起こるものとして，平均熱伝達率 2×10^4 W m^{-2} K^{-1} の境界条件を設定した．

3. 結果

Figure 1 に陽子ビームの大きさを半値全幅 X: 10 mm, Y: 18 mm の正規分布状に設定し, 2 つの走査マグネットの条件をそれぞれ周波数 100 Hz, 振幅 X: 29 mm, Y: 17 mm の正弦波に位相 90° で設定したときのビーム照射によるターゲット表面の時間平均温度を示す．今回の走査条件では，振幅の短い方向の円周上での熱負荷が大きくなり，中心部の熱負荷が相対的に低くなる．照射範囲の熱負荷を均一化して徐熱効率を向上させるためには，ビーム径に基づいて振幅を調節する必要があることから，今後，より最適な走査条件を検討する予定である．

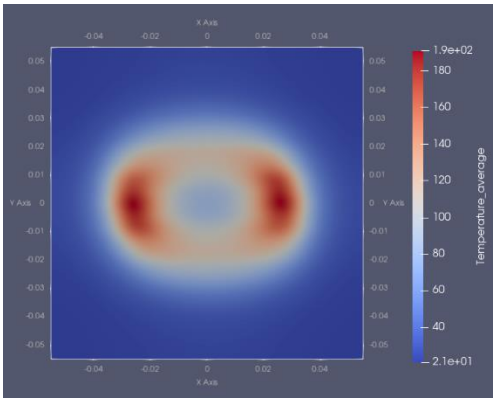


Figure 1 Time average temperature at target surface.

Nagoya Univ., *Seinosuke Tomita, Sachiko Yoshihashi, Shogo Honda, Kazuki Tsutida, Atsushi Yamazaki, Kenichi Watanabe, Yoshiaki Kiyanagi and Akira Uritani

BNCT 用ダイナミトロン加速器のビーム輸送モデル構築に関する研究

Research on beam transport model construction of dynamitron accelerator for BNCT

*降籏 大河[1]，吉橋 幸子[1]，本田 祥梧[1]，土田 一輝[1]，山崎 淳[1]，瓜谷 章[1]
[1]名古屋大学

抄録

名古屋大学では、ホウ素中性子捕捉療法（BNCT）のための加速器型中性子源の開発を行っている。ダイナミトロン加速器から出射した陽子ビームの輸送において、予めビーム軌道を推定し、ビーム損失を低減させることは、ビームラインの健全性確保及び十分な中性子生成のために重要である。本研究では、リアルタイムのビーム輸送計算システムの構築を目標としており、本発表では、構築したモデルによるビームサイズと計測による結果との比較を示す。

キーワード：ホウ素中性子捕捉療法，加速器，ビーム輸送

1. 緒言

名古屋大学では、ホウ素中性子捕捉療法 (Boron Neutron Capture Therapy: BNCT) のための加速器型中性子源の開発を行っている。ダイナミトロン静電加速器から出射した最大エネルギー2.8 MeV、最大電流 15 mA の高電流陽子ビームは、3 つの四重極電磁石 Q1、Q2、Q3 によってビーム形状が制御され、ターゲット表面まで輸送される。高電流陽子ビームの輸送において、予めビーム軌道を推定することはビームラインの健全性確保及び十分な中性子生成のために重要であり、高電流陽子ビーム制御に向けたビーム輸送モデルの構築が必要となっている。本研究では、名古屋大学 BNCT 用加速器システムのビーム輸送モデルを構築し、ビームライン任意地点でのビームサイズをリアルタイムで出力するシステム開発を目指す。

2. ビーム輸送モデルと初期パラメータの導出

構築するビーム輸送モデルの構築は線型モデルであり、初期パラメータとしての加速器出射口での光学パラメータ（横方向エミッタンス[1] 及び Twiss パラメータ[1]）に基づき、ターゲット上でのビームサイズを推定する。加速器出射口での光学パラメータの導出方法として、Q スキャン法[1] 及び Twiss パラメータの転送行列[1] を用いた。

3. ビーム輸送モデルと実験値の比較

加速器出射口での光学パラメータをビーム輸送モデルへ入力し、ターゲット上のビームサイズを計算した。図 1 は IR 画像より取得したビームサイズとの比較結果を示す。ビーム輸送モデルにより推定されたy方向のビームサイズは、実験値を良く再現しており、構築したビーム輸送モデルの有効性を示すことができた。

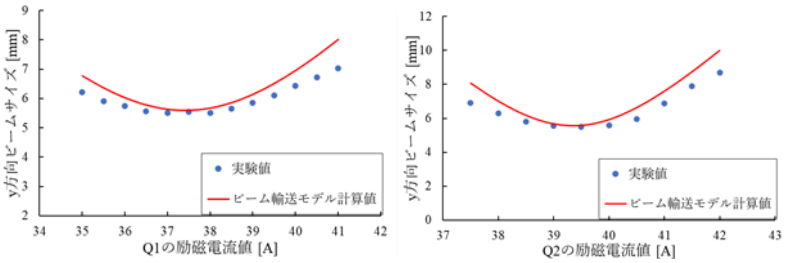


図 1　実験値とビーム輸送モデルの計算値との比較

参考文献

[1] ビーム診断の基礎 7.エミッタンス測定、福田将史、高エネルギー加速器セミナーOHO テキスト（2020）

---

*Taiga Furihata[1], Sachiko Yoshihashi[1], Shogo Honda[1], Kazuki Tsuchida[1], Atsushi Yamazaki[1] and Akira Uritani[1]
[1]Nagoya Univ.

その場イオンビームグラフト重合したポリエチレンシートの RBS 分析

Rutherford backscattering spectrometry analysis of in-situ ion-beam-graft polymerized polyethylene sheets

*新田　勇輝[1]，原田　史哉[1]，谷池　晃[1]，古山　雄一[1]

[1]神戸大学大学院

我々は基盤高分子に新たな機能性を付与させる「イオンビームグラフト重合法」の研究を行っている．本研究では基盤となるポリエチレンを陽子ビームで照射し，その場でモノマー導入，グラフト重合を行った．グラフト重合した 10 μm 程度のポリエチレンに対して RBS 分析を行い，グラフト鎖評価を行った．

キーワード：グラフト重合，イオンビーム，タンデム加速器，グラフト鎖，RBS

1. 緒言

既存の高分子に新たな機能性を付与させる方法として放射線グラフト重合がある．我々は照射とグラフト重合の過程を同時に行う「その場イオンビームグラフト重合法」を用いて機能性ポリマーの作製に関する研究を行っている．

これまでの研究によってその場イオンビームグラフト重合法の開発が進められてきた[1]．しかし，その場イオンビームグラフト重合によって作製された試料はグラフト鎖が少なく，実験前後の重量変化では適切なグラフト率の評価を行うことはできなかった．さらに，試料の重量が真空引きする前後で大きく変化してしまうことが分かり，実験前後の重量変化によるグラフト鎖の評価では重合試料の評価が不適切であることが分かった．

アクリル酸をモノマーに用いてグラフト重合する場合，作製した試料の酸素量を測定することでグラフト鎖量がわかる．FE-SEM EDS を用いて酸素量の観測を行ったが，表面に存在するペルオキシラジカルと分離することが困難であったので，十分な精度でアクリル酸の酸素量を測定することができなかった[2]．このため，RBS 分析を用いて酸素原子の深さ-密度分布を測定し，グラフト鎖の量を評価した．これによって重合反応過程に重要なパラメータを得ることができる．本発表では 10 μm 程度のポリエチレンにアクリル酸をイオンビームグラフト重合した試料に対して RBS 分析を行い，グラフト鎖評価を行うことを目的とした．

2. その場イオンビームグラフト重合実験

本研究ではその場前照射後重合法を適用した．この実験は試料にビームを照射してラジカルを生成したのち，ゲートバルブを閉め，ターゲットチェンバにモノマーを導入するというものであり，モノマー圧力を上げることによってグラフト率の向上が望める．概略図を Fig. 1 に示す．試料は厚さ 10 μm の高密度ポリエチレン(HDPE)，重合させるモノマーはアクリル酸(AA)を使用した．

①本学の 1.7 MV タンデム加速器を用いて，2 MeV の H^+ ビームで HDPE を照射したのち，ゲートバルブを閉め，ターゲットチェンバにモノマーを 1 kPa 程度で導入することでその場前照射後重合実験を行った．

②重合した試料をチェンバから取り出し，N,N-ジメチルホルムアミド(DMF)によりホモポリマーを除去，さらにメタノールを用い洗浄し，その後乾燥させた試料を重量測定し，グラフト率を算出した．

③その試料に 2.8 MeV の H^+ ビームで RBS 分析を行った．その結果を Fig. 2 に示す．その際ポリエチレンの裏面の炭素が見えるようにターゲットホルダーを工夫した．

④RBS 分析から試料内の深さ-酸素密度分布を調べ，重合実験時のパラメータとの関係を調べた．

詳細は講演で述べる．

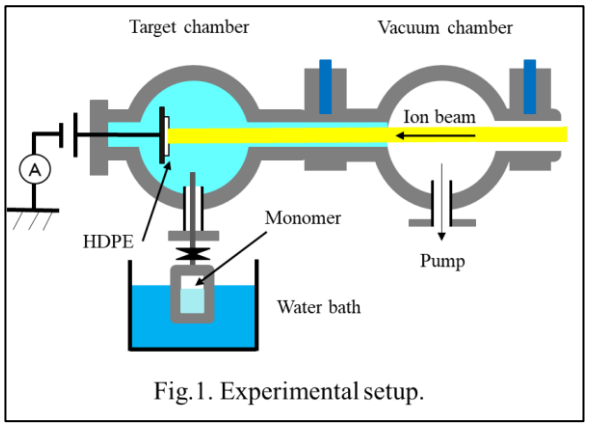


Fig.1. Experimental setup.

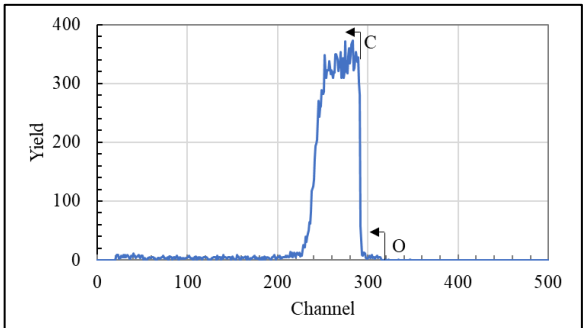


Fig. 2. An example of RBS spectrum.

参考文献

[1] *井上，藤田，中島，溝上，谷池，古山，日本原子力学会 2019 年春の年会，1G01
[2] *中島，井上，谷池，古山，日本原子力学会 2019 年秋の大会，1M09

*Yuki Nitta[1], Fumiya Harada[1], Akira Taniike[1], Yuichi Furuyama[1]
[1]Kobe Univ.,

メタルレジスト配位子の放射線誘起反応過程の解明

Study on radiation-induced reaction process of metal resist ligands

*大塚　友惠[1]，室屋　裕佐[1]，古澤　孝弘[1]，池田　卓也[2]，小室　嘉崇[2]，川名　大助[2]

[1]阪大産研，[2]東京応化

次世代レジスト材料であるメタルレジストの配位子として用いられるカルボン酸(8 種類)について、γ線照射によってカルボン酸から生じた CO_2 をガスクロマトグラフにより測定することにより脱炭酸過程を調べた。また、異なる溶媒や添加剤を用いることで反応系を制御し、CO_2 生成効率や反応経路を考察した。

キーワード：メタルレジスト，カルボン酸配位子，生成物分析，放射線誘起反応

1. 緒言

近年、EUV リソグラフィの分野において、メタルレジストと呼ばれる金属酸化物とカルボン酸配位子で構成されたレジストが次世代レジスト材料の一つとして期待されている[1]。材料設計の指針を得るため、不溶化過程を含めた反応機構の解明が求められている。これまでに、いくつかの仮説が提唱されているが、明らかではない。本研究では、仮説の一つであるカルボン酸の放射線誘起反応による脱炭酸過程について、ガスクロマトグラフィーを用いて CO_2 の生成効率(G 値)や反応経路を調べた。

2. 実験

試料には、溶質として不飽和カルボン酸、芳香族カルボン酸、飽和カルボン酸を用いた。また、反応する活性種(ラジカルカチオン・電子・OH ラジカルなど)を制御するため、溶媒・添加剤・置換ガス等を選択した。これにγ線を照射した後、気相をガスクロマトグラフで測定し、カルボン酸から生じる CO_2 の G 値(/100 eV)を評価した。

3. 結果と考察

表 1 には、CH_2Cl_2 溶媒条件及び H_2O 溶媒(*t*-BuOH 添加)条件の G_{CO2} 値(/100 eV)を比較した結果を示した。カルボン酸は、酸性条件では R-COOH、塩基性条件では $R\text{-}COO^-$ を初期状態として持つ。パルスラジオリシス法により CH_2Cl_2 中ではカチオンラジカル、酸性水溶液では中性ラジカル(α-炭素ラジカル)が、塩基性水溶液ではアニオンラジカルが中間体として生成すると分かっている[2]。これより、カチオンラジカル由来の G_{CO2} が最も高く、中性ラジカル(α-炭素ラジカル)とアニオンラジカルでは差があまり見られなかった。また、不飽和カルボン酸ではメタクリル酸(MAA)、芳香族カルボン酸では安息香酸(BA)、飽和カルボン酸では(AcA)の G_{CO2} が平均して高かった。これより、メチル基が少ない構造のカルボン酸の G_{CO2} が高いことが分かった。本研究により、配位子の脱炭酸効率がラジカル種及びカルボン酸の種類に依存すると分かった。

表 1. γ線照射による各種カルボン酸溶液の G_{CO2}(/100 eV)値.

	CH_2Cl_2	H_2O (酸性)	H_2O (塩基)
MAA	0.53	0.18	0.17
TiA	0.37	0.082	0.20
AA	0.47	0.092	0.092
BA	0.71	0.47	0.47
o-TA	0.38	0.29	0.11
p-TA	0.77	0.23	0.082
AcA	1.8	0.022	0.092
IBA	1.3	0.062	0.00

(Note)
MAA：メタクリル酸、TiA：チグリン酸、AA：アンゲリカ酸、BA：安息香酸、*o*-TA：オルトトルイル酸、*p*-TA：パラトルイル酸、AcA：酢酸、IBA：イソ酪酸

参考文献

[1] T. Kozawa *et al*., *Jpn. J. Appl. Phys*. 58, 036501 (2019).

[2] K. Ikeuchi *et al*., *Jpn. J. Appl. Phys*. (2021), in press.

*Tomoe Otsuka[1], Yusa Muroya[1], Takahiro Kozawa[1], Takuya Ikeda[2], Yoshitaka Komuro[2], Daisuke Kawana[2]

[1]ISIR, Osaka Univ., [2]Tokyo Ohka Kogyo.

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

[1H01-05] Radiation Shielding

chair: Koji Oishi (JER)

Wed. Sep 8, 2021 10:30 AM - 12:00 PM Room H

[1H01] Technical review group activity related to shielding experiment in OECD/NEA

*Shuichi Tsuda[1], Yosuke Iwamoto[1] (1. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM

[1H02] Beamline shielding design for 3 GeV next-generation synchrotron radiation facility

*Hiroki Matsuda[1], Masayuki Hagiwara[1,2], Akihiro Takeuchi[1], Toshiro Itoga[3], Hiroyuki Konishi[1] (1. QST, 2. KEK, 3. JASRI)

10:45 AM - 11:00 AM

[1H03] Characterization of beta-rays and bremsstrahlung x-rays of fuel debris

*Taichi Matsumura[1], Manabu Fujita[2], Kenichi Terashima[1], Masahiro Sakamoto[1], Keisuke Okumura[1] (1. JAEA, 2. JPC)

11:00 AM - 11:15 AM

[1H04] Discussion on the Standardization of Shielding Material focusing on Concrete

*Mikihiro Nakata[1], Hidenori Kawano[2], Yukio Sakamoto[2], Masahiro Yoshida[3] (1. Nuclear Development Corporation, 2. ATOX, 3. Nuclear Safety Technology Center)

11:15 AM - 11:30 AM

[1H05] Study on Appropriate Review of Simple Dose Calculation Method for Gamma-Ray Shielding

*Yoshihiro Hirao[1], Fumiyoshi Nobuhara[2], Seiki Ohnishi[1] (1. NMRI, 2. TNS)

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

OECD/NEA の遮へい積分実験データベースの技術評価グループ活動について

Technical review group activity related to the shielding integral experimental data in the OECD/NEA

*津田 修一[1]，岩元 洋介[1]
[1] 日本原子力研究開発機構

経済協力開発機構原子力機関(OECD/NEA)ではさまざまな実験データベースの整備，配布および信頼性向上のための活動が精力的に行われている。本報告では日本が大きく貢献している高エネルギー加速器施設の遮へいに関する積分実験データベースと，登録データの技術評価に関する活動について紹介する。

Keywords：Shielding integral experiment, SINBAD, Technical review group, ICSBEP, OECD/NEA

1. はじめに

近年，計算コード開発における V&V (Verification and Validation)の重要性が高まっており，OECD/NEA 原子力科学課は，原子炉・核融合・加速器分野におけるベンチマーク計算用遮へい積分実験データベース SINBAD (Shielding Integral Benchmark Archive and Database)の整備および精度検証活動のサポートを行っている[1,2]。原子力科学課には様々な分野の実験データベースがあるが，長年，登録されている遮へい積分実験データの精度検証が望まれていた。そこで，先行して整備が進んでいる臨界安全および原子炉物理に関する活動グループ（ICSBEP，IRPhEP）のサポートの下，精度検証に関する技術評価グループ活動が 2018 年に開始された。

2. NEA 技術評価グループ

技術評価グループはデータベースに登録前の実験データの精度検証を目的とし，ICSBEP および IRPhEP で有用性が立証されている。技術評価グループでは，実験に関する記述や，実験値の不確かさ評価等に関する審議が行われる。著者らは放医研（現 QST）HIMAC で実施された，数 100 MeV/u 荷電粒子ビーム照射で生成される厚いターゲットからの二次中性子生成量測定[3]（図 1）の評価を行っている。実験者の協力を得て，評価に必要な数値データや実験の詳細に関する情報を取得するとともに，実験値に対する不確かさ評価で不足しているデータを自身で検討した。例えば、ターゲット材の不純物割合の影響に関しては、PHITS コードを用いた感度解析計算により，実験値に対する不確かさ評価を行った。審査は複数年継続されることもあり，評価レポートは最終承認を経た後 OECD/NEA から出版される。古いデータほど実験者や実験生データへのアクセスが困難になるため，データ保存の観点からも国際的な本活動は重要となる。

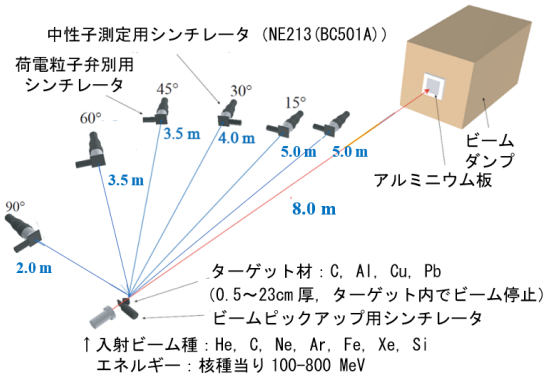


図 1　選定した課題の実験体系[3]

3. まとめ

国際的な遮へい積分実験データベースの会合は、コロナ禍のため昨年度は中止となったが，2021 年 10 月の開催が予定されている。発表では SINABD の概要，評価活動の詳細や最新の状況等について報告する。

参考文献

[1] OECD/NEA, https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_32139/shielding-integral-benchmark-archive-and-database-sinbad
[2] 津田修一，ATOMOZ(5), 43-47 (2021). [3] T. Kurosawa et al., Nuclear Science and Eng. 132, 30 (1999).

* Shuichi Tsuda[1] and Yosuke Iwamoto[1], [1]Japan Atomic Energy Agency.

3 GeV 次世代放射光施設におけるビームライン遮蔽設計

Beamline shielding design for 3 GeV next-generation synchrotron radiation facility

*松田　洋樹[1], 萩原　雅之[1,2], 竹内　章博[1], 糸賀　俊朗[3], 小西　啓之[1]

[1]QST, [2]KEK, [3]JASRI

東北大学青葉山新キャンパスに現在建設中である次世代放射光施設には、軟 X 線及び硬 X 線ビームラインの両方が設置される。この施設ではビームラインハッチ内部を除く実験ホール全体を非管理区域と設定するため、蓄積リング周回電子と真空パイプ内残留ガスが相互作用して発生するガス制動放射線を十分に遮蔽できるようにビームライン遮蔽設計を行う必要がある。

キーワード：遮蔽設計, PHITS, 制動放射線, 光核反応, 放射光, 3 GeV 次世代放射光施設

1. 緒言

東北大学青葉山新キャンパスに現在建設中である 3 GeV 次世代放射光施設 [1]は日本国内初の高輝度中型 3 GeV 級放射光施設であり、2024 年度中の稼働を目指して整備が進められている。この施設では「ユーザーが放射線業務従事者でなくても可能な限り放射光実験に参加できること」を基本方針として、加速器や放射光ビームラインから実験ホールへの漏洩線量を抑え、実験ホールを非管理区域にすることを目指している。

2. 評価方法

光学ハッチにおける遮蔽を評価するために粒子輸送計算コード PHITS [2]を用いた。電子と残留ガスが相互作用して発生した制動放射線を輸送し、光学ハッチにおける遮蔽を評価した。光学ハッチ外を非管理区域とするため、目標線量限度を 1.25 μSv/h と設定した。例として QST が整備する BL02U における実効線量分布を図 1 に挙げる。

3. 評価結果

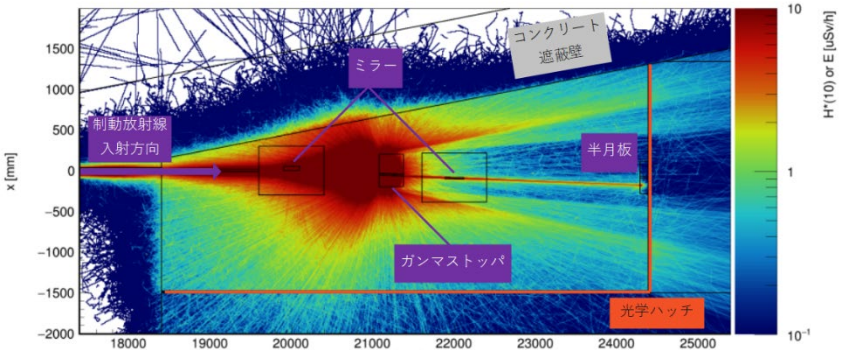


図 1 BL02U における実効線量分布

X 線ビームと制動放射線がミラーで分離され、ミラーを突き抜けた制動放射線が鉛製ガンマストッパーにより遮蔽される。中性子は制動放射線入射方向とは逆方向に発生するため下流方向に影響を及ぼさない。一方で散乱された制動放射線はガンマストッパー貫通孔パイプを通り抜けて下流へ輸送されるが、光学ハッチ後壁面を通過する真空パイプを挟むように取り付けた鉛製半月板により完全に遮蔽される。ガンマストッパーで遮蔽されなかった散乱制動放射線は後壁まで輸送されるが、鉛 10 mm 厚の遮蔽壁で遮蔽される。側壁および後壁の光学ハッチ外の線量は目標設定限度を下回ったことを PHITS 計算より確認した。経験式による結果と比較したところ矛盾のない結果が得られた。

参考文献

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

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

---

*Hiroki Matsuda[1], Masayuki Hagiwara[2], Akihiro Takeuchi[1], Toshiro Itoga[3], Hiroyuki Konishi[1]

[1]QST, [2]KEK, [3]JASRI

燃料デブリのβ線および制動 X 線の特性評価

Characterization of beta-rays and bremsstrahlung x-rays of fuel debris

*松村 太伊知[1], 藤田 学[2], 寺島 顕一[1], 坂本 雅洋[1], 奥村 啓介[1]
[1]日本原子力研究開発機構, [2]JPC

今後、福島第一原子力発電所からの取出しが予定されている多種多様な燃料デブリを想定し、β 線及び制動 X 線のエネルギースペクトルと線量率を粒子輸送モンテカルロコードによって計算し、それらの特性評価を行った。

キーワード：福島第一原子力発電所・燃料デブリ・β線・制動X線

1. 緒言

原子力機構では、これまでに多種多様な取出し燃料デブリに対する崩壊ガンマ線の特性評価を行ってきたが[1]、β線及び制動X線については考慮してこなかった。福島第一原子力発電所（1F）の燃料デブリは、燃料に由来するU、TRU、FP、および構造材に由来するジルカロイ、SUS、ペデスタル内のコンクリートなどと溶融混合し、号機や部位に依存して複雑な組成になっていると考えられている。使用済燃料を対象とする従来のコードはこのような多種多様な組成の燃料デブリから放出されるβ線や制動X線への適用は想定されていない。そこで、β線スペクトルの理論式、崩壊データ、および粒子輸送モンテカルロ計算コードPHITS[2]を用いて、燃料デブリの取出し時期、揮発性FP放出、燃料デブリ組成、嵩密度、サイズ等に依存した燃料デブリのβ線と制動X線の特性評価を行った。

2. 計算方法

取り出し燃料デブリは単純化のため球形状を仮定し、その性状の多様性として以下の条件の組み合わせを考慮した。1) 取り出し時期：事故後 11 年後、20 年後、40 年後、2) 揮発性 FP 放出モデル：無放出、Phebus-FPT4 試験結果[3]に基づく FP 放出率、3) デブリ組成タイプ：UO_2（切り株燃料）、溶融燃料デブリ（$(U,Zr)O_2$）、MCCI、4) 気孔率：0～80 %、5) 直径：1 cm, 5 cm, 10 cm。

2 号機の燃料燃焼計算の組成[4]を基に、取り出し時期までの放射性核種の壊変と揮発性 FP の放出を模擬した放射性核種のインベントリを評価し、各核種の{β 線強度(I)×平均エネルギー(E_{av})}の値を基に積算値が 99.99%以上となる β^-崩壊核種を選定した。選定した核種について、Siegbahn の β 線スペクトル式[5]を用いて、β^-崩壊核種について合算し、PHITS 用の β 線源データを作成した。

作成した β 線源を球形上の燃料デブリの体積内に均一に分布させ、電子と光子の輸送計算を行い、燃料デブリ表面から放出される特性 X 線のエネルギースペクトルと線量率を以下の条件で求めた。6) エネルギースペクトルと線量率の観測位置：燃料デブリ表面、1cm、10cm、50cm、100cm。

3. 結果

β 線スペクトルの形状は取り出し時期と揮発性 FP 放出モデルによって大きく異なった。一例として図 1 に、FP 無放出の各取り出し時期における β 線スペクトルの変化を示す。取り出し時期によって β 線スペクトルは 2.28MeV を境に大きく異なった。この最大エネルギー E_{max}=2.28MeV の β 線を放出する核種は ^{90}Y であり、これ以下のエネルギーでは大きな変化はなかった。2.28MeV 以上で β 線の強度が大きく下がっている原因は E_{max}=3.54MeV の β 線を放出する ^{106}Rh (半減期 $T_{1/2}$=30 秒)の親核種である ^{106}Ru の $T_{1/2}$ が 372 日であり、放射能が大きく減少しているためである。発表では β 線スペクトルの変化に加えて FP 放出モデルや取り出し時期の違いによる制動 X 線の平均エネルギーの変化等についても報告する。

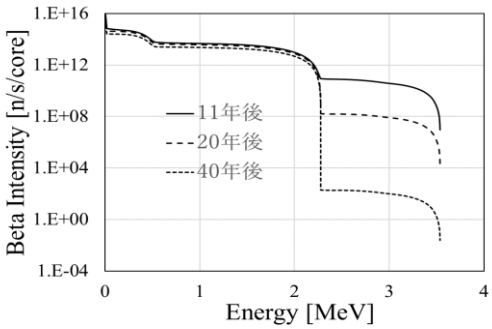


図 1　FPs 無放出での各取り出し時期による β 線スペクトルの変化

参考文献

[1] K. Terashima, et al., “A Prediction Method for the Dose Rate of Fuel Debris Depending on the Constituent Elements”, (2021). [2] T. Sato, et al., “Features of Particle and Heavy Ion Transport code System (PHITS) version 3.02”. (2018). [3] P.D.W. Bottommley, et al., "Fission product and Actinide release from the Debris bed test Phebus FPT4: Synthesis of the Post Test Analyses and of the Revaporisation testing of the Plenum samples", (2006). [4] K. Nishihara, et al., “Estimation of Fuel Compositions in Fukushima-Daiichi Nuclear Power Plant”, (2012). [5] Siegbahn K., “Beta-and Gamma-Ray Spectroscopy", (1955).

*T. Matsumura[1], M. Fujita[2], K. Terasima[1], M. Sakamoto[1], K. Okumura[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA), [2]Japan Prime Computing Corporation (JPC)

遮蔽材料標準の策定について
(18) コンクリート組成の γ 線線量率に対する影響検討

Discussion on the Standardization of Shielding Material focusing on Concrete
(18) Parametric Study of Gamma Dose Rate Considering Variation of Atomic Contents of Concrete

*中田 幹裕[1]，河野 秀紀[2]，坂本 幸夫[2]，吉田 昌弘[3]
[1]ニュークリア・デベロップメント(株)，[2](株)アトックス，[3](財)原安技センター，

原子力学会の遮蔽材料標準作業会では、遮蔽計算用のコンクリート標準組成の検討を行っている。本発表では、標準組成検討の進捗状況と、厚いコンクリート遮蔽での γ 線源に対する線量率計算における留意事項を紹介する。

キーワード：遮蔽，遮蔽計算，コンクリート，元素組成，γ 線量率

1. 緒言

自由水を含む遮蔽計算用コンクリート標準組成と、γ線量率影響計算で現れた現象について検討した。

2. 遮蔽計算用コンクリート標準組成検討の進捗状況

これまでの標準組成検討と、原子力学会発表などで頂いたコメント・ご意見を反映し、自由水のない絶乾組成を規定する方針であった標準組成検討方針を一部変更し、下記の方針で検討を実施した。

・現実に存在しうる適度な水分を含めた気乾組成とする。
・水分量は施設設計での温度制約条件等に基づき理論的に設定するとともに、実績・実測データで検証する。

3. コンクリート組成変動による γ 線量率への影響因子の検討

組成変動に対する γ 線量率影響評価で、γ線ビルドアップ係数の差異や、Sn 分点の影響が現れた。

3-1. 低・高エネルギーでの影響因子

図 1 にモンテカルロ計算コード EGS4 で計算した遮蔽厚 40mfp での Si、Ca 組成などに対する照射線量ビルドアップ係数の、ANL5800 の type02-B 組成に対する比を示す。検討中のコンクリート組成では、特に Ca 系の骨材で、高エネルギーで過大に、低エネルギーで過小になった。

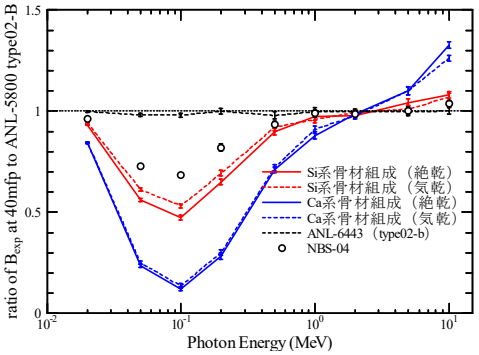


図-1 照射線量ビルドアップの比較

3-2. 計算コード間の差異について

図 2 に ^{60}Co γ線源に対する遮蔽コンクリート中での ANISN、QAD 及び MCNP による実効線量率減衰の計算結果を示す。ANISN の結果に過小評価のケースが見られた。線源エネルギーでの非衝突線束の減衰はコード間にほとんど差はなく、Sn 分点数が小さいと過小となることが分かった。これは、γ線は前方散乱が強いためと推定した。

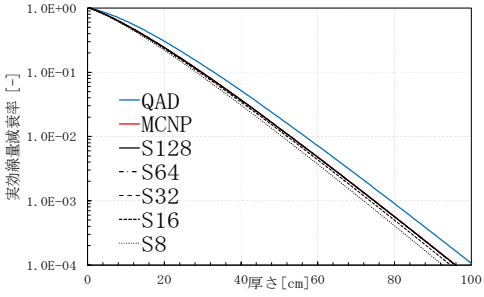


図-2 ANISN Sn 分点数に対する減衰率比較

3-3. モンテカルロ計算の適用に当たって

モンテカルロ計算結果の検証では、比較的単純な幾何形状に対して決定論的手法等が適用することが適切である。その場合、各計算手法の長・短所を考慮しながら評価範囲のエネルギースペクトルを考慮した対象エネルギーの減衰率を評価するなど相互補完することが重要である。

4. 今後の検討計画

水分量等を考慮し、遮蔽計算用のコンクリート標準組成見直し中のため、標準ドラフトの完成はやや遅れる見込みである。

---

*Mikihiro Nakata[1], Hidenori Kawano[2], Yukio Sakamoto[2] and Masahiro Yoshida[3]
[1]Nuclear Development Corporation., [2]ATOX CO., LTD., [3]Nuclear Safety Technology Center

γ線簡易遮蔽線量計算法の適切な見直しに関する研究
光核反応、またはスラブ斜め入射の影響

Study on Appropriate Review of Simple Dose Calculation Method for Gamma-Ray Shielding
The Effect of Photonuclear Reaction or Slant Incident on a Slab

*平尾 好弘[1]，延原 文祥[2]，大西 世紀[1]
[1] 海技研，[2] 東京ニュークリア・サービス

ICRP2007 年勧告の国内法令取入れに伴い、線量換算係数等の変更を計算コードに適切に反映し、また最新の知見をもとに γ 線の簡易遮蔽計算のフレームワークを見直す安全研究を実施している。今回、遮蔽計算法拡張の一環として、光核反応、及びスラブを斜めに透過する場合の線量評価について取り入れ方を報告する。
キーワード：γ線遮蔽計算，簡易線量評価，ICRP2007 年勧告，光核反応、スラブ斜め入射

1. 緒言

現在、ICRP2007 年勧告の国内法令取入れに伴い、計算コードの国産化に係る学会勧告を踏まえ、簡易遮蔽計算コードの新設計画（2 年）に基づきフレームワークの見直しと最新の知見を取り入れる活動を行っている[1]。昨今のモンテカルロ(MC)輸送計算の高エネルギ対応を踏まえて、γ線の適用エネルギ範囲を 30MeV まで拡張すべく、光中性子の線量寄与を評価に含める手順を検討した。また、点減衰核法は基本的に線源と評価点を結ぶ透過線がスラブを垂直に横切る場合に対応するが、実際には斜めに横切るケースもあるため、体系を調整せずにそのまま線量評価する方法を検討した。

2. 光核反応の線量寄与の計算手順と簡易計算用データ整備

光核反応の線量寄与として、線源 γ 線以外に、光中性子とその二次 γ 線を評価に含める。図 1 に線量計算手順と簡易計算用データの概要を示す。MC コードの遮蔽計算を参照解とするにあたり、専門家のヒアリングを通じて、現状で最善且つ輸送計算可能と考えられる MCNP6.2（LA150 光核データ）を用いることとした。また、リニアックで考慮される材質に対して、10MeV 以上の電子入射による同コードの計算結果が実測と比べて線量で 1.5 倍に収まるという最新の報告[2]に基づき、計算コード側で結果に適当な評価尤度を持たせて対応することとした。

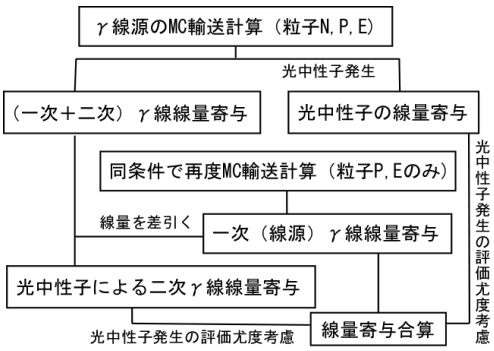


図 1　光核反応の線量計算と簡易評価用データ整備

3. 透過線がスラブを斜めに横切る場合の線量評価の方法検討

透過線がスラブを斜めに横切る場合の線量率を MC コードで計算し、従来のスラブを垂直に横切る場合の線量率との比をとって補正する方法を検討した。遮蔽スラブに対して、透過距離を 2cm から上に伸ばしつつ、異なる線源エネルギに対して、透過線の入射角度を 0（垂直）から 75 度まで傾けて計算した（図 2）。図 3 に鉄と鉛の透過距離 16cm について入射角度の線量比カーブを示す。異なるエネルギの線量比カーブを数種類にまとめて代表的に扱えること、また入射角度 20 度内で数%高い線量比が現れること等がわかった。

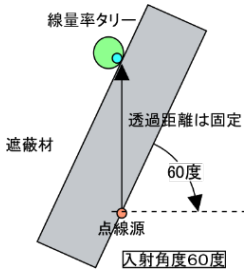


図 2 斜め透過計算体系例

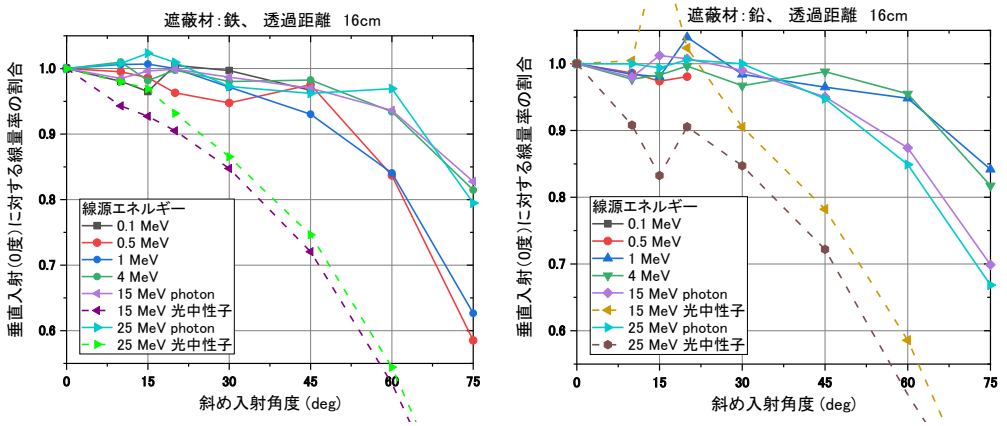


図 3　透過距離 16cm で、垂直入射に対する線量比カーブ（鉄及び鉛）

4. 結論

光核反応とスラブ斜め入射の簡易線量評価について報告した。次回、2 重層遮蔽の扱いを報告する。

謝辞 放射線安全規制研究戦略的推進事業費（20317593）の助成と簡易遮蔽計算ｺｰﾄﾞﾚﾋﾞｭｰ WG の協力による。

1) 平尾他, γ線簡易遮蔽線量計算法の適切な見直しに関する研究、AESJ 2021 年春の年会 1D04.
2) 小迫,中村,医療用リニアック室の遮蔽計算に使用する光核反応ファイルの比較, AESJ 和文論文誌（2021）.

*Yoshihiro Hirao[1], Fumiyoshi Nobuhara[2] and Seiki Ohnishi[1]
[1] NMRI, [2] TNS

General Meeting

[1H_GM] The 38th General Meeting of Student Network

Wed. Sep 8, 2021 12:10 PM - 12:50 PM Room H

[1H_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Wed. Sep 8, 2021 12:10 PM - 12:50 PM Room H)

[1H_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

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

[1H06-13] Fuel Debris &Nuclear Material Measurement

chair: Daiki Satoh (JAEA)

Wed. Sep 8, 2021 2:45 PM - 5:00 PM Room H

[1H06] A Numerical simulation on Bremsstrahlung Ray Measurement for β-Decay in Spent Nuclear Fuel

Yasushi Nauchi[1], Shunsuke Sato[1], *Akihiro Sasahara[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry)

2:45 PM - 3:00 PM

[1H07] Development of active neutron NDA system for nuclear non-proliferation and nuclear security (6)

*akira ohzu[1], Makoto Maeda[1], Masao Komeda[1], Yosuke Toh[1] (1. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM

[1H08] Neutron irradiation test of bubble detector for fuel debris detections

*Kenichi Terashima[1], Taichi Matsumura[1], Masaaki Kaburagi[1], Masahiro Sakamoto[1], Eka Sapta Riyana[1], Keisuke Okumura[1] (1. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

[1H09] Measurement test of non-destructive assay for quantification of nuclear materials in fuel debris

*Keisuke Okumura[1], Yasushi Nauchi[2], Risa Suzuki[1], Takayoshi Nohmi[1], Tomooki Shiba[1], Masaaki Kaburagi[1], Akira Takada[3], Yoshihiro Kosuge[3], Taketeru Nagatani[1] (1. JAEA, 2. CRIEPI, 3. NESI)

3:30 PM - 3:45 PM

[1H10] Measurement test of non-destructive assay for quantification of nuclear materials in fuel debris

*Yasushi Nauchi[1], Kosuge Yoshihiro[2], Takayoshi Nohmi[3], Risa Suzuki[3], Taketeru Magatani[3], Tomooki Shiba[3], Akira Takada[2], Masaaki Kaburagi[3], Keisuke Okumura[3] (1. CRIEPI, 2. NESI, 3. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM

[1H11] Measurement test of non-destructive assay for quantification of nuclear materials in fuel debris

*Risa Suzuki[1], Takayoshi Nohmi[1], Taketeru Nagatani[1], Hideo Shiromo[1], Tomooki Shiba[1], Masaaki Kaburagi[1], Keisuke Okumura[1], Yoshihiro Kosuge[2], Akira Takada[2], Yasushi Nauchi[3] (1. JAEA, 2. NESI, 3. CRIEPI)

4:00 PM - 4:15 PM

[1H12] Measurement test of non-destructive assay for quantification of nuclear materials in fuel debris

*Tomooki Shiba[1], Masaaki Kaburagi[1], Yoshihiro Kosuge[2], Yasushi Nauchi[3], Akira Takada[2], Risa Suzuki[1], Takayoshi Nohmi[1], Taketeru Nagatani[1], Keisuke Okumura[1] (1. JAEA, 2. NESI, 3. CRIEPI)

4:15 PM - 4:30 PM

[1H13] Measurement test of non-destructive assay for quantification of nuclear materials in fuel debris

*Masaaki Kaburagi[1], Tomooki Shiba[1], Keisuke Okumura[1], Yasushi Nauchi[2], Risa Suzuki[1],

©Atomic Energy Society of Japan

Takayoshi Nohmi[1], Taketeru Nagatani[1], Akira Takada[3], Yoshihiro Kosuge[3] （1. JAEA, 2. CRIEPI, 3. NESI）

4:30 PM - 4:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

使用済燃料中のβ崩壊後の制動放射線測定に関するシミュレーション

A Numerical simulation on Bremsstrahlung Ray Measurement for β – Decay in Spent Nuclear Fuel

名内　泰志[1]，佐藤　駿介[1]，*笹原　昭博[1]
[1]電中研

使用済燃料の崩壊熱に影響の大きい $^{90}Sr \rightarrow ^{90}Y$ のβ崩壊で生じる制動放射線の発生・輸送及び光子検出器へのエネルギー付与(波高)を計算した。冷却 8 年を超過した燃料では、波高 1.6~1.7MeV 領域では ^{90}Y 制動放射線が主要素となっており、この領域の計数率を得ることで $^{90}Sr \rightarrow ^{90}Y$ 放射能を評価できる可能性が示唆された。

キーワード：使用済燃料、崩壊熱、$^{90}Sr \rightarrow Y$、制動放射線

1. 緒言　使用済燃料集合体の乾式中間貯蔵は取出燃焼度の制限値に応じた一律の冷却期間以降に実施される。これに対し、照射条件に応じて集合体毎に崩壊熱を評価すると、熱的にみて乾式中間貯蔵への早期移行や稠密な保管が可能となり得る。このような保管を目指す際、崩壊熱評価の妥当性確認が課題となる。スウェーデン SKB では最終処分の合理化を目的に使用済燃料集合体のカロリメトリ測定を行っている。しかし、測定時間の長さと装置の大きさ、測定時点以降の崩壊熱を評価ができない等の課題がある。このため、補完として、崩壊熱主要核種のγ線測定による放射能評価も実施している[1]。しかし崩壊熱主要核種である $^{90}Sr \rightarrow ^{90}Y$ はγ線をごく少量しか放出せず、γ線測定での崩壊熱評価には限界がある。

一方、^{90}Y は最大 2.28MeV のβ線を UO_2 内で発生するので、$^{137}Cs \rightarrow ^{137m}Ba$ の崩壊で生じる 664keVγ線より高エネルギーの制動放射線を生じる。本研究では ^{90}Y 制動放射線が測定できるかどうかを数値計算で調査した。

2. 数値シミュレーション　PWR 照射燃料の組成と放射能を SCALE-6.1 コードの ORIGEN-ARP モジュール[2]で計算した。PWR 燃料の初期濃縮度は 4.8wt%とし、1 サイクル(406 日)での燃焼度増分を一律 13000MWd/tIHM とした。1~4 サイクル照射した後の冷却期間 1~17 年での崩壊熱の変遷を見ると、冷却 10 年を超えた燃料の崩壊熱の主要核種は $^{90}Sr \rightarrow Y$ であることがわかる(図 1)。この計算結果から、全放射能の 0.01%以上を占める 51 核種を抽出した。次に、被覆された使用済燃料を長さ 2cm で切断した試料からの光子を、距離 20cm においた直径 8cm、長さ 8cm のゲルマニウム検出器で測定するという条件で応答を PHITS コードで計算した[3]。γ、β線源とも PHITS コードの RI 線源、すなわち ICRP-107 のスペクトルを核種毎に与え、検出器へのエネルギー付与を求めた上で、計算した放射能を乗じて合算した。計算上の源光子、電子数は 1 核種 2~20 億とした。

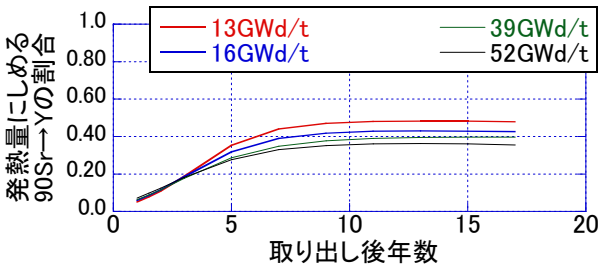


図 1 崩壊熱に占める 90Sr→90Y の割合

3. 結果　4 サイクル照射燃料で冷却 13 年での波高スペクトルを図 2 に示す。燃焼度によらず制動線とγ線スペクトルの 1.5～1.8MeV 付近で ^{90}Y 制動放射線が主要素となった。冷却期間毎に波高 1.6～1.7MeV 区間の ^{90}Y 制動放射線割合、さらにそれに $^{106}Ru \rightarrow ^{106}Rh$ 及び $^{144}Ce \rightarrow ^{144}Pr$ のγ線及び制動放射線を合算した割合を図 3 に示す。どの燃焼度でも冷却 13 年後は ^{90}Y 制動放射線成分比が 94%を超えることがわかった。また燃焼度 26GWd/t 以上では、冷却 13 年以前をみても、^{90}Y 制動放射線に $^{106}Ru \rightarrow ^{106}Rh$、$^{144}Ce \rightarrow ^{144}Pr$ 成分を合算することでこの波高区間計数率の 98%以上を占める。$^{106}Ru \rightarrow ^{106}Rh$、$^{144}Ce \rightarrow ^{144}Pr$ 成分はγ線ピークスペクトル(図 2)から定量できるので、その成分を同波高区間の計数率から差し引くことで冷却 13 年以前でも ^{90}Y の放射能、^{90}Sr-^{90}Y の崩壊熱を光子スペクトル測定で評価できると考えらえる。

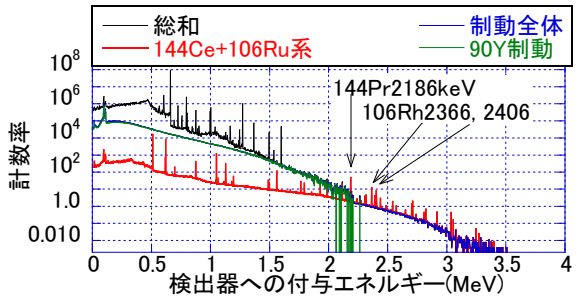


図 2 使用済燃料からのγ線及びβ崩壊制動線波高スペクトル計算値

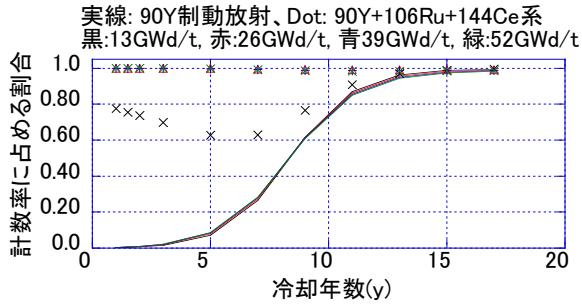


図 3 波高 1,6-1.7MeV 区間計数率に占める ^{90}Y 制動放射線成分の割合

参考[1] SKB TR-13-30, [2] https://www.ornl.gov/scale/scale/scale-613-update, [3]J. Nucl. Sci. Technol. 55(5-6), 684-690 (2018)

Yasushi Nauchi[1], Shunsuke Sato[1], and *Akihiro Sasahara[1]
[1]CRIEPI

核不拡散・核セキュリティ用アクティブ中性子 NDA 装置の開発（6）
DDA システムによる核物質測定のガンマ線の影響評価

Development of active neutron NDA system for nuclear non-proliferation and nuclear security (6)
Evaluation of influence of gamma-rays on fissile mass measurements in stimulated highly radioactive nuclear materials using Differential Die-away Analysis system

*大図 章[1]，前田 亮[1]，米田 政夫[1]，藤 暢輔[1]
[1]原子力機構

核不拡散・核セキュリティに資する高線量核燃料物質の非破壊測定法(NDA)の確立を目指し、3 つのアクティブ中性子法を組み合わせた統合型 NDA 装置を開発している。本発表では、高線量核燃料物質から放出されるガンマ線がダイアウェイ時間差分析に与える影響について報告する。

キーワード：アクティブ中性子法、NDA、DDA、核不拡散、核セキュリティ、高線量核燃料物質

1. 緒言

核不拡散・核セキュリティに資する使用済み核燃料及び核変換用 MA-Pu 燃料等の高線量核燃料物質の測定法を確立するため､3 つのアクティブ中性子法を高線量に対応すべく高度化して組み合わせた NDA 装置を開発し、今年度よりダイアウェイ時間差分析(DDA)、即発ガンマ線分析(PGA)、及び中性子共鳴透過分析(NRTA)の試験を実施している。DDA は、使用済み核燃料等の高線量核物質を測定する際に、主に Cm からの自発核分裂中性子と核分裂生成物(FP)からのガンマ線の影響を受ける。これまでに Cf-252 を用いて Cm からの妨害中性子の影響を調べ、問題なく測定できることを報告した。ガンマ線については、中性子検出器の感受率は小さいものの、その強度は自発核分裂中性子に比べて大きいため DDA 測定に対する影響が懸念される。そのため、使用済み核燃料から放出されるガンマ線が DDA 測定に与える影響について調査した。

2. ガンマ線強度及び評価方法

図 1 に高線量核燃料物質の一つとして想定される再処理プロセスの使用済核燃料（PWR、燃焼度：45GWd/t、冷却期間：5 年）の溶解槽溶液の分析サンプル(Pu：約 20mg、Cm-244：256MB q)に含まれる主な FP 核種のガンマ線強度を示す。主なガンマ線源は Cs-137 と Cs-134 であり、合計で約 11.6GBq である。この強度と中性子検出器のガンマ線感受率をもとに DDA 測定におけるガンマ線の影響を評価した。

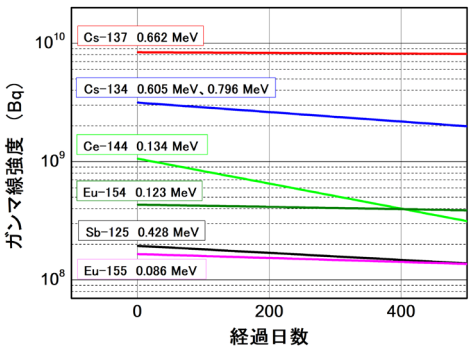


図 1 使用済み燃料からのガンマ線

3. 結果

He-3 中性子検出器を用いた場合、FP からのガンマ線によるイベント数は、Cm-244 によって放出される中性子数の約 1.1 倍であることがわかった。これまでの実験で得られている DDA 測定における妨害中性子強度依存性から、ガンマ線の影響を推測した結果、図 2 に示すように Cm-244 からの妨害中性子に加えてガンマ線がある場合でも DDA 測定に大きな影響の無いことが確認できた。

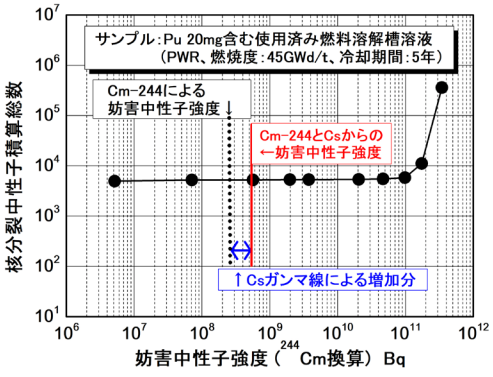


図 2 核分裂中性子数の妨害中性子依存性

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」事業の一部である。

参考文献 [1]土屋他、原子力学会 2021 春 2N08

*Akira Ohzu[1], Makoto Maeda[1], Masao Komeda[1], and Yosuke Toh[1] [1]JAEA

燃料デブリ探査のためのバブルディテクターの中性子照射試験

Neutron irradiation test of bubble detector for fuel debris detections

*寺島 顕一[1]，松村 太伊知[1]，冠城 雅晃[1]，坂本 雅洋[1]，Eka Sapta Riyana[1]，奥村 啓介[1]

[1]JAEA

バブルディテクター(BD)は、ガンマ線に不感な中性子積算線量計である。よって、場所ごとにガンマ線や中性子線強度が異なる福島第一原子力発電所(1F)の格納容器内や、取り出し燃料デブリの直近などでも使用可能と期待される。そこで、BD を 1F 現場での燃料デブリ検知や燃料デブリ特性評価に適用するため、中性子照射による基礎データを取得した。

キーワード：バブルディテクター，福島第一原子力発電所，燃料デブリ，中性子検出，中性子積算線量計

1. 緒言

福島第一原子力発電所(1F)の燃料デブリを検知する手法の 1 つとして、自発核分裂、誘起核分裂、または(α,n)反応に起因する中性子を検出する方法が考えられる。しかし、燃料デブリの性状や適用場所に応じて、バックグラウンドガンマ線や中性子線の強度は大きく変わることが予想され、事前のガンマ線遮蔽の最適化は困難である。バブルディテクター(BD)は、中性子照射により発生する気泡数から中性子積算線量を計測するものであり、ガンマ線に不感、小型、軽量、電源・ケーブル不要、目視確認が可能といった特長を有する[1]。また、極少の中性子線場でも、照射時間を長く設定することにより検出できる可能性がある。そこで、BD の 1 F 現場への適用性を評価するため、BD の中性子照射試験を行い、照射条件に依存した基礎データを取得した。本発表では、本試験で得られた結果を踏まえて、1 F 現場への適用性について報告する。

2. 照射試験

照射試験で用いた BD は Bubble Technology Industries 社製の速中性子用 BD (BD-PND)である。中性子照射は原子力科学研究所の放射線標準施設(FRS)にて、^{252}Cf を線源として実施した。図 1 に 2 本の BD-PND に速中性子を照射した結果を示す。「F08」と「F11」は、BD-PND の製造時期の違いであり、ロットにより多少のバブル発生感度の違いが見られ、正確な計測には事前の校正が必要である。BD-PND と線源との距離は 100 cm で固定し、30 分の照射を 2 回、その後 60 分の照射を 3 回行った。バブル数の確認には各照射後に角度を変えて複数枚撮影した写真を使用した。図 1 の結果から積算フルエンスとバブル数には明らかな相関があることが分かる。また、100 n/cm^2/s 程度の極めてわずかな速中性子場であっても、約 20～30 分ほどで有意な中性子を検出できる見込みがある。照射試験中には動画撮影も行い、バブルの発生を随時観察できることを確認した。カメラノイズが多い 1Sv/h 以上の環境では、随時測定は難しいかもしれないが、僅かな中性子発生の有無を確認する場合には、BD の利用は十分に有効と考えられる。

3. 結論

1F 適用性評価のための基礎試験を行い、わずかな中性子場でも約 20～30 分ほどで中性子を検出できる見込みを得た。

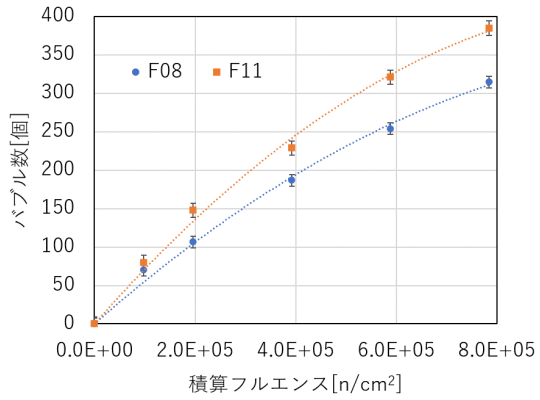


図 1 中性子の積算フルエンスに対するバブル数

参考文献

[1] 小泉勝三 “気泡検出器—開発の歴史，原理，特性とその応用—” 保険物理, 27, pp.157-166, (1992).

*Kenichi Terashima[1], Taichi Matsumura[1], Masaaki Kaburagi[1], Masahiro Sakamoto[1], Eka Sapta Riyana[1] and Keisuke Okumura[1]

[1]JAEA

燃料デブリ中の核燃料物質量の定量のための非破壊測定試験
（1）背景と目的

Measurement test of non-destructive assay for quantification of nuclear materials in fuel debris
(1) Background and Purpose

*奥村 啓介[1], 名内 泰志[2], 鈴木 梨沙[1], 能見 貴佳[1], 芝 知宙[1], 冠城 雅晃[1],
高田 映[3], 小菅 義広[3], 長谷 竹晃[1]
[1]JAEA, [2]電中研, [3]NESI

福島第一原子力発電所から取り出される燃料デブリの計量管理及び放射性廃棄物との仕分け技術の開発を目指し、プルトニウム燃料技術開発センターにおいて実核燃料物質を用いた非破壊測定試験を実施した。

キーワード：福島第一原子力発電所, 燃料デブリ, 非破壊測定, 核燃料物質定量

【必要性】福島第一原子力発電所(1F)では、2022 年から燃料デブリの試験的取出しが開始され、その後は段階的な取り出し規模の拡大が進められる予定である。当面の少量燃料デブリの計量管理は、破壊分析に基づき評価されることになると予想されるが、取り出し規模の拡大が進むにつれて全量分析は困難になるため、容器内に収納された燃料デブリの非破壊測定(NDA:Non-Destructive Assay)に基づく計量管理が必要になってくると予想される。また、本格取り出し工程のスループット向上や費用低減のため、未臨界サイズを超える容器への収納や放射性廃棄物との仕分けが期待されており、燃料デブリ中の核燃料物質定量のための NDA 技術開発の必要性は高い。

【経緯】JAEA と電中研では、1F 燃料デブリの非破壊測定技術開発に向けて、これまで以下の活動を実施してきた。① 米国 DOE との共同研究による過去の TMI-2 等の事故における核物質管理の状況と既存の NDA 法の調査(2012～2015)。② 調査結果に基づき 4 つの有望な NDA 候補技術(パッシブ中性子同時計数法、高速中性子直接問いかけ法、随伴 FPγ 線測定法、中性子照射 γ 線スペクトル測定法)を選定し、1F 各号機で予想される多種多様な燃料デブリの収納容器(約 20cmΦ)を対象としたモンテカルロシミュレーションによる各 NDA 手法の適用性評価(2015～2017)、③米国ロスアラモス国立研究所への訪問による最新 NDA 技術の調査(2018)、④1F 廃炉実務関係者との燃料デブリ計量管理方策に関する情報交換(2017～2021)。しかしながら、既存の NDA 手法には一長一短があり、1F 燃料デブリの核燃料物質中の正確な定量評価は現状では困難であると判断された。これは主に、TMI-2 燃料デブリや使用済燃料などとは異なる 1F 燃料デブリの特性に由来するところが大きい[2]。そこで、1F 現場での燃料デブリ取り出し段階に応じた NDA 手法の適用や複数の NDA 手法を組み合わせた新しい手法の開発を進めることとした。

【部分実証試験】1F 燃料デブリを想定したフルモックアップ試験を実施するには、核燃料物質量が既知な多種多様な模擬燃料デブリまたは使用済燃料等を用いて、ホットセル内での遠隔操作による試験が必要になるが、これには多額の費用と装置製作や許認可等のための多くの時間を要する。このため、核燃料物質や RI 線源を取り扱える既存施設での試験とシミュレーションとの併用により、NDA 法を構成する要素技術を部分的に実証していくこととした。その最初の試験として、JAEA のプルトニウム燃料技術開発センターにおいて、プルトニウム燃料、パッシブ中性子同時計数法装置、アクティブ中性子線源としての Cf252 線源、各種検出器（He-3、HPGe、LYSO、$CeBr_3$）を用いた試験を実施した。本シリーズ発表では、その結果について報告する。

参考文献 [1].長谷, 能見, 米田, 芝, 名内, 奥村他, “福島第一原子力発電所における燃料デブリ中の核燃料物質定量に関する候補技術の特性研究,” 日本原子力学会 2017 年春の年会(2D18～2D23), 日本原子力学会 2017 年秋の大会(3L14～3L17), [2]奥村,”燃料デブリ計量管理のための非破壊測定技術の課題と方策,” 日本原子力学会 2020 年秋の大会(1J_PL02),

---

*Keisuke Okumura[1], Yasushi Nauchi[2], Risa Suzuki[1], Takayoshi Nohmi[1], Tomooki Shiba[1], Masaaki Kaburagi[1], Akira Takada[2], Yoshihiro Kosuge[3], Taketeru Nagatani[1], [1]JAEA, [2]CRIEPI ,[3]NESI

燃料デブリ中の核燃料物質量の定量のための非破壊測定試験
(2)プルトニウムの中性子捕獲γ線の検出

Measurement test of non-destructive assay for quantification of nuclear materials in fuel debris
(2) Detection of gamma rays from capture reaction of plutonium

*名内泰志[1]、小菅義広[2]、能見貴佳[3]、鈴木梨沙[3]、長谷竹晃[3]、芝知宙[3]、高田映[2]、冠城雅晃[3]、奥村啓介[3]
[1]電中研、[2]NESI、[3]JAEA

プルトニウム(Pu)試料を計量装置 ENMC 内に配置し、ENMC から漏洩するγ線を HP-Ge 検出器でスペクトル測定した。この結果、中性子が ^{239}Pu に捕獲された際に生じるγ線が検出された。
キーワード：捕獲γ線、^{239}Pu, ^{240}Pu, HP-Ge, プルトニウム燃料技術開発センター

1. 緒言 未燃焼 MOX 燃料中のプルトニウム(Pu)核種は 129.3keV などのγ線測定で同定できるが、使用済燃料は ^{137}Cs 等の核分裂生成核種(FP)のγ線量が大きいため、662keV より低エネルギーγ線の測定が困難である。一方、中性子誘導反応で生じるγ線の多くは FP よりも高エネルギーのγ線を生じる。そこで、これを測定し核物質を同定する中性子照射γ線スペクトル測定（NIGS）に注目している。数値シミュレーションにより、燃料デブリで ^{238}U、^{240}Pu(n, γ)γ線が検出できることが示唆され[1]、またウラン(U)未臨界体系で ^{238}U(n, γ)4060keV γ線の定量がなされた[2]。一方、この数値シミュレーションの根拠とした熱中性子捕獲γ線データベース CapGam[3]において、2020 年に ^{240}Pu 捕獲反応あたりのγ線発生数情報が Unknown に修正された。このため、Pu 試料への NIGS 測定でどの核種が同定し得るかを改めて調査する必要が生じた。本研究では JAEA のプルトニウム燃料技術開発センターで JAEA がこの測定を行い、JAEA と電中研で同データを分析した。

2. 実験 軽水炉使用済燃料から再処理された Pu 酸化物試料を封入した鋼製の缶を塩化ビニル製袋に密閉し、これを Pu 計量装置である ENMC の試料室に ^{252}Cf とともに配置した。ENMC は正方柱のポリエチレンブロックの中央に円筒状の試料室を設け、その試料室を囲うように多数の ^{3}He 比例計数管を円周状に並べたもので、計数管群の外側は Cd 板が設置されている。ENMC からは中性子とγ線が漏洩する。中性子をさらに厚さ 10cm のポリエチレンで減衰させ、また Pu 酸化物試料中の ^{241}Am 由来の低エネルギーγ線(<200keV)を厚さ 4mm の錫板で減衰させて、透過γ線を相対効率>35%の HP-Ge 検出器で 23 時間(Real time)スペクトル測定した。

3. 結果 図 1 にスペクトルの全体図を示す。Pu 酸化物試料中の (α,n)反応及び、Pu 核種と ^{252}Cf の自発核分裂で生じた中性子が ENMC のポリエチレン等で減速し、水素、^{113}Cd、^{3}He 検出器の管材(^{27}Al)、塩化ビニル製袋(^{35}Cl)、鋼製の缶(^{58}Ni, ^{56}Fe, ^{53}Cr)に捕獲されたことを示すγ線が検出され、さらに核分裂即発γ線が確認された。波高 3.8~4.0MeV 領域と 5～5.6MeV 領域の拡大を図 2 に示す。文献[3]に記載された ^{240}Pu(n, γ)反応の主要γ線である 3.884, 3.945, 3.988MeV に相当する波高に構造が観察されたが、統計精度は十分ではなかった。他方 5~5.6MeV では核分裂即発γ線影響が小さいため文献[3]に記載された ^{239}Pu(n, γ)5.124、5.575MeV のγ線が確認された。本結果から、使用済燃料に対しては ^{239}Pu(n, γ)反応によるγ線が測定できる可能性があること、^{240}Pu(n, γ)の検出には相当の中性子照射が必要となることが示唆された。

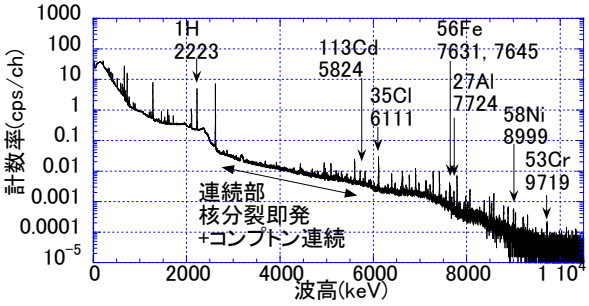


図 1　スペクトル全体図

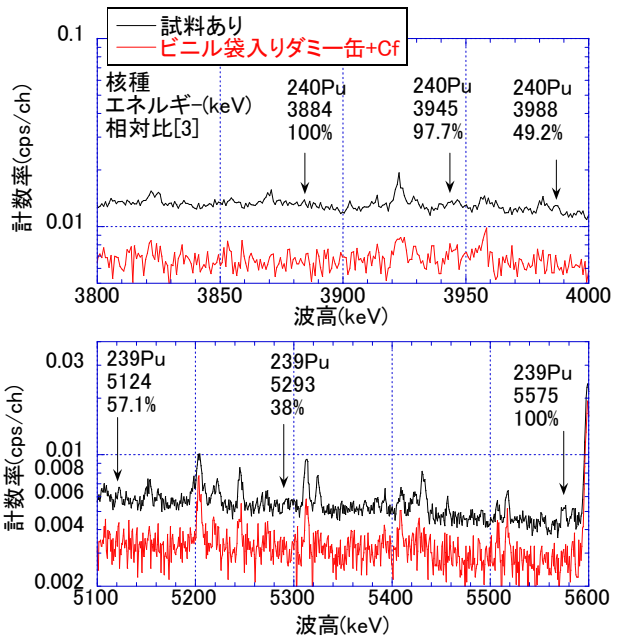


図 2 ^{240}Pu と ^{239}Pu の捕獲γ線スペクトル

参考文献 [1] T. Nagatani, et al., Energy Procedia, 131, Page 258-263, 2017. [2] Y. Nauchi, et al., Proc. ICNC2019, Sep. 15-20. 2019, Paris, France. [3] Thermal Neutron Capture γ's (CapGam), https://www.nndc.bnl.gov/caogam/, browse on May01, 2021.

* Yasushi Nauchi[1], Yoshihiro Kosuge[2], Takayoshi Nohmi[3], Risa Suzuki[3], Taketeru Nagatani[3], Tomooki Shiba[3], Akira Takada[2], Masaaki Kaburagi[3], Keisuke Okumura[3], [1]CRIEPI, [2]NESI, [3]JAEA.

燃料デブリ中の核燃料物質量の定量のための非破壊測定試験
(3)ガンマ線非破壊測定技術を用いた核燃料物質中の不純物の特定

Measurement test of non-destructive assay for quantification of nuclear materials in fuel debris
(3) Determination of impurity in nuclear materials by using gamma-ray spectroscopy

*鈴木梨沙[1]、能見貴佳[1]、長谷竹晃[1]、白茂英雄[1]、芝知宙[1]、冠城雅晃[1]、奥村啓介[1]
小菅義広[2]、高田映[2]、名内泰志[3]
[1]JAEA, [2]NESI, [3]電中研

燃料デブリに含まれるプルトニウム及びウラン（核燃料物質）を定量するための非破壊測定においては、測定に影響を与える物質の組成・量を把握し適正な補正を行うことで精度向上が期待できる。プルトニウム燃料技術開発センターでは、燃料デブリ中の核燃料物質量の測定精度向上に向けて、所有するプルトニウム酸化物試料から放出されるガンマ線スペクトルを解析することにより、中性子測定に影響を与える不純物成分を特定する手法の実証試験を実施したので、その結果を報告する。

キーワード：燃料デブリ、プルトニウム、非破壊測定、中性子測定、ガンマ線スペクトル

1. 背景

福島第一原子力発電所の燃料デブリ取出しにおいて、燃料デブリ収納容器内の核燃料物質を計量管理するための手法の一つとして中性子に着目した非破壊測定が考えられる。しかしながら、中性子測定における課題として、燃料デブリ中のマイナーアクチニド（MA）から放出されるアルファ線と軽元素との核反応で中性子が発生（以下、「(α, n)反応」という。）し、核燃料物質定量に必要な中性子の選択的な測定が困難になることが挙げられる。この影響を補正するため、燃料デブリのガンマ線を測定しスペクトル解析を行うことにより、含有する軽元素の組成と量を把握する手法の検討を行っている。

2. スペクトルの解析

本測定試験では、シリーズ発表（2）「プルトニウムの中性子捕獲γ線の検出」で得られたプルトニウム酸化物試料のガンマ線スペクトルについて、核データベース[1]及び文献[2][3][4]を基に解析を行った。その結果、^{19}F(α, n)に伴い生成された複数のピークが確認（図１参照）され、特に 1275 keV 付近に子孫核種の ^{22}Na 由来の顕著なピークが見られた。一方、(α, n)反応断面積の大きいボロンやベリリウム等の元素の放射化に伴う顕著なピークは確認されなかったことから、当該試料中における主要な(α, n)反応は ^{19}F 由来であると推察した。

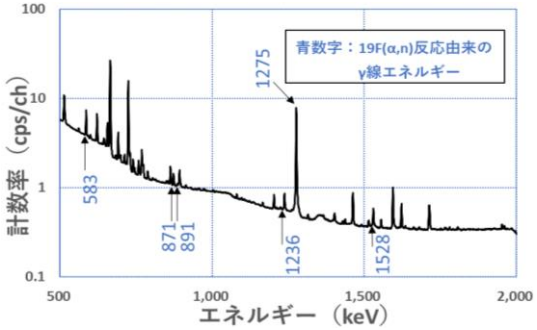


図 1 プルトニウム酸化物試料からのγ線スペクトル

3. 解析結果の妥当性確認

上記のスペクトル解析結果の妥当性を確認するため、1275 keV のガンマ線ピークから求めた ^{19}F(α, n)反応と中性子測定により求めた全(α, n)反応による中性子放出率を比較した。^{19}F(α, n)反応による中性子放出率を求めるにあたっては、当該ガンマ線放出率と中性子放出率が永続平衡の関係（図２参照）になるため、測定日における当該中性子放出率と ^{22}Na のガンマ線放出率が同等の関係であることを利用した。また、^{22}Na のガンマ線放出率については、当該ピーク中に含まれる ^{22}Na 以外の要因を調査し、核データベース[5]を基にそれぞれのガンマ線放出断面積を用いて当該ピークを案分し評価した。

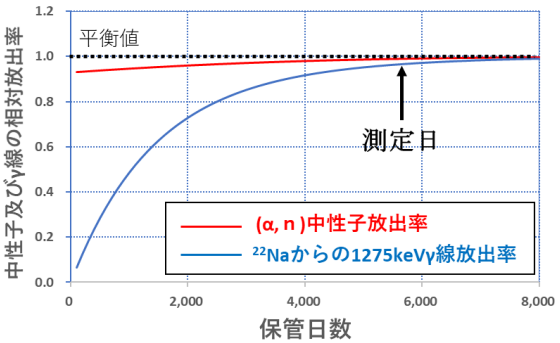


図 2 ^{19}F(α,n)中性子と 1275keV γ 線の相対放出率

評価の結果、^{19}F(α, n)反応による中性子放出率は、2.72×10^{6}/s 程度であることを確認した。これは、中性子測定により求めた全(α, n)反応による中性子放出率 2.57×10^{6} /s と近い値であった。以上のことから本試料中の(α, n)反応の主要因となった物質が ^{19}F であり、先のスペクトル解析結果の妥当性が確認された。

本実験結果より、ガンマ線スペクトル解析から物質の組成を把握する手法が確認できた。今後、ガンマ線スペクトルから物質量を把握する手法を検討することで、測定精度向上への活用が期待できる。

参考文献 [1] https://wwwndc.jaea.go.jp/NuC/sbygame.html. [2] Table of Isotope the Eighth edition. [3] SAND 2018-3369PE, [4] IEEE TRANSACTIONS ON NUCLEAR SCIENCE, VOL. 67(4), 575, 2020. [5] Nuclear Data Sheets 155 (2019) 1.

*Risa Suzuki[1], Yoshihiro Kosuge[2], Takayoshi Nohmi[1], Tomooki Shiba[1], Yasushi Nauchi[3], Taketeru Nagatani[1], Akira Takada[2], Masaaki Kaburagi[1], Keisuke Okumura[1] [1]JAEA, [2]NESI, [3]CRIEPI.

燃料デブリ中の核燃料物質量の定量のための非破壊測定試験
(4) LYSO 検出器によるプルトニウムの即発γ線測定

Measurement test of non-destructive assay for quantification of nuclear materials in fuel debris
(4) Measurement of prompt gamma-ray emission from plutonium using LYSO detector

* 芝知宙[1]、冠城雅晃[1]、小菅義広[2]、名内泰志[3]、高田映[2]、鈴木梨沙[1]、能見貴佳[1]、長谷竹晃[1]、奥村啓介[1]
[1]JAEA, [2]NESI, [3]電中研

プルトニウム燃料技術開発センターの有する PuO_2 のうち、本シリーズ発表の研究に供した試料において、核分裂で生じる即発γ線を、LYSO 検出器を用いて測定した。測定したスペクトルは、HPGe 検出器で測定したスペクトルと比較された。また、環境γ線を大きく上回る ^{208}Tl の 2614 keV のγ線が観測され、これは ^{236}Pu の子孫核種であることが示唆された。

キーワード：LYSO 検出器、即発γ線、^{208}Tl、ゲルマニウム検出器、プルトニウム燃料技術開発センター

1. 背景と目的 燃料デブリ中の核物質の有無を簡便に調べることができる技術は、放射性廃棄物との仕分けの観点から重要である。原子力施設から発生する廃棄物中の核物質量は、例えばウランであれば、^{238}U の子孫核種である ^{234m}Pa の放出する 1001 keV のγ線が用いられることがある [1]。しかし、様々なエネルギーを放出する FP が多数混入している燃料デブリでは、そういった既存技術のγ線測定が使えないことが指摘されている。本研究では、FP が放出するγ線のエネルギーよりも高いエネルギー領域に存在し、核物質から直接放出される核分裂即発γ線に着目し、それを可能な限り簡便な方法で測定することを目的とする。

2. 検出器の選定 本研究では、約 3 MeV よりも高いエネルギー領域のγ線の測定に着目するため、密度が高く、原子番号が大きい物質を用いた検出器が望ましい。また、燃料デブリは高い放射能を持つことが推定されるため、高線量率耐性、すなわち応答の速い検出器が望ましい。加えて、デブリ取り出しの過酷な環境を考慮し、メンテナンス性に優れた検出器が望ましい。以上から、本研究では LYSO シンチレーション検出器を選定した。

3-1. 即発γ線の測定結果 シリーズ(1-3)で使用した試料から出るγ線を、2cm × 2cm × 4cm の LYSO 検出器で測定した。得られたスペクトルを図 1 に示す。約 3 MeV から上のエネルギー領域で、緩やかな右肩下がりのスペクトルが得られ、これはモンテカルロシミュレーションとの比較により、即発γ線のスペクトルと一致すると考えられた。ただし、HPGe 検出器で得られたスペクトルと比較したところ、約 5 MeV からは構造材の中性子捕獲に伴うγ線が多数存在することが分かっており、そのためこの領域にはそういった捕獲γ線のコンプトン連続部が重畳していることが示唆された。

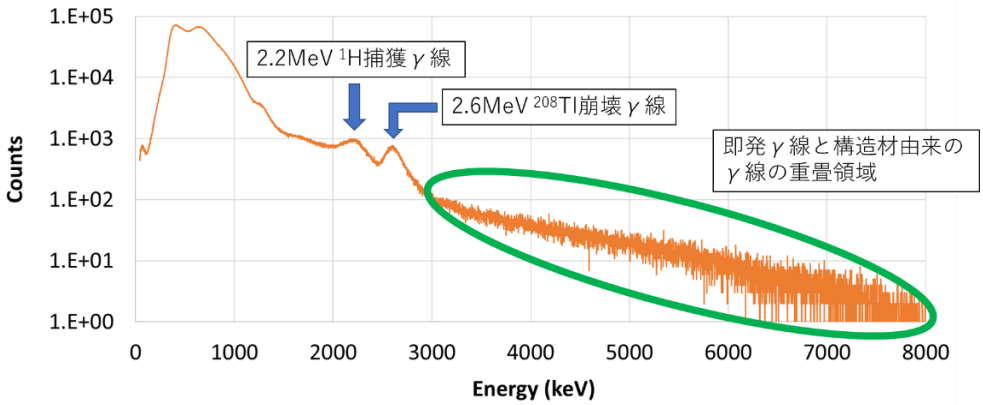


図 1 LYSO 検出器により得られたスペクトル

3-2. 即発γ線以外に得られた知見 0 MeV~約 2 MeV までの領域では、LYSO 結晶に含まれる ^{176}Lu の強力な自己放射のため、試料からのピークは観察できなかった。2.2 MeV では、ポリエチレン等からなる ENMC に配置した物質中の ^{1}H の中性子捕獲に伴うγ線が観察された。また、2.6 MeV には、^{208}Tl の崩壊γ線が観測された。HPGe 検出器で測定したスペクトルと比較した結果、このピークは環境γ線由来の計数を大きく上回っており、これは ^{236}Pu の子孫核種であることが示唆された [2]。

4. 今後の課題 本実験により、LYSO 検出器を用いて即発γ線を検出できる見通しを得た。今後は、検出器のサイズの最適化等を通じて、核物質と放射性廃棄物の仕分け技術を発展させていく。また、2.6 MeV のγ線測定による核物質の検知技術も発展させていく。

参考文献 [1] JAEA-Review 2011-039 [2] JAEA-Review 2020-007

* Tomooki Shiba[1], Masaaki Kaburagi[1], Yoshihiro Kosuge[2], Yasushi Nauchi[3], Akira Takada[2], Risa Suzuki[1], Takayoshi Nohmi[1], Taketeru Nagatani[1], Keisuke Okumura[1]
[1]JAEA, [2]NESI, [3]CRIEPI.

燃料デブリ中の核燃料物質量の定量のための非破壊測定試験
（5）$CeBr_3$検出器によるプルトニウム試料のその場パッシブガンマ測定

Measurement test of non-destructive assay for quantification of nuclear materials in fuel debris

(5) In-situ passive gamma-ray measurement for plutonium item using a $CeBr_3$ detector

*冠城 雅晃[1], 芝 知宙[1], 奥村 啓介[1], 名内 泰志[2], 鈴木 梨沙[1], 能見 貴佳[1], 長谷 竹晃[1], 高田 映[3], 小菅 義広[3]

[1]JAEA, [2]電中研, [3]NESI

高線量率測定用に開発した微小な $CeBr_3$ 検出器を利用して、プルトニウム燃料のパッシブガンマ測定を実施した。測定では、^{241}Am による 59.5 keV から ^{236}Pu 子孫核種 ^{208}Tl による 2615 keV までの広範囲のエネルギースペクトルを測定でき、また、HPGe 測定とも比較し評価したので報告する。

キーワード：福島第一原子力発電所、燃料デブリ、パッシブガンマ法、$CeBr_3$ シンチレーター、核燃料物質定量、プルトニウム燃料技術開発センター

1. 緒言 福島第一原子力発電所（1F）で取り出される燃料デブリは、臨界管理や核物質検知の点から収納容器に入れる際の非破壊測定が必要である。一方、1F は高線量率場に加えて、測定場所が十分確保できず、従来の検出器では測定が難しい。そこで、高線量率測定に向けて開発した $CeBr_3$ 検出器を利用した核燃料物質のパッシブガンマ測定を実施し、将来的な現場への適応性を検討した。

2. 実験方法 高線量率測定に向け開発した 5 mm 立方角（0.125 cm^3）の $CeBr_3$ 検出器[1]と直径 58.9 mm、高さ 59.3 mm の円筒（646 cm^3）HPGe でγ線測定をした。測定試料は、プルトニウム重量が 824 g である酸化プルトニウム粉末が挿入された高さ 11 cm、直径 11 cm で厚さ 0.5 mm の SUS304 円筒缶を塩化ビニル製袋に密閉したものである。$CeBr_3$ 検出器は、測定試料に、直付け、0.5 mm ならびに 1 mm 厚のカドミニウム板（Cd 板）を間に挟む、5 cm 厚の高濃度ポリエチレン（HDPE）を試料両側に挟むという条件で測定した。測定試料をパッシブ中性子測定装置（ENMC）の内部に設置し、HPGe 先端部は、10 cm 厚の HDPE と 4 mm 厚の錫板を間に入れて、ENMC 表面から距離 30 cm になるように設置した。

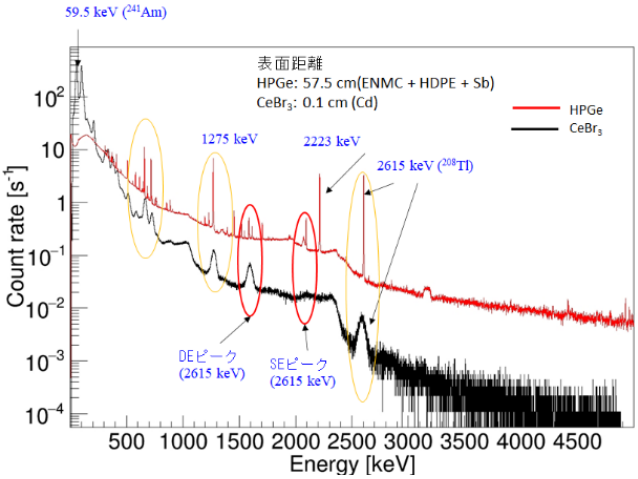


図 1 プルトニウム試料のγ線スペクトル

3. 結果とまとめ $CeBr_3$ 検出器は、1 mm 厚の Cd 板を挟んだ条件で、59.5 keV（^{241}Am）から 2615 keV（^{208}Tl）までの主要な全吸収ピークを識別できた（図１）。一方、2615 keV の検出応答では、シングルエスケープ（SE）、ダブルエスケープ（DE）の確率が大きく、全吸収確率が極めて小さくなっている。これは、HPGe と比較して結晶サイズが小さく、電子対生成後に、多くが SE あるいは DE になるためである。また、$CeBr_3$ 測定時は、周囲に水素元素が少ないため 2223 keV ピークが見られない。当該検出器は、1F でのパッシブγ線測定で有望であるが、一方で、数 MeV 以上の高エネルギーのガンマ線スペクトル測定が必要な場合、DE スペクトルを考慮する必要があることが分かった。

参考文献 [1] Maasaki Kaburagi. et al, Nuclear. Inst. and Methods in Physics Research, A 988 (2021).

---

*Masaaki Kaburagi[1], Tomooki Shiba[1], Keisuke Okumura[1], Yasushi Nauchi[2], Risa Suzuki[1], Takayoshi Nohmi[1], Taketeru Nagatani[1], Akira Takada[3], and Yoshihiro Kosuge[3]

[1]JAEA, [2]CRIEPI ,[3]NESI.

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

[1I01-06] Fuel Debris Characterization

chair: Rei Kimura (TOSHIBA ESS)

Wed. Sep 8, 2021 10:10 AM - 11:55 AM Room I

[1I01] The possible use of short half-life noble gas fission products for measurement of criticality and identification of plutonium in fuel debris canister

*Eka Sapta Riyana[1], Keisuke Okumura[1], Masahiro Sakamoto[1], Taichi Matsumura[1], Kenichi Terashima[1] (1. JAEA)

10:10 AM - 10:25 AM

[1I02] Analysis of Effective Multiplication Factor in Sedimentation of Fuel Debris Particles

*Shigeki Shiba[1] (1. Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority)

10:25 AM - 10:40 AM

[1I03] Development of the insoluble neutron absorbers using self-assembled surfactant aggregates

*Ryota Nambara[1], Takuji Kume[1], Noriaki Ushio[1] (1. KAO)

10:40 AM - 10:55 AM

[1I04] Improvement of the STACY critical assembly to measure critical characteristics of fuel debris

*Shouhei Araki[1], Kazuhiko Izawa[1], Satoshi Gunji[1], Kenya Suyama[1], Junichi Ishii[1], Masakazu Seki[1], Fuyumi Kobayashi[1], Hiroyuki Fukaya[1] (1. JAEA)

10:55 AM - 11:10 AM

[1I05] Improvement of the STACY critical assembly to measure critical characteristics of fuel debris

*Satoshi Gunji[1], Shouhei Araki[1], Kenya Suyama[1], Kazuhiko Izawa[1] (1. JAEA)

11:10 AM - 11:25 AM

[1I06] Whole Core Three-Dimensional Nuclide Inventory Calculation of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Masahiro Sakamoto[1], Keisuke Okumura[1], Kenichi Tada[1], Kenji Nishihara[1], Shinya Mizokami[2], Masato Mizokami[2], Yousuke Miki[3], Seiji Kaneko[3] (1. JAEA, 2. TEPCO HD, 3. TEPSYS)

11:25 AM - 11:40 AM

©Atomic Energy Society of Japan

The possible use of short half-life noble gas fission products for measurement of criticality and identification of plutonium in fuel debris canister

*Eka Sapta Riyana[1], Keisuke Okumura[1], Masahiro Sakamoto[1], Taichi Matsumura[1] and Kenichi Terashima[1]
[1]JAEA

Fuel debris has inherent neutron sources due to mostly spontaneous fissions. Therefore, the fuel debris inside a canister can be seen as a subcritical system with fixed neutron sources. A depletion calculation for the fuel debris (FD) inside the canister has been performed. The calculation results show the activity ratio of ^{88}Kr-to-^{135}Xe in the fuel debris canister depending on the material compositions and effective neutron multiplication factor (k_{eff}).

Keywords: Depletion Calculation, Subcritical System, Fuel Debris Canister, Mixed Oxide (MOX) Fuel, Monte Carlo Calculation, Short Half-life Fission Products

1. Introduction

In this study, we performed neutron transport and subcritical depletion calculations for the canister filled with fuel debris using the modified OpenMC code version 0.11 [1]. The calculation considering the FP generations by spontaneous and induced fissions provides the information on the criticality of the canister and the amount of plutonium in the canister from the difference of the activity ratio ^{88}Kr-to-^{135}Xe.

2. Calculation Method and Results

The time-dependent FP production behavior of fuel debris in a canister will be determined by radioactive decay, spontaneous fission and its subsequent induced fission. We performed burnup calculations for the canister filled with fuel debris with different burnup degrees from Unit 1, Unit 2 and Unit 3 of the Fukushima-Daiichi NPP by using the OpenMC code modified in the previous work [2]. We have obtained the relationship between the activity ratio of ^{88}Kr-to-^{135}Xe and k_{eff} as shown in Figure 1. The activity ratio of ^{88}Kr-to-^{135}Xe also provides us the information on whether the fuel debris is originally UO_2 or MOX and the magnitude of the burnup degree.

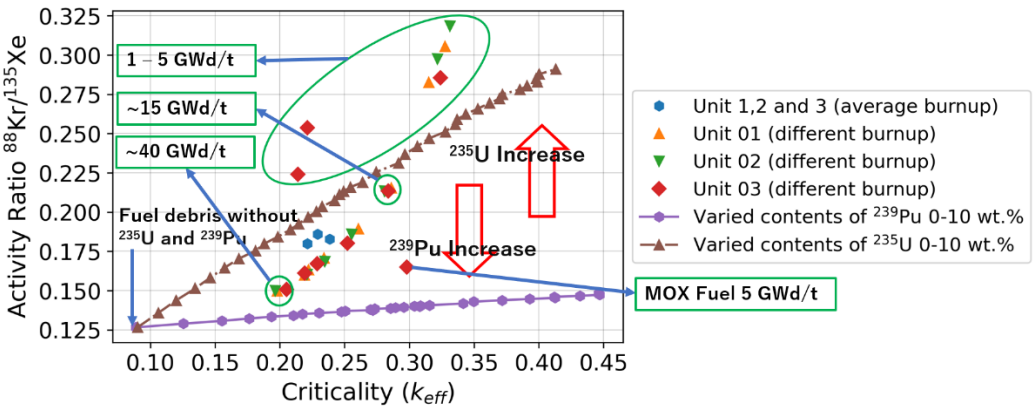


Fig. 1. Activity ratio of ^{88}Kr/^{135}Xe versus k_{eff} for various fuel debris in canister

3. Conclusion

Combined neutron transport and depletion calculations were performed for the canister filled with fuel debris with different burnup degree using the modified OpenMC code. The calculation result showed the relationship between the activity ratio of ^{88}Kr-to-^{135}Xe and the effective neutron multiplication factor (k_{eff}) and the possibility to identify the origin of the fuel debris by the activity ratio of ^{88}Kr-to-^{135}Xe.

References: [1] Paul K. Romano, et al., Ann. Nucl. Energy. 2015; 82: 90–97. [2] Eka S. Riyana, et al., Atomic Energy Society of Japan 2021 Annual Meeting, 17 – 19 March 2021.

燃料デブリ粒子の水中沈降・堆積時における中性子実効増倍率の解析

Analysis of Effective Neutron Multiplication Factor in Sedimentation of Fuel Debris Particles

*柴 茂樹[1]

[1]原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

DEM-MPS 連成解析手法並びに MVP3.0 コードを用いて燃料デブリ粒子の水中沈降・堆積時の中性子実効増倍率変化を評価した。

キーワード：燃料デブリ, DEM-MPS 連成手法, MVP3.0 コード, 中性子実効増倍率

1. 緒言

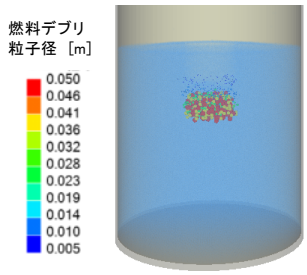
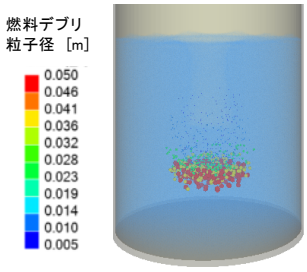
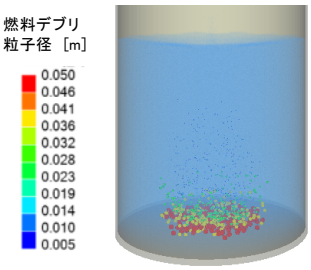
近年、コンピュータ技術の向上に伴い粒子法(MPS: Moving Particle Simulation)は流体・構造解析において利用されている。MPS 法の固液混相流モデルは、自由表面の追跡に優れた特性を有することから、土石流などの事象へ適用され、その有用性が示されてきた。しかし、粉体粒子の粒度分布の設定や粒子の付着性等を解析することが困難であったことから、離散化要素法(DEM: Distinct Element Method)と MPS 法を連成したコード（DEM-MPS 連成手法）が開発され、これらを考慮した高解像度の解析が可能となった[1]。

福島第一原子力発電所の燃料デブリ取出しでは、何らかの原因で燃料デブリの崩落などの可能性があること[2]から、燃料デブリの水中での挙動を踏まえた中性子実効増倍率の評価が必要となる。

本研究では、汎用の DEM-MPS 連成解析コードを用いた燃料デブリの水中沈降解析を行い、燃料デブリの水中沈降・堆積過程における中性子実効増倍率の評価を実施した。

2. 評価対象及び解析条件

原子炉圧力容器下部近傍に存在する燃料デブリが何らかの原因で水中へ沈降・堆積するシナリオを想定し、DEM-MPS コードを用いて解析した。さらに、DEM-MPS 連成解析から得られた時刻歴の DEM 粒子情報をもとに、連続エネルギー法に基づく汎用モンテカルロコード(MVP3.0:Monte Carlo code for Vector Processors Version 3.0) で各時刻における中性子実効増倍率を評価した。

時刻	燃料デブリ粒子群の３次元空間分布	
1.2 秒		燃料デブリ粒子着水後、まもなく中性子の漏れが低減され中性子実効増倍率が最大となる。
1.5 秒		燃料デブリの大きさによって沈降速度が異なるため位置的分散が大きくなり中性子実効増倍率が小さくなる。
1.8 秒		コンクリート底面に燃料デブリ粒子が堆積し始めると位置的分散が小さくなり中性子実効増倍率が若干大きくなる。

※燃料デブリ粒子群の初期位置（高さ）及び水位はそれぞれ 10m、4m である。

図 1 DEM-MPS 練成手法を用いた燃料デブリ粒子の水中沈降解析例

3. 結果

DEM-MPS 連成解析により円柱状に集積させた燃料デブリ粒子群の初期位置からの気中落下、水中沈降・堆積までの粒子挙動が得られた。燃料デブリ粒子の水中沈降では、粒子径の違いによる沈降速度の違いを表現することができた（図 1 参照）。また、水中沈降時の中性子実効増倍率は、燃料デブリ粒子の着水後、まもなく最大値を示すが、その後、位置的分散により小さくなった。

4. 結論

DEM-MPS 連成解析コード、並びに MVP3.0 コードを用いて、燃料デブリ水中沈降・堆積時の中性子実効増倍率の変動幅を把握できた。今後、粒径分布などの臨界評価で注目すべきパラメータについて検討する予定である。

参考文献

[1] 後藤仁志, 林稔, 安藤怜, 酒井哲郎：固液混相流解析のための DEM-MPS 法の構築,水工学論文集, 第 47 巻, pp.547-552. [2] 平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」（燃料デブリ臨界管理技術の開発）中間報告

*Shigeki Shiba[1] [1] Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

界面活性剤自己集合体を用いた非溶解性中性子吸収材の開発
（5）流動性およびモデルデブリ展着性の評価

Development of the insoluble neutron absorbers using self-assembled surfactant aggregates

(5) Evaluation of fluidity and model debris adhesive property

*南原 涼太[1]、久米 卓志[1]、牛尾 典明[1]

[1]花王株式会社

福島第一原子力発電所の燃料デブリ取り出しにおける再臨界の防止用に、界面活性剤系レオロジー改質剤（ビスコトップ；VT）の技術を応用した非溶解性中性子吸収材を開発している。開発品の流動性を界面活性剤濃度によって制御し、水中におけるモデルデブリへの付着性および間隙への流入性との関係を評価した。

Keywords： Insoluble neutron absorbers, Surfactant, Worm-like micelles, fluidity, adhesive property

1. 緒言

我々はひも状ミセル型の界面活性剤自己集合体を形成するVTを用いて炭化ホウ素（B_4C）を担持した高粘度流動体が再臨界の防止に有効であると考えている。この流動体は水中での非拡散性と流動性を両立すること（図1）から燃料デブリ取り出し時の新しい破断面に展着可能である。さらに、界面活性剤濃度によって流動性を制御可能であることから、濃度条件を変化させたときの流動性及びモデルデブリへの展着性と間隙への流入特性を評価した。

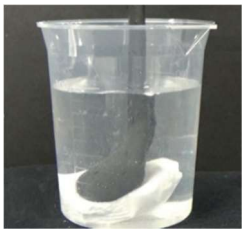


図1. 開発品の性状

2. 評価方法

水中に燃料デブリを模した大きさ15～30 mmの軽石を、高さ10 cmに積みあげ上から開発品を投下した。10分間流入状態を観察後、軽石を取り出して吸収材の付着状態を評価した。開発品は界面活性剤量を基準濃度の0.10倍～1.0倍の間で変化させ、レオメーターを用いて粘弾性特性を測定した。粘性体との比較としてφ1 mmのジルコニア粒子を固体タイプの中性子吸収材に見立てて同様の流動性、付着性試験を実施した。

3. 結果

開発品の粘度は界面活性剤濃度と正の相関を示した。間隙への流入速度はジルコニア粒子が最も速く、開発品は界面活性剤濃度の増加とともに遅くなった（図2）。取り出した軽石への付着量は、ジルコニア粒子が最も少なく、開発品は界面活性剤濃度とともに増加した。特に開発品の濃度0.25倍以上の条件では、吸収材が上部に留まりゆっくりと流下したことで、取り出した軽石に吸収材が顕著に付着した（図3）。

4. 結論

VTを用いた粘性体は界面活性剤濃度を調整することで、流入速度を制御し上部の間隙に滞留させることが可能であった。これにより取り出す対象である上部のデブリへ効果的に展着し、吸収材の使用量を抑えながら再臨界の防止に有効である可能性が得られた。

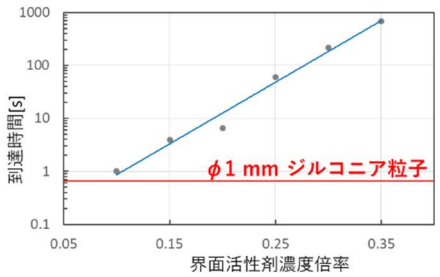


図2. 中性子吸収材の容器底面到達時間

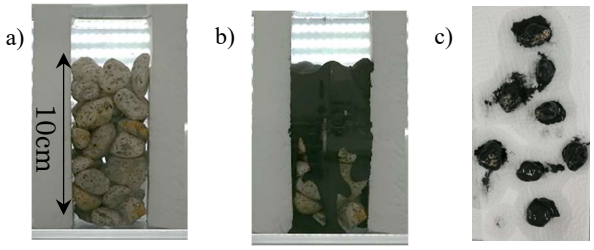


図3. 開発品（界面活性剤濃度：0.25倍）の流動性と付着状態
a) 投下前, b) 投下10分後 c) 取り出した軽石の状態

*Ryota Nambara[1], Takuji Kume[1] and Noriaki Ushio[1] [1]Kao Corporation

燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置 STACY 更新炉の整備
（1）定常臨界実験装置 STACY 更新炉の概要と進捗

Improvement of the STACY critical assembly to measure critical characteristics of fuel debris
(1) Overview and progress of the modified STACY

*荒木 祥平[1], 井澤 一彦[1], 郡司 智[1], 須山 賢也[1],
石井 淳一[1], 関 真和[1], 小林 冬実[1], 深谷 洋行[1]
[1] JAEA

燃料デブリの臨界特性を実験的に明らかにするために、定常臨界実験装置 STACY 更新炉の整備を進めている。STACY 更新炉の概要を示すとともに工事の進捗状況について報告する。

Keywords： Fukushima Dai-ichi NPP, modified STACY, Critical Experiment, Fuel Debris

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所の事故では、炉心が損傷・溶融し、多量の燃料デブリが発生した。これらの燃料デブリは局所的に多様な性状を持つと考えられており、その取扱いに当たっては、燃料デブリの臨界特性を網羅的に把握し、妥当性を実験的に確認することが重要な課題の 1 つとなっている。そこで、JAEA では、溶液燃料の臨界安全に関する実験に供されてきた定常臨界実験装置 STACY を汎用的な熱体系炉心への更新を進めている[1]。本発表では STACY 更新炉の概要と進捗について述べる。

2. STACY 更新炉の概要

図に STACY 更新炉の外観を示す。STACY 更新炉は非均質熱体系の炉心であり、炉心タンク内に設置された格子板に装荷する燃料棒とタンクに満たされる軽水減速材で構成される。格子板の格子間隔は現在、1.50 cm 及び 1.27 cm が計画されており、格子板には、燃料棒の他、ウラン粉末燃料とステンレス、コンクリート等の構造材の混合物であるデブリ模擬体や構造材そのものを装荷する構造材模擬体が装荷可能である。また、炉心タンク下部に設置される装荷物駆動装置を用いて、炉心中央に測定試料を挿入することも可能である。

原子炉緊急停止用の安全板は炉心タンク上部に設置されており、実験中の炉心の反応度は炉心タンク内の水位のみで制御される。そのため、臨界調整用の制御棒を用いた場合に生じる中性子束の歪がなく、ベンチマークに適した精度の高い実験データの取得とそれを使用した計算結果との比較が可能となる点が優れている。

3. 工事の進捗状況

炉室フード改造等及び炉心の型式変更についての認可をそれぞれ令和 2 年 3 月と同年 11 月に取得し、整備に着手した。令和 4 年度末の初臨界を目標に工事を進めており、令和 2 年 12 月より使用前事業者検査として、材料検査、寸法検査等を実施している。本発表では、これらの経過について報告する。

謝辞 本報の研究は、原子力規制庁の東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備事業の成果の一部です。

参考文献 [1]木田他、日本原子力学会「2013 秋の年会」、H30

*Shouhei Araki[1], Kazuhiko Izawa[1], Satoshi Gunji[1], Kenya Suyama[1], Junichi Ishii[1], Masakazu Seki[1], Fuyumi Kobayashi[1], and Hiroyuki Fukaya[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

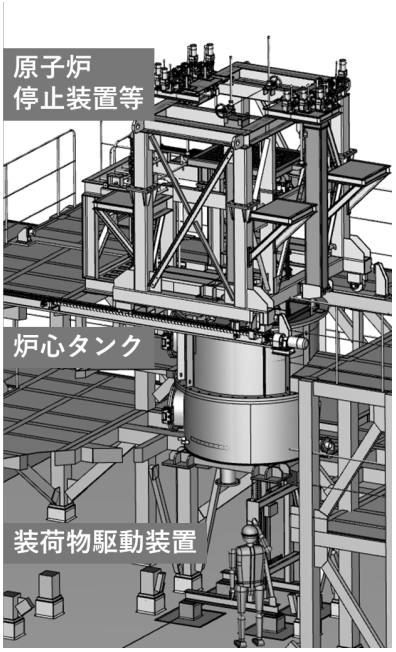


図　STACY 更新炉の外観

燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置 STACY 更新炉の整備 （2）模擬燃料デブリ反応度測定のための計算解析

Improvement of the STACY critical assembly to measure critical characteristics of fuel debris
(2) Computations for reactivity measurements of pseudo fuel debris

*郡司 智[1]，荒木 祥平[1]，須山 賢也[1]，井澤 一彦[1]
[1]JAEA

STACY 更新炉を用いた模擬燃料デブリの臨界特性測定が計画されている。臨界実験における複数の装荷方法及び装荷物の代表組成を用い、得られる反応度を計算解析により評価し、実験準備のための知見を得た。

Keywords：Fukushima Dai-ichi NPP，modified STACY，Critical Experiment，Fuel Debris, Criticality Safety

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所の事故で発生した燃料デブリは局所的に多様な性状を持つと考えられており、その取扱いに当たっては、燃料デブリの臨界特性を網羅的に把握し、妥当性を実験的に確認することが重要な課題の 1 つである。本発表では定常臨界実験装置 STACY 更新炉において、模擬燃料デブリや構造材の反応度を測定するための試料装荷方法と、得られる反応度の計算解析結果を示す。

2. 反応度の計算解析

STACY 更新炉では、炉心タンクの水位を操作することで臨界調整を行い、測定試料の有無による臨界水位の変化からその反応度を測定する。測定試料の装荷方法には、炉停止中に炉心中央の燃料棒 1 本を測定試料棒で置換する方法と、運転状態によらずに装荷物駆動機構を利用して測定試料を交換する方法がある。中性子減速条件の異なる格子間隔 1.50 cm（最適減速条件）及び 1.27 cm（減速不足条件）の格子板で構成した実験炉心において、これらの装荷方法を用いた場合のボイド、コンクリート、コンクリートを 20 vol%含む模擬燃料デブリ等代表的な測定試料の持つ反応度について計算解析により評価した。

3. 解析結果と今後の課題

格子間隔 1.50 cm ではいずれの装荷方法でも、ほぼ全ての測定試料について測定可能な水位変化に相当する反応度が得られる見込みを得た。一方で格子間隔 1.27 cm では、装荷方法及び装荷物によっては十分な反応度差が得られない結果となった。臨界特性を明らかにする上で、中性子減速条件の異なる条件での反応度測定が必要であることから、複数本の試料をより広範囲に装荷するための設備の準備を進めている。

表 1　1.50 cm 格子板、1 本置換時の反応度の見込み

装荷物	反応度
水穴	Negligible
ボイド	−63 pcm
コンクリート	−70 pcm
コンクリートを 20 vol.%含有する模擬燃料デブリ	−27 pcm

謝辞

本報の研究は、原子力規制庁の東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備事業の成果の一部です。

*Satoshi GUNJI[1], Shouhei ARAKI[1], Kenya SUYAMA[1], and Kazuhiko IZAWA[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

東京電力福島第一原子力発電所の全炉心 3 次元核種インベントリ計算 （3）燃料集合体上下部構造材の放射化計算手法

Whole Core Three-Dimensional Nuclide Inventory Calculation of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
（3）Activation Calculation Method for Upper and Lower Structural Materials of Fuel Assemblies

*坂本 雅洋[1]，奥村 啓介[1]，多田 健一[1]，西原 健司[1]，溝上 伸也[2]，溝上 暢人[2]，
三木 陽介[3]，金子 誠司[3]
[1]JAEA，[2]東電 HD，[3]テプシス

「東京電力福島第一原子力発電所の全炉心 3 次元核種インベントリ計算」のシリーズ発表の第 3 報として、全燃料集合体上下部構造材に対する放射化計算手法と本手法を 2 号機に適用した結果について報告する。

キーワード：福島第一原子力発電所，3 次元核種インベントリ計算，燃料デブリ，放射化計算，構造材

1. 背景と目的 全炉心 3 次元核種インベントリ計算手法を新たに開発し、福島第一原子力発電所（1F）の各号機へ適用している。先報[1]では計算手法の概要および 2 号機の炉心燃料部のインベントリデータについて報告した。今回は、新たに開発した燃料集合体の上下部構造材（タイプレート/スプリングなど）を対象とした放射化計算手法の概要と本手法を適用した 2 号機の結果について報告する。

2. 計算手法 計算の全体フローを図 1 に示す。手順は以下のとおりである。①2 号機の炉心部燃焼燃料のインベントリデータ(13,152 領域)を燃焼バッチごとに振り分け、ChainJ40[2]の u4cm6fp119bp14T_J40 で取り扱っている約 140 核種を選定し、ノード層毎の平均燃料組成データを作成する。②連続エネルギーモンテカルロ法コード MVP3 [3]で実機設計データに基づく 3 次元単一燃料集合体モデル(X-Y 方向：完全反射条件)を構築する。①で作成したデータと実機運転管理データに基づく平均出力相当の核分裂スペクトル線源を設定し、固定源計算を行う。③固定源計算で得られた集合体上下部の 199 群中性子スペクトルと無限希釈多群断面積セット MAXS2015[4]を用い、ORIGEN2 ライブラリ(6 バッチ×上下 2 セット)を作成する。また、図 1 に示すような 1 群中性子束と出力の相関式を上下 2 セット作成する。④作成した ORIGEN2 ライブラリと微量不純物を含む集合体上下部構造材の初期組成および 1 群中性子束の照射変化を反映した ORIGEN2 計算を 1,096 領域(集合体数 548 体×上下 2 セット)に対し実施し、674 核種のインベントリデータを取得した。発表では、本手法で得られた結果を中心に報告する予定である。

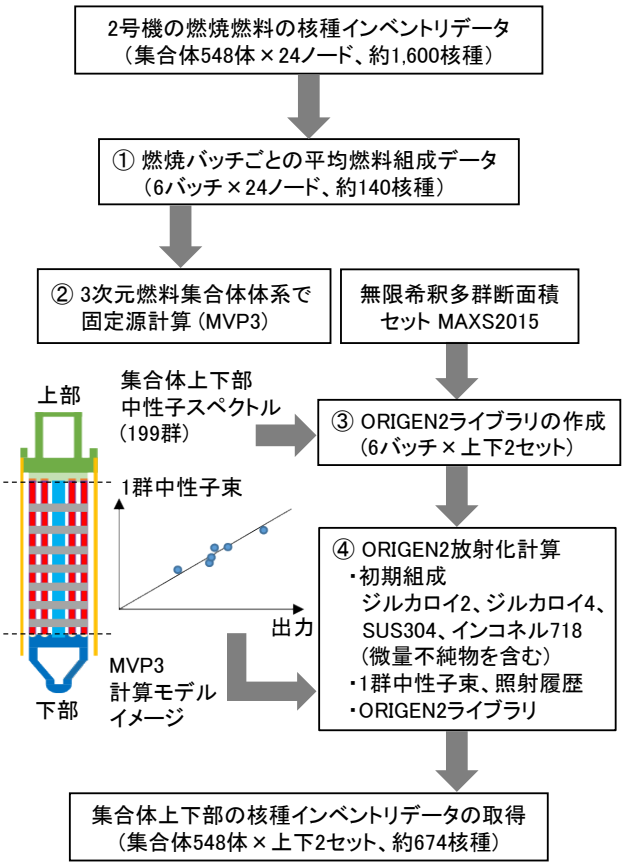


図 1. 計算の全体フロー.

参考文献 [1] 奥村他，東京電力福島第一原子力発電所の全炉心 3 次元核種インベントリ計算，日本原子力学会 2021 年春の年会(3B01, 3B02), 2021, [2] 奥村他，JENDL-4.0 に基づく燃焼チェーンデータ ChainJ40 の開発，日本原子力学会 2012 年春の年会(E21), 2012, [3] Y. Nagaya, et al., JAEA-Data/Code 2016-018, [4] K. Okumura, et al., JAEA-Conf. 2015-003, pp.43-47.

*Masahiro Sakamoto[1], Keisuke Okumura[1], Kenichi Tada[1], Kenji Nishihara[1], Shinya Mizokami[2], Masato Mizokami[2], Yousuke Miki[3] and Seiji Kaneko[3]
[1]JAEA, [2]TEPCO HD, [3]TEPSYS

General Meeting

[1I_GM] The 55th General Meeting of Reactor Physics Division

Wed. Sep 8, 2021 12:10 PM - 12:50 PM Room I

[1I_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Wed. Sep 8, 2021 12:10 PM - 12:50 PM Room I)

[1I_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network | Reactor Physics Division

[1I_PL] Future of reactor physics study on experimental and research reactor

chair: Satoshi Gunji (JAEA)

Wed. Sep 8, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room I

[1I_PL01] Report of requests for promotion of reactor physics study on research and test reactor

*Takanori Kitada[1] (1. Osaka Univ.)

[1I_PL02] Young researchers' opnions on research reactor for future reactor physics

*Tomohiro Endo[1] (1. Nagoya Univ.)

[1I_PL03] Raising of issues on future of reactor physics study utilizing experimental and research reactor

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

©Atomic Energy Society of Japan

2021年秋の大会

炉物理部会セッション

実験炉・研究炉による炉物理研究の将来
Future of reactor physics study on experimental and research reactor

（1）試験研究炉検討会による試験研究炉を対象とした炉物理研究推進のための要望の報告

(1) Report of requests for promotion of reactor physics study on research and test reactor

*北田 孝典[1]
[1]大阪大学

1. 背景および概要

平成29年度より「もんじゅ」サイトを活用した新たな試験研究炉に関する調査・検討[1)]が文部科学省にて進められ、臨界実験装置やパルス炉など様々な炉型の比較検討の結果、中性子ビーム利用を主目的とした熱出力10MW未満の中出力炉が最も適切であるとの方向性が示された。さらに当該試験研究炉の概念設計及び運営の在り方について、令和2年度からは令和4年度までの期間で、原子力機構・京都大学・福井大学を中核的機関として検討が進められており、当該試験研究炉の利用ニーズを有する学術界、産業界、地元関係機関等からなるコンソーシアムからの幅広い意見を反映することとなっている[2)]。

一方、令和3年3月の日本原子力学会春の年会での炉物理部会全体会議において、部会長より「もんじゅ跡地試験炉計画への部会としてのコミット」について提起があり、炉物理部会として「もんじゅ」跡地に建設が計画されている試験研究炉の具体的な概念検討に反映すべき要望を取りまとめる試験研究炉検討会を設置し、炉物理部会人材育成WG研究炉SWGからの提案「次世代炉物理実験施設検討に関する提案」[3)]を踏まえながら検討を進め、令和3年9月を目途に取りまとめ案を報告することが決定された。また検討は主として年代で区分した2グループ（シニアと若手で自薦と他薦でメンバー募集）で行い、各グループの意見をまとめたものを炉物理部会としての考えとして示すことが想定されている。

本報告では、シニアグループで行われた検討内容および挙げられた要望について述べる。

参考文献

1) 「もんじゅ」サイトを活用した新たな試験研究炉の調査・検討
https://www.mext.go.jp/a_menu/kaihatu/gensi/000005399_00001.htm
2) 「もんじゅ」サイトの新たな試験研究炉に係る検討状況、第13回原子力委員会資料第1号
http://www.aec.go.jp/jicst/NC/iinkai/teirei/siryo2021/siryo13/1_haifu.pdf
3) 「次世代炉物理実験施設検討に関する提案」、令和2年9月18日、炉物理部会 人材育成WG研究炉SWG
https://rpg.jaea.go.jp/else/rpd/proposal/documents/proposal_exp_reactor.pdf

*Takanori Kitada[1]
[1]Osaka Univ.

2021年秋の大会

炉物理部会セッション

実験炉・研究炉による炉物理研究の将来
Future of reactor physics study on experimental and research reactor

（2）将来の炉物理研究炉に対する若手の意見

(1) Younger researchers' opinions on research reactor for future reactor physics

*遠藤 知弘[1]
[1]名古屋大学

1. 序論

2021 年 3 月に開催された原子力学会炉物理部会総会において、「もんじゅ」跡地に新たに建設が計画されている試験研究炉(以降、「試験研究炉」と略記)に対して、炉物理研究など推進の観点から必要な装置・設備等に対する要望等を取りまとめるための検討会(以降、「試験研究炉検討 WG」と略記)設置が提案され、その検討会活動が承認された。この検討会活動の一環として、本発表者(遠藤)取りまとめのもと、試験研究炉に対して、次世代の炉物理研究を担う若手からの意見・要望を集約するための活動を実施することとなった。本発表では、試験研究炉に対する若手からの意見・要望集約のために実施した活動の概要および、炉物理部会員を対象として実施したアンケート結果の報告を行う予定である。

2. 事前準備

本検討作業における「若手」の定義として、「40 歳未満の学生、技術者、研究者、教育者」とした。本検討の事前準備として、本発表者がコンタクトとれる範囲に限った若手(産学関係者の 12 名)に声をかけて、「もんじゅ」サイトを活用した新たな試験研究炉に対する事前の意見収集を行った。ブレインストーミングを主目的とするため、(a) positive な期待・意見・要望だけでなく、(b) negative な意見・不安な点についても、併せて意見集約することとした。以上の事前意見を集約しつつ、zoom による遠隔ミーティング機能を活用することで、2021 年 3 月末に若手有志 9 名で議論する場を設けた。議論を通じて、前向きな要望を抽出する為には、「試験研究炉の仕様ありきで議論するのではなく、まずはあるべき姿、すなわち『そもそも炉物理部会の若手研究者が将来望む実験炉・研究炉は何か？』について、若手の間で意見を聴取し直すべきとの意見が出た。

3. 試験研究炉検討 WG 若手検討会

2.で述べた前準備結果も踏まえ、若手委員 6 名を選出し、2021 年 4 月以降に毎月 1 回の頻度で、zoom を用いた遠隔ミーティング形式により検討会を実施した。まず、日本の原子炉物理の将来を担う若い学生・研究者・技術者を主対象として広く意見を収集することができるよう、アンケートの設問項目について議論した。アンケート設問項目の一部は以下のとおり（①試験研究炉の新設が必要か否か、②今後の炉物理研究で解決すべき課題、③今後の炉物理研究/自身の研究にとって必要な「理想的な研究炉/実験施設」、④試験研究炉が新設された場合に実施したい研究開発・必要な設備、など)。また、本若手検討会での議論を通じて、本活動を通じて収集した炉物理分野若手の意見を項目分けし、若手要望を取りまとめる作業を実施した。現時点では「[1] 世界の炉物理実験をリードできるような研究拠点構築」を大きな骨子として、若手要望を取り纏めることを予定している。また、上記以外にも重要と思われた項目として、[2] 規制対応、[3] 情報公開、[4] 技術伝承・人材育成、の観点からも、本活動を通じて収集した若手要望を纏めることとした。

4. Google フォームを利用したアンケート

炉物理部会メーリングリストを通じて、将来を担う若い学生・研究者・技術者を主対象として、Google フォームを利用したアンケートを実施した。2021 年 6 月末まで募集し、若手からの意見として学部生 7 名、大学院生 17 名、エンジニア 5 名、研究者 14 名、教職員 3 名の方々から回答を頂いた。当日の発表では集約したアンケート結果の一部について報告する予定である。

---

*Tomohiro Endo[1]
[1]Nagoya Univ.

2021年秋の大会

炉物理部会セッション

実験炉・研究炉による炉物理研究の将来
Future of reactor physics study on experimental and research reactor

（3）実験炉・研究炉を活用した炉物理研究の将来に対する問題提起

(3) Raising of issues on future of reactor physics study utilizing experimental and research reactor

*Van Rooijen, Willem F.G.[1]
[1] 福井大学附属国際原子力工学研究所

1. 背景　この論文では提案されている「福井炉」について議論する。「福井炉」というのは新しい試験研究炉の建設を目的とする事業である。しかしながら、この事業は多くの側面、特に研究目的と運営組織についてまだ不透明な状態である。既に決まっている点は原子炉の場所（敦賀半島の「もんじゅサイト」）と原子炉の出力（1 万 kW～2 万 kW）である。原子力安全研究協会の報告書 [1] では「福井炉」として伝統的な高中性子束炉が提案されている。原子炉物理学の観点から見て、高中性子束炉は伝統的な技術であるので、本稿では技術（炉心設計等）について議論しない。この論文では、原子炉物理学と関係のない、「福井炉事業」の成功に大きな影響があると思われる下記の 4 つの課題について述べる：

- 日本における原子力発電事業の将来
- 原子力の推進とその研究開発における国の政府の責任
- 政治的とその他の境界条件による企業のリスク
- 「コンソーシアム式」の研究開発と長期化のリスク

2. 議論

2-1. 日本における原子力発電事業の将来　日本政府の現在の方針で、2030 年に電力の約 20%を原子力発電で賄おうとしている。しかし、その目標は達成できないだろう。2019 年時点で、原子力の発電量は 63,779GWh で、国内の発電量に対して数パーセント程度しかなかった（図 1）。この状態は 2030 年までに大きく変わる見込みがないと推測される。

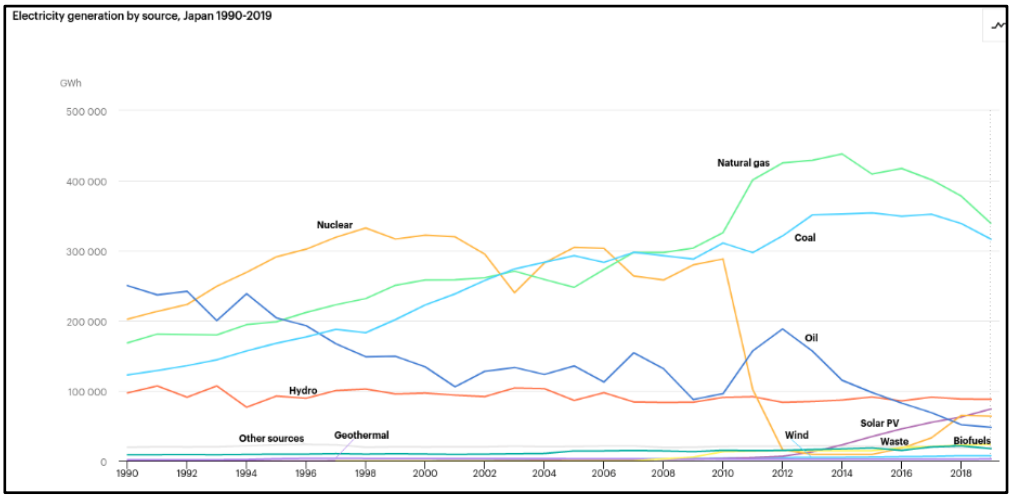


図 1：日本における発電のエネルギー資源割合。2019 年の原子力発電を歴史的な原子力発電と比べると： 2010 年に 288,230 GWh、1996 年に 332,343 GWh。2019 年の原子力による発電量は太陽光発電量より少なかった。（source: International Energy Agency）

*Van Rooijen, Willem F.G. （ファン　ローイエン　ウィレム）
[1]Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui, Tsuruga.

福島第一原子力発電所の事故以来、原子力に対して「新規制基準」が発令された。原子力発電所、原子力関連施設を有する企業･機関は多額の投資により施設の工事等を行い、新規性基準への適合を目指している。新規性基準適合のための総投資額は不明であるが、現在の概算量として 10 兆円は必要であると言われている [2] 。日本国の人口で計算すると、1 人当たり 8 万円になる。日本の国民と企業は、その金額を電気代で払う。既存の原子力発電所改善のために莫大な金額を使うので、経済的な実態として、既存の原子炉をできるだけ長く運転することを余儀なくされている。政府は原子炉が 40 年間の運転を終了した後で、できるだけ早く施設を建て替えるという計画を打ち出しているが、経済的にそのシナリオは不可能である。JAIF はすでに「既存システム利用の最適化」を推進しており [3] 、80 年間までの運転延長について現在も検討が始まっている [4]。

原子力の経費について国際市場でも検討する必要がある。産業における工業生産法の「学習効果」によると、生産量が大きくなるほど経費は減少する。図 2 に米国とフランスの原子力発電所の「overnight construction cost」を示す。通常の工業生産法を異なり、国における原子力発電の量が大きくなるほど、原子力の経費が拡大する。図 3 には、原子力とその他の発電技術の経費を示す。原子力の経費は国における原子力発電量が大きくなるほど拡大するが、その他の発電技術は通常通り、発電量が大きくなるほど経費が減少する。日本の将来の原子力発電所の建設経費は、図 3 で示すデータと大きく乖離しておらず、将来の原子力発電所の建設経費は法外な価格になる見込みである。

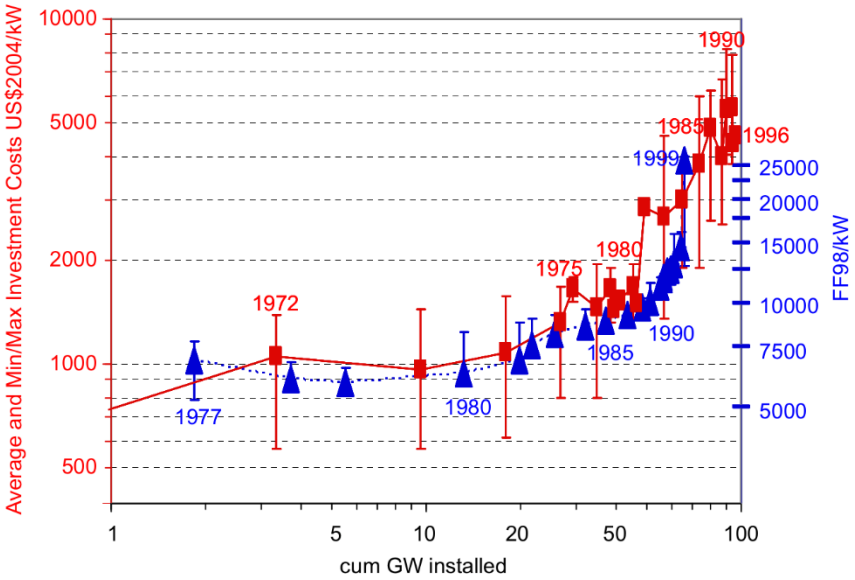


図２：米国とフランスにおける原子力発電所建設経費の歴史的な発展。国における原子力発電機能が大きくなるほど、建設経費が高くなっている。[5]から

上記に議論に基づき、日本における原子力発電事業の 2040 年までの発展について、下記のとおりになると思われる：既存の原子力発電所は少なくとも 60 年間運転され、電力会社は原子力発電所の新設の予算を確保できないという推測の下、2040 年～2060 年の間に原子力は減少する見込みである。「福井炉」は 2035 年以前の運転開始は行われないため、「福井炉」の運転開始時は日本における“原子力の下り坂”の時代になる可能性が高い。

2-2. 原子力の推進とその研究開発における国の政府の責任　2019 年 12 月に大阪で開催された国際会議「RPHA19」では、日本、韓国と中国における臨界集合体と研究炉について、近畿大学・教授　橋本憲吾先生の発表があった。橋本先生の発表では、日本における臨界集合体施設 14 基と研究炉 16 基（計 30 基）が紹介されている。橋本先生のデータを表 I に示す [7]。

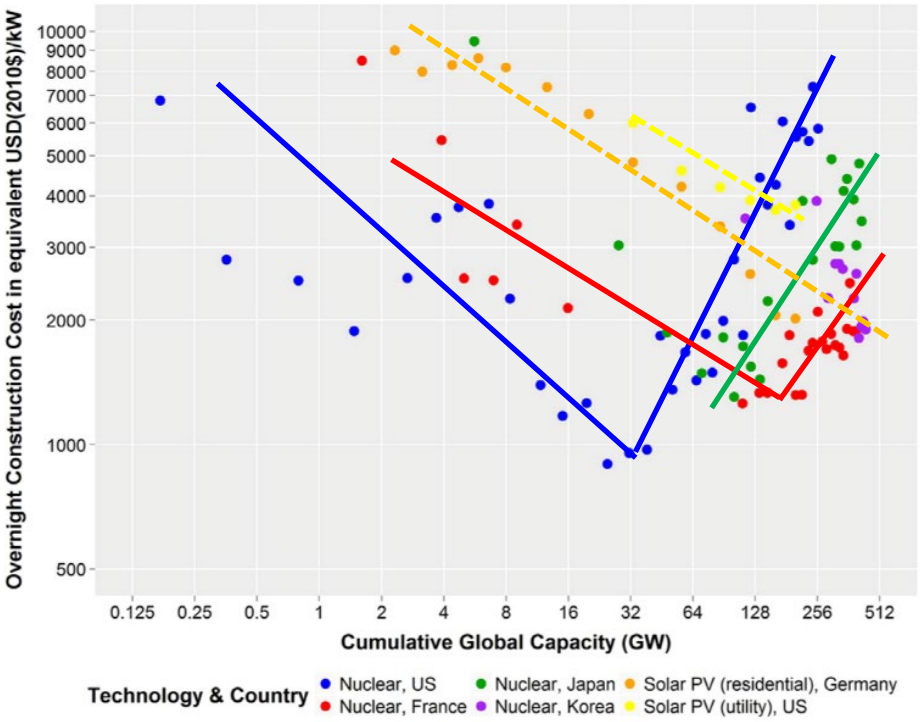


図３：原子力発電所建設経費の進展。米国、フランス、日本とともに、国における原子力発電機能が大きくなるほど建設経費は高くなる。現在、米国で建設中の APR-1000 「Plant Vogtle 3・4 号機」とフランスで建設中の EPR「Flamanville-3」のデータが含まない。[6]から。

橋本先生のデータを解析すると、いくらか面白い特徴がある。1 つ目は 30 施設の中の 21 基がわずか 14 年の間（1957 年～1971 年）に運転が開始されたということである。このような早い成長は既成企業と規制の少ない新しい市場の特徴である。原子力の導入の先端国（米国、フランス、ドイツ、英国）に同様な成長があった。２つ目は、複数の施設が民間企業（東芝、日立製作所、三菱重工、住友）に運営されたということである。この特徴も自由市場の概念に基づいて説明できる：民間企業として潜在的な市場を発見し、研究開発の施設への投資を決定した。

2021 年には、日本の研究炉の豊かな歴史はほぼ消えた状態になった。臨界集合体の 14 基の中、1 基しか残っていない（KUCA）。研究炉に対して、16 基のなか、2021 年に 4 基は運転可能な状態であり（UTR-KINKI, KUR, NSRR, JRR-3M）、後 2 基の再稼働に可能性がある（JOYO, HTTR）。橋本先生は発表において、日本に残っている研究炉、特に大学が運営している施設は経営費用の上昇により運転中止になる可能性があると説明した。

そこで、原子力研究開発のための施設の確保の責任者について議論するべきである。現時点で、民間企業において原子力の研究施設の分担は研究開発と教育・人材育成の潜在能力より大きくなっているので、臨界集合体・研究炉を有する民間企業は存在しない。大学においても負担が大きく、2 ヶ所以外の教育炉はすべて廃止された。普通の教育市場であるなら、UTR-KINKI の様な施設は 20～30 年前に建て替えられているはずである。教育用原子炉の収益は少なく、古い施設を継続的に運転する必要がある。つまり、教育のための原子炉・照射実験の原子炉は大学として経営できない施設になっている。

上記の状態であるので、「福井炉」は「国内戦略的な研究施設」の拠点、フランスの「Institut Laue Languevin」[8] と同様な基礎研究の施設として経営できる可能性がある。その場合、「福井炉」は基礎研究のための高強度中性子源としての役割を持つ。他の可能な運営方法として、民間企業の寄付金を経営費用に充て、教育・人材育成の施設として運営する。橋本先生の発表によると、60 年前の日本では同様な例があった。

表 I：日本における臨界集合体と研究炉の状態。「青いハッチング」：1957 年～1971 年の間に運転開始のあった施設。「赤い」：運転停止、廃炉。「緑」運転中、運転可能。「黄」：再稼働の期待あり。[]から。

臨界集合体			研究炉・教育炉・照射炉		
Facility	Owner	Operation start	Facility	Owner	Operation start
AHCF	JAERI	1961.Jan.1	JRR-1	JAERI	1957.Aug.27
SHE	JAERI	1961.Jan.25	JRR-2	JAERI	1960.Oct.1
TCA	JAERI	1962.Aug.23	UTR-KINKI	Kindai Univ.	1961.Nov.11
OCF	Hitachi	1962.Oct.11	TRIGA-II	Rikkyo Univ.	1961.Dec.8
NCA	Toshiba	1963.Dec.11	HTR	Hitachi	1961.Dec.25
JMTRC	JAERI	1965.Oct.1	JRR-3	JAERI	1962.Jan.1
SCA	Sumitomo	1966.Aug.1	TTR	Toshiba	1962.Mar.13
FCA	JAERI	1967.Apr.29	Musashi	Tokyo C. Univ.	1963.Jan.30
MCF	Mitsubishi	1969.Aug.1	KUR	Kyoto Univ.	1964.Jun.25
DCA	JAERI	1969.Dec.28	JRR-4	JAERI	1965.Jan.28
KUCA	Kyoto Univ.	1974.Aug.6	JMTR	JAERI	1968.Mar.30
VHTRC	JAERI	1985.May.13	YAYOI	Tokyo Univ.	1971.Apr.10
STACY	JAEA	1995.Feb.23	NSRR	JAERI	1975.Jun.30
TRACY	JAEA	1995.Dec.20	JOYO	JAERI	1977.Apr.24
			JRR-3M	JAEA	1990.Mar.22
			HTTR	JAEA	1998.Oct.11

「福井炉」の目的が教育・人材育成であるとすれば、福井炉の経営費用は教育の結果を利用する者の責任となる（民間企業、規制庁、原子力機構）。「福井炉」の役割が「国内戦略研究施設」であるならば、国の交付金による経営は妥当と言える。

2-3. 政治的とその他の境界条件によるリスク　世界の初の第 4 世代液体金属高速炉の設計と建設を目的としたフランスの原子力庁 CEA が運営した「ASTRID 計画」は 2019 年に中止になった。ASTRID 計画は、予算は 850 億円であり、600 人と企業 11 社、複数の国際協力協定により 10 年間で実施されたが、失敗に終わった。2021 年に「ASTRID 計画」の崩壊を解析する論文が出版された [9]。解析の結果として、「ASTRID 計画」の崩壊には複数の原因があった。大きな影響があった原因は、政治的な支援と財務的な境界条件であった（[]から）：

> ”[...] in 2009, it was the CEA that fought for reviving SFRs through the funding of ASTRID in the framework of the national loan program. [...] The CEA understood that a window of opportunity was opening that was unexpected after two decades of waiting and uncertainty, and it was able to take advantage of it. [...] the decision to launch ASTRID itself was largely contingent on a political situation and the result of the successful strategy of a particular actor, namely, the CEA [...] The ASTRID project can be interpreted as having suffered from too much instability: instability of the project’s identity, of its deployment scale and dimension, of the objectives assigned to it, and finally, of the network of actors involved. [...] ASTRID was therefore, in a way, a revelation of the paradoxes of the so-called nuclear renaissance: […] an industry that was expected to conform to the highest standards of quality, reliability and economic competitiveness, with organizations whose skills had been particularly eroded by long decades of activity at half-mast.”

「福井炉計画」は「ASTRID 計画」と比べたら十分小さいと言えるが、この計画の境界条件はとてもよく似た状態であるので、「ASTRID 計画」の崩壊の原因について、参考するべきである。福島第 1 原子力発電所の事故ともんじゅの廃炉の引き続きで、「福井炉」を成功しなければ原子力業界の危機になると考えられる。

2-4. 「コンソーシアム式」の研究開発と長期化のリスク　現在「福井炉計画実施コンソーシアム」が提案されている。現在のメンバーは福井大学、京都大学と原子力機構であり、将来にその他の機関が参加する可能性がある。この「コンソーシアム式」の研究開発はヨーロッパの「EU Framework Program」と同様である：あらかじめ決められた研究計画に対し予算が発表され、予算を受け取る資格を持つ「パートナー」を「コンソーシアム」として招待する。個人的な経験によると、原子力施設の建設を目的とする「コンソーシアム」はほとんど実現しない。2000 年から複数の「EU Framework Program」があった：ETDR と ALLEGRO（ヘリウム冷却高速炉原型炉の開発）; ESLY, ALFRED と EFIT（鉛冷却核変換専用炉の開発）; GFR600 と GFR2400（第 4 世代高温ガス高速炉の開発）; PDS-XADS（加速器機動システムの開発）。上記の研究開発の唯一の共通点は、原子炉として実現していないことである。「福井炉計画」はコンソーシアム式で実施すると、上記研究開発と同様に失敗する可能性がある。

もう 1 つの問題点は「期間」である。「ASTRID 計画」の失敗の原因の 1 点として、「期間のずれ」が指摘される。政治的な支援を得るために、短期間（可能であれば、4 年間以内）で結果を出さなければいけないが、「原子炉」は、長期間の計画である（原子力発電所なら、100 年間程度）。2000 年には「世界の次世代炉の研究開発の推進」を目的とする「Generation-IV International Forum」（GIF）が発足した。GIF の目的は「2050 年以降の原子力の研究開発」である。2020 年に GIF は 20 周年を迎えた。20 年間の研究開発として、莫大な数値解析が行われたが、第 4 世代の原子炉の道は 20 年前より不明になっている。長期間の研究開発はほぼ成功できないと考えられる。

3. 「福井炉計画」の成功のために　研究用原子炉について、橋本先生の発表 [7] では次のように述べられている。:「The basic reactor theories, experimental and calculational methodologies have been developed in nuclear reactor laboratories such as CP-1, LA and others. Critical assemblies and research reactors such as CP-1, LOPO and Lady Godiva were the mother of “Reactor Physics”」。福井炉の研究目的はまだはっきり決まっていない状態であり、原子炉物理学分野として期待できるかどうかまだ不透明な状態である。上記の議論に基づいて、「福井炉」を成功する境界条件がはっきり理解できる：研究の目的を決定するべきであり、コンソーシアム式ではなく、しっかりした専門組織で計画を実施するべきである。また、長期間のスケジュールを避ける必要がある。さらに、政治的な問題を良い方向にマネジメントする必要がある。そして、原子炉物理学の専門家として対等なパートナーとして事業に参加するべきである。

参考文献

[1] 原子力安全研究協会、「もんじゅサイトを活用した新たな試験研究炉に関する調査」（令和 2 年 3 月）
[2] The World Nuclear Industry Status Report 2020, p. 160 sqq. (2020)
[3] 電気新聞、「2030 年既存原子力を最大活用」（2021 年 4 月 15 日）
[4] Kyodo News, “Japan mulls extending maximum nuclear reactor lifespan beyond 60 years” (2021 年 7 月 16 日)
[5] Arnulf Grubler, “The cost of the French nuclear scale-up: A case of negative learning by doing”, Energy Policy **38**, pp. 5174 – 5188 (2010)
[6] Jessica R. Lovering, Arthur Yip, Ted Nordhaus, “Historical construction costs of global nuclear power reactors”, Energy Policy **91**, pp. 371-382 (2016)
[7] Kengo Hashimoto, “A prospective miserable destination of ‘Reactor Physics’ in a certain country with no critical assembly and no research reactor”, RPHA19 Closing Session (2019)
[8] Institut Laue Langevin, “Neutrons for Society”, https://www.ill.eu/
[9] Stéphanie Tillement and Frédéric Garcias, “ASTRID, Back to the Future: Bridging Scales in the Development of Nuclear Infrastructures”, Nuclear Technology, pp. 1-21 (2021) https://doi.org/10.1080/00295450.2020.1868892

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

[1I07-10] Reactor Noise Measurement &Analysis

chair: Kenichi Tada (JAEA)

Wed. Sep 8, 2021 2:45 PM - 3:55 PM Room I

[1I07] Development of reactor noise measurement by using BGO detector in UTR-KINKI

*Masaki Goto[1], Tadafumi Sano[1], Atsushi Sakon[1], Kunihiro Nakajima[1], Takashi Kanda[1], Shoichi Ikeda[1], Hiroyuki Fukuda[1], Koji Matsui[1], Yasunori Matsuo[1], Kengo Hashimoto[1] (1. KINDAI Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

[1I08] A Study for Reactor Noise Measurement in Power Operation at Kyoto Univ. Reactor Part.4

*Sin-ya Hohara[1], Atsushi Sakon[1], Kunihiro Nakajima[2], Takashi Kanda[2], Masaki Goto[2], Tadafumi Sano[1], Jyunichi Hori[3], Kengo Hashimoto[1] (1. Kindai Univ. AERI, 2. Graduate School of Sci. and Eng., Kindai Univ., 3. Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM

[1I09] Application of Dynamic Mode Decomposition to Reactor Noise Analysis Method

*Fuga Nishioka[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1], Kenichi Watanabe[2], Cheol Ho Pyeon[3] (1. Nagoya University, 2. Kyushu University, 3. Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University)

3:15 PM - 3:30 PM

[1I10] Application of Dynamic Mode Decomposition to Reactor Noise Analysis Method

*Tomohiro Endo[1], Fuga Nishioka[1], Akio Yamamoto[1], Kenichi Watanabe[2], Cheol Ho Pyeon[3] (1. Nagoya Univ., 2. Kyushu Univ., 3. Kyoto Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

UTR-KINKI における BGO 検出器を用いた原子炉雑音測定手法の開発
(2) 即発中性子減衰定数の測定

Development of reactor noise measurement by using BGO detector in UTR-KINKI
(2) Measurement of prompt-neutron decay constant

*後藤正樹[1]，佐野忠史[1]，左近敦士[1]，中嶋國弘[1]，神田峻[1]，池田晶一[1]，福田洋之[1]，
松井康二[1]，松尾泰典[1]，橋本憲吾[1]
[1]近畿大学

近畿大学原子炉(UTR-KINKI)に BGO 検出器と BF_3 検出器を配置し、制御棒操作により未臨界度を変更して原子炉雑音測定を実施した。ファイマン α 法による解析の結果、BGO 検出器からのデータを用いて即発中性子減衰定数 α を得ることができた。更に BF_3 検出器による結果と比較して α が誤差範囲内で一致していることを確認した。

キーワード：近畿大学原子炉，BGO 検出器，原子炉雑音測定，即発中性子減衰定数，未臨界度

1. 緒言　昨年、近畿大学原子炉において原子炉内に BGO 検出器を用いた原子炉雑音測定を実施した。得られたデータからファイマン α 法による解析を行った結果、ゲート時間と Y 値との相関関係が確認され、即発中性子減衰定数 α を求めることができた[1]。しかし、前置増幅器の飽和による効果により α が参考値と一致しなかった。そこで本研究では検出器の設置場所および回路系を見直し、ガンマ線による原子炉雑音測定を実施した。また、比較のため BF_3 検出器を用いた原子炉雑音測定を実施した。

2. 実験および解析法　近畿大学原子炉の黒鉛反射体上面に 2 台の BGO 検出器および BF_3 検出器を設置した。制御棒を操作することで原子炉の未臨界度を変え、0.3～7MeV のガンマ線時系列データと中性子時系列データの連続測定を実施した。2 台の BGO 検出器から得られたデータから数え落としの効果を低減させるため(1)式を用いた共分散対平均比法による解析を行い、算出された Y 値に(2)式で最小二乗フィッティングすることで α を求めた。式(1)中のm_1, m_2は各検出器の計数、$\overline{m_1}$はゲート時間内の計数の平均値、$Cov(m_1, m_2)$はm_1, m_2の共分散である。式(2)中のY_∞は飽和相関振幅、Tはゲート時間、C_1Tは遅発中性子の影響を考慮する補正項である。

$$Y(T) \equiv \frac{Cov(m_1, m_2)}{\overline{m_1}} \qquad (1)$$

$$Y(T) = Y_\infty \left(1 - \frac{1 - e^{-\alpha T}}{\alpha T}\right) + C_1 T \qquad (2)$$

3. 結果　各未臨界度で得られたデータを解析した結果、ゲート時間と Y 値との相関関係を確認することができた。また、各未臨界度での解析で得られた α を図 1 に示す。図に示すように、未臨界度が 1.49%Δk/k である時、BGO 検出器と BF_3 検出器による α には有意な差異が観察される。

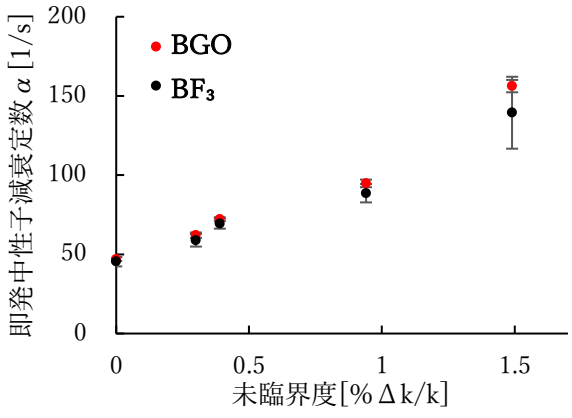


図 1　得られた即発中性子減衰定数 α

参考文献　[1] 後藤正樹他、原子力学会 2021 年春の年会、1B09、(2021 年).

*Masaki Goto[1], Tadafumi Sano[1], Atsushi Sakon[1], Kunihiro Nakajima[1], Takashi Kanda[1], Shoichi Ikeda[1], Hiroyuki Fukuda[1], Koji Matsui[1], Yasunori Matsuo[1], Kengo Hashimoto[1]
[1]Kindai University

京都大学原子炉における出力時原子炉雑音測定のための研究　その 4

A Study for Reactor Noise Measurement in Power Operation at Kyoto Univ. Reactor Part.4

*芳原　新也[1]，左近　敦士[1]，中嶋國弘[2]，神田峻[2]，後藤正樹[2]，佐野忠史[1]，堀順一[3],橋本憲吾[1]

[1]近畿大学原子力研究所

[2]近畿大学大学院総合理工学研究科

[3]京都大学複合原子力科学研究所

京都大学原子炉（KUR）の黒鉛熱中性子設備（CN1 ポート）を用いて原子炉雑音測定を、1kW 及び 10kW の臨界状態に対して実施した。実験結果を Feynman-α/ バンチング法、Rossi-α法及び共分散対平均比法で解析した。本発表では、測定及び解析結果について報告する。

キーワード：京都大学原子炉、原子炉雑音、Feynman-α法、Rossi-α法、共分散対平均比法、黒鉛熱中性子設備

1. 緒言

高出力炉の雑音解析は、1960 年代から 1970 年代にかけて世界的に多くの研究者が取り組んだ研究対象であり、我が国においても斎藤、須田、森島、山田らの優れた研究があるが、当時の炉雑音解析研究は、原子炉の異常診断や出力安定性診断のための技術開発を主たる目的としており、炉物理特性量の測定を目的とした炉雑音解析は僅かであった。本発表では昨年の報告[1]に引き続き、京都大学原子炉における KUR 炉心の核雑音測定可能性の調査を行ったので、その結果を報告する。

2. 実験条件及び結果

測定は、京都大学原子炉 KUR の黒鉛熱中性子設備（CN1 ポート）において 2020 年 11 月 5 日に実施した。原子炉からの漏洩中性子は ^{3}He 計数管により検出し、波高信号は時間記録器（HSMCA4106LC / ANSeeN Inc.）により記録した。測定は 2 段階の異なる出力臨界状態（1kW: 3,600sec, 10kW: 5,000sec）に対して実施した。

測定結果に対して Feynman-α法、Rossi-α法、共分散対平均比法を行った結果、原子炉雑音の理論に近い結果及びそうでない結果の両方が得られた。解析結果例を図 1 に示す。

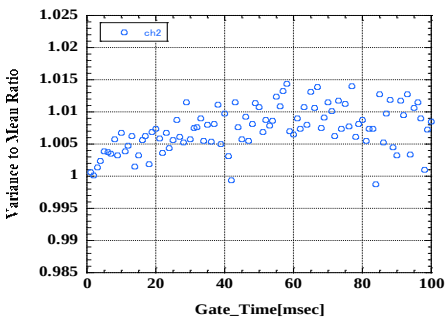


図 1　10kW 出力時における Feynman-α解析結果例

3. 結論

京都大学原子炉 KUR 黒鉛熱中性子設備（CN1 ポート）における KUR 炉心の核雑音測定可能性の調査を行った結果、原子炉雑音（核雑音）測定の可能性があることが判明したが、統計の良い測定を行うためには非常に長い測定時間を要すると考えられる。詳細については当日報告する予定である。

参考文献

[1] “京都大学原子炉における出力時原子炉雑音測定のための研究 その 3”, 芳原新也，左近敦士，中嶋國弘，高橋和暉，佐野忠史，堀順一，橋本憲吾, 2020 年日本原子力学会春の年会 2I03 (2020)

*Sin-ya Hohara[1], Atsushi Sakon[1], Kunihiro Nakajima[2], Takashi Kanda[2], Masaki Goto[2], Tadafumi Sano[1], Junichi Hori[3] and Kengo Hashimoto[1]

[1]Atomic Energy Research Institute, Kindai Univ., [2]Graduate School of Sci. and Eng., Kindai Univ., [3]Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto Univ.

炉雑音解析手法への動的モード分解の適用：(1) Rossi-α 法に対する適用

Application of Dynamic Mode Decomposition to Reactor Noise Analysis Method: (1) Application to Rossi-α method

*西岡 楓賀[1]，遠藤 知弘[1]，山本 章夫[1]，渡辺 賢一[2]，卞 哲浩[3]
[1]名古屋大学, [2]九州大学, [3]京都大学複合原子力科学研究所

本研究では、炉雑音解析手法の一つである Rossi-α 法に着目し、京都大学臨界集合体実験装置(KUCA)で取得した炉雑音測定実データに対して動的モード分解(DMD)を適用することで、基本モード成分の即発中性子減衰定数を推定した。

キーワード：炉雑音解析，動的モード分解，Rossi-α 法，即発中性子減衰定数，基本モード成分

1. 緒言：先行研究により、DMD をパルス中性子法に対して適用することで、基本モード成分の即発中性子減衰定数を頑健に推定可能であることが確認されている。本発表では、DMD の更なる適用性を検討するため、KUCA で炉雑音測定実験を行い、Rossi-α 法と DMD を用いた基本モード成分の即発中性子減衰定数の推定結果について報告する。

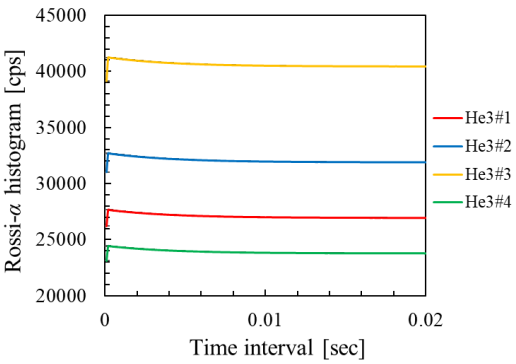


図 1 Rossi-α 法時系列データ

2. 解析手法：Rossi-α 法で得られる中性子検出時間間隔τの頻度分布$P(\tau)$の理論式は、α固有関数展開により$P(\tau) = \sum_i P_i \exp(-\alpha_i \tau) + P_u$と表すことができる($\alpha_i$:$i$次の減衰定数、$P_i$: 相関項の$i$次展開係数、$P_u$:非相関項)。そこで、$m$個の検出器を用いて、Rossi-$\alpha$ 法の頻度分布を時間幅$\Delta\tau$毎にn区間で測定した場合を考える。τの頻度分布をm行n列の行列 $\mathbf{X}$ に並べ、$\mathbf{X}$ から 1 列目-$(n-1)$列目までの時系列データを取り出した行列を$\mathbf{X}_{1:n-1}$、2 列目-n列目を取り出した行列を$\mathbf{X}_{2:n}$と定義する。DMD では、$\mathbf{A}\mathbf{X}_{1:n-1} = \mathbf{X}_{2:n}$となる時間発展行列 $\mathbf{A}$ を、$\mathbf{X}_{1:n-1}$の擬似逆行列を用いて推定する。行列 $\mathbf{A}$ を固有値分解することで、各モードの固有値λ_iが得られ、$\alpha_i = -\ln(\lambda_i)/\Delta\tau$ の関係式により各モードの即発中性子減衰定数α_iが求めることができ、ゼロではない最も小さい減衰定数が基本モード成分に対応することとなる。αの統計誤差評価には、ランダムサンプリング法を使用した。

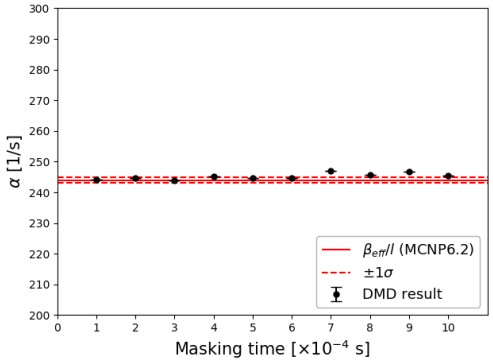


図 2 DMD によるα推定結果

3. 適用結果：Rossi-α 法に対する DMD の適用性を調べるため、臨界状態の KUCA-A 架台(A1/8"p60EUEU(3)+1/8"Pb40p20EUEU 炉心)で炉雑音測定実験を行った。4 個の ^{3}He 検出器から取得した 1 時間の炉雑音測定による Rossi-α 法の時系列データを図 1 に示す。DMD を適用する際は、図 1 の時系列データに加え、Rossi-α 法における非相関項P_uの影響を差し引くため全時間ステップに対して 1 となる定常信号を $\mathbf{X}$ に追加した。DMD による基本モード成分のα推定結果を図 2 に示す。図 2 より、DMD によるα推定結果は、マスキング時間によらず MCNP6.2 によるβ_{eff}/ℓ計算結果と統計誤差の範囲内で概ね一致した。本検討により、KUCA 臨界炉心のβ_{eff}/ℓそのものを実測することができた。

謝辞 本研究は KUCA 共同利用研究(R2CA01)の成果であり、JSPS 科研費(19K05328)の助成による。

*Fuga Nishioka[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1], Kenichi Watanabe[2], Cheol Ho Pyeon[3]
[1]Nagoya University, [2]Kyushu University, [3]Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University

炉雑音解析手法への動的モード分解の適用：(2) bootstrap 法を用いた統計的不確かさ評価

Application of Dynamic Mode Decomposition to Reactor Noise Analysis Method: (2) Statistical Uncertainty Quantification Using Bootstrap Method

*遠藤 知弘[1], 西岡 楓賀[1], 山本 章夫[1], 渡辺 賢一[2], 卞 哲浩[3]
[1]名古屋大学, [2]九州大学, [3]京都大学複合原子力科学研究所

計数率が高い条件あるいは長時間測定した大容量の炉雑音測定結果を処理できるよう、検出時刻情報を分割したバイナリファイルを bootstrap 法により復元抽出することで、動的モード分解を適用した Rossi-α法による即発中性子減衰定数αおよび統計的不確かさを評価する実用的な手法について検討した。

キーワード：炉雑音解析、動的モード分解、即発中性子減衰定数、bootstrap 法、不確かさ評価

1. 緒言　中性子計数率が高くなる、あるいは測定時間が長くなるにつれ、検出時刻情報のデータ数は膨大となる。従って、全検出時刻情報データを一度に読み込んで従来の炉雑音解析手法を適用したり、その分析結果の統計誤差評価を実施することが困難となる。この課題を解決するため、検出時刻情報を分割した小容量バイナリファイルに対して、bootstrap 法により分割ファイルを復元抽出することで、動的モード分解を適用した Rossi-α法による即発中性子減衰定数αおよび統計的不確かさを評価する実用的な手法について検討した。

2. 手順　①M個の検出器を用いて測定された中性子性子検出時刻のリストモードデータを小容量単位(例えば$T = 1$ min単位)で分割し、検出器 ch 番号と検出時刻情報のペアが収録されたN個のバイナリファイルを準備する。②$1 \le i \le N$の一様乱数を用いてバイナリファイル番号iをサンプリングし、連続する 2 つのi, $i+1$番目ファイルを連結して時刻範囲$0 \le t \le 2T$のデータとした上で、$0 \le \xi \le T$の一様乱数により時刻範囲$\xi \le t \le (\xi + T)$の時系列データを再抽出する。③再抽出した時系列データに対して各検出器の検出時間幅情報τの頻度を分析し累積和をとる。④手順②～③をN回繰り返し、各検出器$(1 \le m \le M)$で得られた Rossi-α法の頻度分布$R_m^b(\tau)$に対して動的モード分解を適用し基本モード成分のα^bを求める。⑤手順②～④をB回繰り返すことで、$R_m^b(\tau)$とα^bのブートストラップ標本を得る$(1 \le b \le B)$。⑥ブートストラップ標本を統計処理することで、頻度分布$R_m^b(\tau)$に関する共分散行列(異なる検出時間幅τの間の共分散、異なる検出器間の共分散)や、動的モード分解で求めた基本モード成分のαについて統計的不確かさ(95%ブートストラップ信頼区間)を推定する。

3. 適用結果　臨界状態の KUCA-A 架台(A1/8"p60EUEU(3)+1/8"Pb40p20EUEU 炉心)において、4 個の ^{3}He 検出器を用いて 1 分間の炉雑音測定(計数率が数万 cps)を実施し、提案手法を利用することで基本モードのαおよび 95%ブートストラップ信頼区間を推定した。以上の測定および分析を 75 セット試行することにより、提案手法によって推定された区間内に 75 セットのαの平均値$\bar{\alpha}$が含まれる割合を調べた(図 1)。結果として、推定した信頼区間内に$\bar{\alpha}$が含まれる被覆確率(青色誤差バーの割合)は 97%であり 95%に近いことから、提案手法による統計的不確かさ評価の妥当性を確認した。

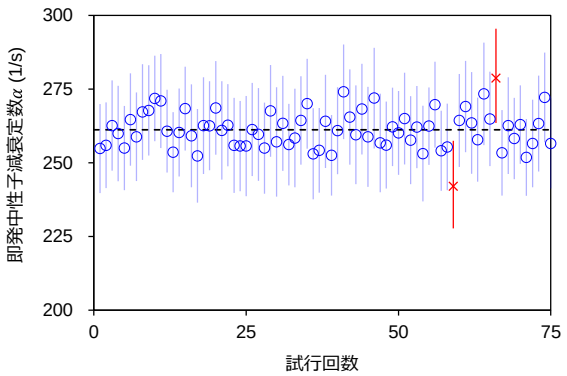


図 1 動的モード分解による基本モードαの推定結果(誤差バーは 95%信頼区間)

謝辞　本研究は KUCA 共同利用研究(R2CA01)の成果であり、JSPS 科研費(19K05328)の助成による。

*Tomohiro Endo[1], Fuga Nishioka[1], Akio Yamamoto[1], Kenichi Watanabe[2], Cheol Ho Pyeon[3]
[1]Nagoya University, [2]Kyushu University, [3]Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University

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

[1I11-14] Subcriticality Measurement

chair: Kunihiro Nakajima (Kindai Univ.)

Wed. Sep 8, 2021 3:55 PM - 5:05 PM Room I

[1I11] Development of Uncertainty Evaluation Methodology for Sub-Criticality Monitoring using Prompt Neutron Decay Constant

*Hiroki Koike[1], Koji Asano[1], Daisuke Sato[1] (1. MHI)

3:55 PM - 4:10 PM

[1I12] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

*Satoshi Wada[1,2], Shinya Kano[1,2], Hiroyuki Yazawa[1,2], Tsuyoshi Misawa[3], Yasunori Kitamura[3] (1. IRID, 2. TOSHIBA ESS, 3. Kyoto Univ.)

4:10 PM - 4:25 PM

[1I13] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

*Makoto Shimizu[1,2], Shinya Kano[1,2], Satoshi Wada[1,2] (1. IRID, 2. TOSHIBA ESS)

4:25 PM - 4:40 PM

[1I14] Investigation of numerical analysis of the prompt-neutron decay constant of a subcritical reactor

*Motoyuki Nakajima[1], Willem van Rooijen[1] (1. Univ. of Fukui)

4:40 PM - 4:55 PM

©Atomic Energy Society of Japan

即発中性子減衰定数αを用いた未臨界監視における不確かさ評価手法の開発

Development of Uncertainty Evaluation Methodology for Sub-Criticality Monitoring using Prompt Neutron Decay Constant

*小池 啓基[1], 浅野 耕司[1], 左藤 大介[1]
[1]MHI

体系情報の不確かさが大きな燃料デブリ体系の未臨界監視では、直接測定の可能な即発中性子減衰定数αを監視パラメータとすることで、従来手法におけるαから実効増倍率k_{eff}への変換係数に対する体系起因の不確かさを排除し、監視パラメータに見込むべき不確かさを低減できる可能性がある。本研究では、αを指標とした定量的な未臨界監視に用いる推定臨界制限値の評価手法を開発し、その有効性を確認した。

キーワード：燃料デブリ、未臨界監視、即発中性子減衰定数、α固有値、推定臨界制限値

1. 緒言

MHI は、燃料デブリ体系を対象として、即発中性子減衰定数αを監視パラメータに用いる未臨界監視手法を開発した。従来の実効増倍率k_{eff}または未臨界度による未臨界監視では、αをk_{eff}に変換する際、変換係数(動特性パラメータ)の計算値に対する体系起因の不確かさを考慮する必要があるが、αを直接監視することで、体系起因の不確かさを排除した。本研究では、αの数値計算手法開発と、臨界実験体系のαを用いた未臨界監視の推定臨界制限値評価手法開発について報告する。

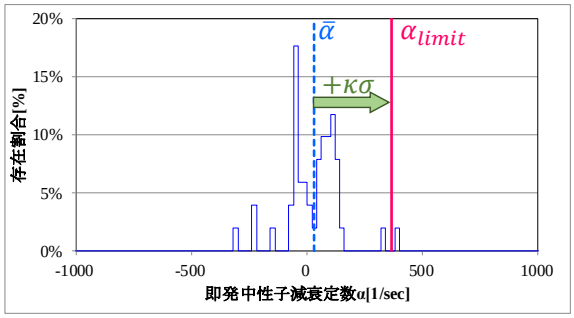
2. αの数値計算手法

本研究では、λ固有値方程式(1)を解く既存の中性子輸送計算コードを活用し、α固有値方程式(2)を解く手法を開発した。具体的には、式(1)において消滅演算子$\boldsymbol{A}$を$\alpha/\boldsymbol{v}$だけ減じたとき$k_{\mathrm{eff}}=1$となるようにαをサーチする手法を開発した。中性子エネルギー2 群、無限均質体系におけるαの解析解との比較によって、本手法を検証した。

$\boldsymbol{A}\boldsymbol{\psi}=\frac{1}{k_{\mathrm{eff}}}\boldsymbol{F}\boldsymbol{\psi}$ (1), $\left(\boldsymbol{A}-\frac{\alpha}{\boldsymbol{v}}\right)\boldsymbol{\psi}=\boldsymbol{F}\boldsymbol{\psi}$ (2) ($\boldsymbol{A}$：消滅演算子, $\boldsymbol{F}$：生成演算子, $\boldsymbol{\psi}$：中性子束, $\boldsymbol{v}$：中性子速度)

3. 推定臨界制限値の評価

ICSBEP[1]から 51 の臨界実験ベンチマークを選定して解析を実施し、αを算出した(図)。得られたαに基づき、ノンパラメトリック・ブートストラップ法を用いて推定臨界制限値を統計評価[2]した結果、臨界にならない確率 97.5%、信頼度 97.5%の条件において$\alpha_{limit}=\bar{\alpha}+\kappa\sigma=366[1/\mathrm{sec}]$ となった。なお、同一条件におけるk_{eff}の推定臨界制限値(推定臨界下限増倍率)は$k_{limit}=0.981$となり、臨界近傍において、現行の臨界安全評価における制限値と同程度になることを確認した。



α_{limit}：αの推定臨界制限値　$\bar{\alpha}$：各体系のαの平均値
σ：αと$\bar{\alpha}$の差異の標準偏差　κ：信頼係数

図　各臨界実験体系におけるαの頻度分布
(核データ：JENDL-4.0)

4. 結言

αを用いた未臨界監視における推定臨界制限値の評価手法を開発した。本手法の適用により、燃料デブリ体系における精度のよい未臨界監視を可能とした。

参考文献

[1] OECD/NEA, “International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments (ICSBEP),” 2019.

[2] T.Hayashi, et al., “Calculation method of estimated criticality lower-limit multiplication factor using the Bootstrap method,” M&C2019, 2019.

* Hiroki Koike[1], Koji Asano[1] and Daisuke Sato[1], [1]MHI

燃料デブリの臨界管理技術の開発
（52）KUCA での不均一炉心体系を模擬した未臨界度測定試験

Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(52) Sub-criticality monitoring test for heterogeneous core configuration in KUCA

*和田 怜志[1, 2]，加納 慎也[1, 2†]，矢澤 博之[1,2]，三澤 毅[3]，北村 康則[3]

[1]IRID，[2]東芝エネルギーシステムズ，[3]京都大学，[1,2†]元所属

福島第一発電所事故で発生した燃料デブリの取り出し作業中の再臨界による被ばくリスク低減のためにファインマンα法を用いた臨界監視システムの開発を行っている。本発表では燃料デブリで考えられる不均一な体系を京都大学臨界集合体実験装置（KUCA）で模擬し未臨界度測定した結果と検討内容について報告する。

キーワード：燃料デブリ，未臨界度測定，**ファインマンα法**，KUCA，**不均一炉心体系**

1. 緒言

IRID では燃料デブリ取り出し作業中の未臨界度測定手法としファインマンα法[1]の適用を検討している[2]。燃料デブリには、燃焼度の異なる燃料/構造材/コンクリートが含まれ、それらが不均一に分布している可能性がある。別途実施した MVP による解析で、上記のような体系では、検出器を設置する位置によって、異なる実効増倍率 k_{eff} の推定値が得られることが確認されている。こういう現象が実際に起きるのかを確認するため、KUCA で、上記のような体系を模擬した試験を実施した。

2. KUCA 試験

2-1. 試験体系

図に実施した KUCA 試験体系の例を示す。本体系では、ID 21 の燃料体で、燃焼が進んでいない若い燃料に由来するデブリが加工されて、水が浸入した状態（反応度大）を模擬した。ID 22（および 24）の燃料体で、燃焼が進んでいる燃料に由来するデブリが加工されて、水が浸入した状態（反応度中）を模擬した。ID 26（および 27）の燃料体で、燃焼が進んでいる燃料に由来するデブリが加工される前の状態（反応度小）を模擬した。デブリ中に侵入した水はポリエチレン板、空隙は黒鉛板で模擬した。ID 11 の 3 本の B-10 比例計数管を炉心の前方に設置して、位置を変えて測定を実施しそれぞれの位置で得られる k_{eff} 推定値への影響を評価した。

図　KUCA　試験体系（例）

表　ファインマンα法による k_{eff} 推定値対する検出器位置依存性

	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21
ぬ	0.902		0.897			0.891		0.866		
の			0.929			0.918		0.903		
お			0.920			0.922		0.901		
く			0.922			0.928				

即発中性子寿命 $l\rho$: 3.7E-5 sec，実効遅発中性子割合 β eff: 8.3E-3

keffの参照解: 0.89

2-2. 試験結果

図に示した体系から得られた各検出器位置での中性子計数の時系列データから求めた k_{eff} の値を表に示す。ここで、k_{eff} の算出に用いる体系の即発中性子寿命 $\ell\rho$、実効遅発中性子割合 β_{eff} および参照解は、MVP[3]により事前に求めた。検出器位置が高反応度燃料（ID 21）近傍のときに参照解に近い k_{eff} が得られる。一方、低反応度燃料（ID 23）付近に検出器を設置すると k_{eff} を過小評価する。検出器を監視対象から離し設置した場合、k_{eff} は過大評価となる。

3. 結論

不均一の炉心体系に対してファインマンα法の測定値は検出器位置に依存することが確認された。燃料デブリに対する検出器の配置は、加工部近傍で、高反応度の燃料デブリに接するように設置することが好ましいと言える。

謝辞　本件は、資源エネルギー庁『平成 30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ・炉内構造物の取り出し に向けた技術の開発）」』の成果の一部を取りまとめたものである。

参考文献　[1] Feynman. R. P., et al., J. Nucl. Energy **3**, 64-69 (1956). [2] M. Nakano et al, 1I_PL02 (2020), [3] Y. Nagaya et al., JAERI 1348(2005).

*Satoshi Wada[1, 2], Shinya Kano[1, 2†], Hiroyuki Yazawa[1, 2], Tsuyoshi Misawa[3] and Yasunori Kitamura[3]

[1]IRID, [2]Toshiba Energy Systems & Solutions, [3]Kyoto University, [1, 2†]Retired May 2021.

燃料デブリの臨界管理技術の開発
（53）燃料や構造材等が不均一に分布した燃料デブリの未臨界度測定を模擬したシミュレーション

Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris
(53) Simulation of sub-criticality measurement for heterogeneous fuel debris

*清水 誠[1,2]，加納 慎也[1,2†]，和田 怜志[1,2]
[1]IRID，[2]東芝エネルギーシステムズ，[†]2021/5 時点

福島第一原子力発電所(以下、1F)の燃料デブリでは、溶融した燃料や構造材等が、広い範囲にわたって、不均一に分布している可能性がある。このような体系での、Feynman-α 法(以下、FA 法)の性質を把握するため、2 号機のペデスタル底部に堆積した燃料デブリの未臨界度測定を模擬したシミュレーションを行った。本発表では、同シミュレーションで得られた結果について報告する。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，燃料デブリ，臨界安全，未臨界度測定，Feynman-α 法

1. 緒言　燃料デブリを取出す際には、再臨界に至るリスクを抑えるため、FA 法[1]により、十分に深い未臨界であることを確認しながら、加工・回収を行うことを検討している。燃料デブリには、溶融した燃料、構造材、コンクリート等が含まれ、それらが広い範囲にわたって、不均一に分布している可能性がある。過去に、このような体系に、FA 法を適用した例はなく、どのような挙動を示すのか明らかになっていない。よって、燃料デブリの未臨界度測定を模擬したシミュレーションを行い、どのような測定値が得られるのかを確認した。

2. 解析内容　MVP コード[2]を用いて、2 号機のペデスタル底部に堆積した、燃料デブリを取出す際の未臨界度測定を想定したシミュレーションを行った。燃料デブリの形状は、格納容器内部調査[3]の結果を踏まえ、直径約 5m、高さ 30cm の円筒形状とした。燃料デブリの組成や空隙の分布、水の侵入の仕方等、内部の性状については、明らかになっていないため、種々の状態を想定した多数の解析を行った。燃料の組成には、ORIGEN 計算による燃料組成評価[4]の結果を用いた。燃料デブリを加工した状況を模擬するため、図 1 の通り、中央の、直径 52cm、深さ 16cm の円筒形状の領域(1 日に加工する領域に相当)にのみ、水が侵入している想定とした。ただし、水がどの程度侵入しているのかは分からないため、燃料デブリの加工範囲の水対燃料デブリ体積比V_m/V_fを 0.2～0.8 と仮定した。この上部に、He-3 比例計数管を設置し、FA 法による測定を行ったものとして、その水平方向、高さ方向の位置に応じた、即発中性子減衰定数αや実効増倍率k_{eff}の推定値を求めた。

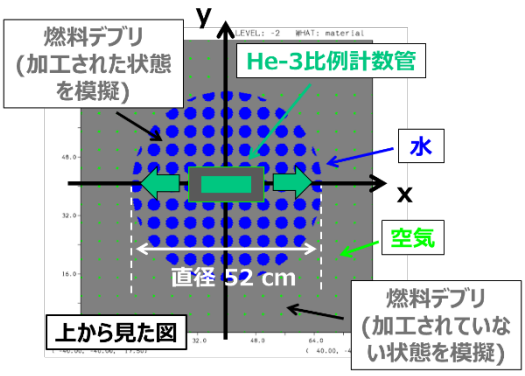


図 1　燃料デブリを模擬した体系の例

3. 解析結果　例として、2 号機の 2 サイクル目の燃料のみからなる燃料デブリを想定した場合のk_{eff}の推定値の水平方向の分布を図 2 に示す。いずれのケースでも、体系の中央上部に検出器を設置した場合に最も大きなk_{eff}の推定値が得られ、そこから離れるにつれ、最大 20%Δk/k 程度小さい値が得られた。実際の燃料デブリは、より複雑な性状になっているものと思われ、検出器を設置する位置により、より大きな変化を示すことが予想される。

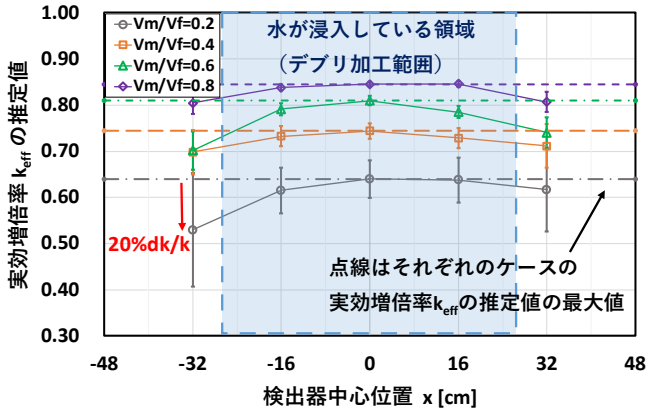


図 2　検出器を設置する位置によるk_{eff}の推定値の違い
(燃料デブリから 20 cm の高さに検出器を設置した場合)

4. 結論　燃料デブリのように、溶融した燃料や構造材等が、広い範囲にわたって、不均一に分布した体系では、FA 法による未臨界度測定で得られるαやk_{eff}の推定値が、検出器を設置する位置に応じて変化する可能性がある。燃料デブリを取出す際には、このことを踏まえて、未臨界度測定を行う必要がある。

謝辞　本件は、資源エネルギー庁『平成 30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金(燃料デブリ・炉内構造物の取り出し に向けた技術の開発)」』の成果の一部を取りまとめたものである。

参考文献　[1] Feynman. R. P., et al., J. Nucl. Energy 3, 64-69 (1956).　[2] Y. Nagaya et al., JAERI1348(2005).
[3] 2 号機原子炉格納容器内部調査　実施結果, 2019 年 2 月 28 日, 東京電力ホールディングス株式会社
[4] K.Nishihara, et al., JAEA-Data/Code 2012-018 (2012).

*Makoto Shimizu[1,2], Shinya Kano[1,2†] and Satoshi Wada[1,2]　[1]IRID, [2]Toshiba Energy Systems & Solutions Corp, [†]As of May 2021

未臨界炉の即発中性子減衰定数に関する数値解析の基礎研究

Investigation of numerical analysis of the prompt-neutron decay constant of a subcritical reactor

*中島基行[1]，Van Rooijen Willem F.G.[1]

[1]福井大学

未臨界度測定手法の一つである Simons-King 法では，即発中性子減衰定数(以下，α とする）を測定し，未臨界度に換算するが，測定される α の値には空間依存性がある．本検討では，中性子輸送解析コード PARTISN を用いて 3 次元時間依存解析を行い，α の測定値の空間依存性を評価した．

キーワード：パルス中性子法，時間依存輸送理論，京都大学臨界集合体，即発中性子減衰定数

1. 緒言

Simons-King 法では，未臨界体系にパルス中性子を投入し，その後の中性子計数の減衰の時定数である α を指数関数のフィッティングで求め，未臨界度に換算する．α は原子炉固有の値であるため，中性子検出器の位置に依らず一定の値が測定されるはずだが，京都大学臨界集合体(KUCA)のベンチマークでは，α の値は中性子検出器の位置に依存し変化することが確認されている[1]．α の測定値の空間依存性を中性子拡散理論を用いた検討例[2]はあるが，KUCA のような小さな体系では中性子輸送理論を適用した方が良いため，本検討では中性子輸送解析コード PARTISN を用いて 3 次元時間依存解析を行い，α の測定値の空間依存性を評価した．

2. 解析概要

本検討では，先ず縮約群数を変えると α 固有値解析により求める α の値がどのように変化するのか評価した．次に，時間依存解析と α 固有値解析を行い，α の測定値の空間依存性を評価した．解析体系は 1 辺が 60[cm]のポリエチレンで構成される立方体であり，中心に 1 辺が 30[cm]の立方体の燃料領域を持つ．α フィッティングには(1)式のf_{α_p}の値が 0.9999 以上となる時間領域を採用した．ここで，Ψ_{α_p}は α 固有値解析で求めた基底モードの中性子束分布，ψ_sは時間依存解析で求めた任意の時間における中性子束分布である[2]．

$$f_{\alpha_p} = \frac{\langle \Psi_{\alpha_p}, \psi_s \rangle}{\sqrt{\langle \Psi_{\alpha_p}, \Psi_{\alpha_p} \rangle} \sqrt{\langle \psi_s, \psi_s \rangle}} \qquad (1)$$

3. 結果

4 群時間依存解析の結果を Fig.1 に示す．凡例の x,y,z は解析体系の中心を原点としたときの座標の値である．パルス中性子投入直後は高次モードの影響により，中性子束は空間に依存した時間変化を示す．パルス中性子投入の 1.88[ms]後には，f_{α_p}=0.9999 以上となり高次モードが消滅したことから，中性子束は空間に依らず単一の時定数で減衰するようになる．この時間領域でフィッティングにより求めた α にも空間依存性が見られず，α 固有値解析で求めた α との相対差異も±0.5%以内であった．

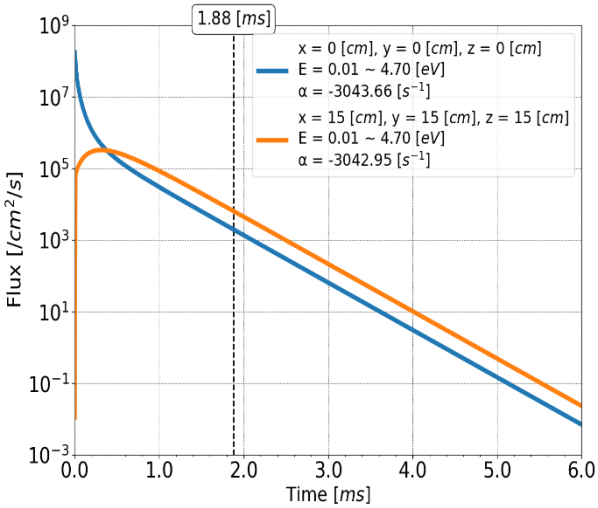


Fig.1 パルス中性子投入後の中性子束の変化

参考文献

[1] C.H.Pyeon, “Experimental Benchmarks of Neutronics on Solid Pb-Bi in Accelerator-Driven System with 100 MeV Protons as Kyoto University Critical Assembly”, Technical Report of The Kyoto University Research Reactor Institute (2017).

[2] W.F.G. van Rooijen, T. Endo, G. Chiba, C.H.Pyeon, “Analysis of the KUCA ADS benchmarks with diffusion theory” Progress in Nuclear Energy 101 (2017) 243-250.

*Motoyuki Nakajima[1],Willem F.G. van Rooijen[1]

[1]University of Fukui

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

[1J01-04] Research Reactor Operation/Management/Design

chair: Sin-Ya Hohara (Kindai Univ.)

Wed. Sep 8, 2021 10:50 AM - 12:00 PM Room J

[1J01] Initiatives of developing engineering methods for application of graded approach to ensuring safety of research reactors

*Toru Nakatsuka[1], Takashi Tsumura[1], Yuiko Motome[1], Masaki Amaya[1], Taisuke Yonomoto[1] (1. JAEA)

10:50 AM - 11:05 AM

[1J02] Consideration of let boric acid in JRR-3 reactor core for shutdown at the time of accident

*masahiro iwaasa[1] (1. JAEA)

11:05 AM - 11:20 AM

[1J03] Exposure assessment of radiation workers due to accidents in NSRR

*Yuiko Motome[1], Toru Nakatsuka[1], Masaki Amaya[1], Taisuke Yonomoto[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:20 AM - 11:35 AM

[1J04] Design of reactor physics experiments for Molten Salt Reactor in KUCA

*Thi Dung Nguyen[1], Willem van Rooijen[1] (1. Univ. of Fukui)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

研究炉等の安全確保に係るグレーデッドアプローチ適用に向けた工学的手法整備の取組

Initiatives of developing engineering methods for application of graded approach to ensuring safety of research reactors

*中塚 亨[1]，津村 貴史[1]，求 惟子[1]，天谷 政樹[1]，与能本 泰介[1]
[1]日本原子力研究開発機構

研究炉等のリスク特性を定量的に評価するための工学的手法の整備、及びこれらの手法を用いて研究炉等の安全管理等にグレーデッドアプローチを適用する方法の検討について進捗状況と計画を報告する。

Keywords： research reactor, graded approach, safety regulation, risk profile

1. 緒言

JAEA では、原子力施設に対する規制や安全確保の方法へのグレーデッドアプローチの適用に関連し、まず、本概念の適用が重要と考えられる研究炉等に対して、2021 年 1 月に報告された原子力学会原子力アゴラ特別専門委員会等による「研究炉等へのグレーデッドアプローチ適用に係る課題と提言」[1]に示した内容の検討に取り組んでいる。

2. 実施内容

施設の安全上の特徴を踏まえグレーデッドアプローチを適切に適用するためには、安全上の重要性を測るためのリスク評価手法の整備が必要である。研究炉等は、一般に施設ごとの違いが大きく、発電炉のような汎用的な機器故障データベースが整備され難いことを踏まえ、保守的な仮定を用いた簡略的な評価によるリスク評価手法の整備を進めている。これまでに、試験研究炉 JRR-3 を例とし、設計基準を超える極めて厳しい事故事象について、熱水力解析コード RELAP5 を用いて炉心伝熱挙動を評価し[2]、また確率論的環境影響評価コード OSCAAR を用いて事故時の公衆への放射線影響を評価[3]し、リスク特性を明らかにしてきた。

また、発電用原子炉の規則を参考にした現行の研究炉等に対する規制では、ほとんど公衆影響が想定されない施設に対しても公衆防護のための深層防護の妥当性の確認を中心とする審査がなされているが、このような施設においては、本来的に放射線業務従事者の防護が相対的に重要である。そこで、放射線業務従事者の深層防護に係る課題を抽出するため、新たに、NSRR を対象とし、事故時の被ばく影響[4]やリスク評価手法の検討に着手した。

さらに、施設の安全確保を合理的かつ効果的に実施するためには、施設が目指す安全の目的と水準を明確にし、規則類の要求と関係づける、いわゆる規則類の体系化が必要である。JAEA の様々な原子力施設の新規制基準対応、新検査制度、安全管理等を対象とし、体系化に係る課題の抽出やその解決の方法についての議論を施設管理部署等と協力し進めている[5]。

3. 結言

今後は、JAEA 原子力施設の管理、規制等に係る効果的なグレーデッドアプローチの考え方に関する知見を蓄積し、その結果の規則類への反映を図る。また、得られた知見を踏まえ、発電用原子炉等に対象を広げて検討を行う。

参考文献

[1] 上坂、与能本ほか, 原子力学会誌, 63 (1), 73-77 (2021), [2] 津村ほか, 2021 年春の年会, 3B14 (2021), [3] 津村ほか, 2020 年秋の大会, 1H01 (2020), [4] 求ほか, 2021 年秋の大会 (2021), [5] 与能本ほか, JAEA-Review 2020-056 (2021)

*Toru Nakatsuka[1], Takashi Tsumura[1], Yuiko Motome[1], Masaki Amaya[1] and Taisuke Yonomoto[1] [1]Japan Atomic Energy Agency

JRR-3 における事故時において原子炉を停止させるための ホウ酸投入の検討

Consideration of let boric acid in JRR-3 reactor core for shutdown at the time of accident

*岩浅 正浩
日本原子力研究開発機構

研究用原子炉 JRR-3 では、設計基準を超えた事故として既存の停止機能の同時喪失を想定している。このとき、水に溶かしたホウ酸を炉心に投入することで原子炉の停止を図る。本検討ではモンテカルロ計算コード MVP を用いて、原子炉停止に必要なホウ酸の投入量とその実行性を検証した。

キーワード：JRR-3，設計基準を超えた事故，ホウ酸、モンテカルロコード

1. 緒言

2011 年に発生した東日本大震災と福島第一原子力発電所での事故の反省を踏まえて、原子力規制委員会により、原子炉施設に係わる新たな規制基準が施行された。新規性基準では出力に応じた規制要求が定められ、JRR-3 が分類されている高中出力試験研究炉においては、多量の放射性物質を放出する事故の拡大防止などが新たに要求に追加された。上記の要求事項への適合性を示すため、JRR-3 では事故の事象の選定と対策の検討を行った。事故の想定として、基本的な安全機能（停止機能、冷却機能、閉じ込め機能）が、設計基準事象の想定を超えて喪失した場合（以下 BDBA という）を考慮する。

JRR-3 の緊急停止機能は、6 本の制御棒の自然落下及び中性子反射材である重水のダンプである。BDBA の想定の一つである停止機能の喪失においては、想定を超えた地震動によって、制御棒及び重水をダンプする電磁弁の多重故障を考慮している。このような事故の対策として、上記 2 つの停止機能とは別に、ホウ酸を水に溶かした状態で炉頂部から炉心へ投入することで原子炉停止を図る。これはホウ素の中性子吸収効果を利用するものである。本検討では、原子炉停止に必要なホウ酸の投入量の算出及びその実行性を検証した。評価においては、モンテカルロ計算コードである MVP（以下「MVP」という。）を用いた。

2. 計算と実行性の検証

最初に、原子炉停止のために添加する負の反応度を算出した。この過程においては、原子炉停止に伴う冷却材の温度降下を考慮し、過去の評価によって得られている JRR-3 炉心の温度効果の値を基にして行った。次に MVP によるシミュレーション計算を実施した。計算によって得られたデータから、ホウ酸の投入量と炉心に添加される負の反応度の関係をグラフ化し、グラフの外挿によって必要なホウ酸の量を求めた。

実行性の検証においては、冷却材の想定温度及びその容積とホウ酸の既知の溶解度から、投入するホウ酸が冷却材に溶解するか検証した。また、実際の投入において用意する資機材とその方法についてまとめた。

参考文献

[1] 原子力科学研究所原子炉設置（変更）許可申請書

[2] T. Kato. et. al., “Reactivity Management and Burn-up Management on JRR-3 Silicide-Fuel-Core”, JAEA-Technology-2007-050

*Masahiro Iwaasa

Japan Atomic Energy Agency

NSRR の事故時における放射線業務従事者の被ばく評価

Exposure assessment of radiation workers due to accidents in NSRR

*求　惟子[1]，中塚　亨[1]，天谷　政樹[1]，与能本　泰介[1]
[1]日本原子力研究開発機構

原子炉安全性研究炉 NSRR を対象に、新検査制度における合理的な機器類の保守管理の方法を検討するにあたって、事故時の放射線業務従事者の被ばく評価を実施した。

Keywords： NSRR, research reactor, graded approach, radiation dose, radiation workers

1. 緒言

2020 年 4 月から始まった原子力規制検査制度は、本制度が参考とした米国 NRC の原子炉監視プロセスとは異なり、試験研究用等原子炉施設や核燃料物質使用施設も対象にしているところが特徴であり、制度を合理的かつ効果的なものとするためには、施設の安全上の特徴を踏まえ適切なグレーデッドアプローチを適用することが求められる。NSRR は、安全機能をすべて喪失した場合でも公衆被ばくが 1mSv を超えないとされる施設[1]であり、このような施設においては、放射線業務従事者の防護が相対的に重要となる。放射線業務従事者の被ばくは、原子炉の事故時及び核燃料物質取扱中の事故時におけるものが想定されるが、いずれの場合についても、従来、被ばく評価は行われていない。

これらを背景とし、本研究では、まず、NSRR の事故時における放射線業務従事者の被ばくを網羅的に検討し、放射線業務従事者への放射線影響と機器類の管理状態の関係から機器類の安全上の重要度を定め、それに基づき検査・点検の頻度や内容を定める保守管理の方法を検討する。

2. 評価概要

本報では、本研究の第一段階として実施したカプセルシール部等破損事故時に照射カプセルから核分裂生成物が瞬時放出した場合の被ばく線量の評価結果について述べる。カプセルシール部等破損事故は、未照射酸化ウラン燃料の照射実験中に大気圧水カプセルのシール部の不完全又は破損により、照射カプセル内の試験燃料中に生成された核分裂生成物が放出される事故である。照射カプセルは原子炉プール内に設置されている実験孔に装荷されており、原子炉建家 1 階に実験孔の開口部がある。排気系統の機能喪失を伴う事故の場合、核分裂生成物は照射カプセルのシール部等から実験孔を通じて原子炉建家 1 階に放出されることから、原子炉建家 1 階で照射実験を実施している放射線業務従事者が被ばくする可能性がある。

そこで、試験燃料中に生成された核分裂生成物が瞬時に照射カプセルから原子炉建家 1 階に放出され、拡散して均一化すると想定して解析を行い、核分裂生成物の吸入摂取による内部被ばく線量及びガンマ線による外部被ばく線量を算出した。

3. 結果・考察

評価の結果、上記の事故時における放射線業務従事者の被ばく線量は緊急作業時の線量限度を超えることはないことを確認した。

今後は、評価対象事故の範囲を広げ、それらの際の機器類の状態を踏まえた放射線業務従事者への放射線影響から、機器類の安全上の重要度を検討していく。

参考文献

[1] Y. Motome et al., 2020, “Evaluation of Radiation Effects on Residents Living Around the NSRR Under External Hazards”, Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science, ASME J of Nuclear Rad Sci, NERS-19-1073.

---

* Yuiko Motome[1], Toru Nakatsuka[1], Masaki Amaya[1] and Taisuke Yonomoto[1]　[1]Japan Atomic Energy Agency

Design of reactor physics experiments for Molten Salt Reactor in KUCA

*NGUYEN Thi Dung[1], VAN ROOIJEN, Willem F.G.[2]
[1]University of Fukui, [2]Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui

For the design of advanced reactors such as a Molten Salt Reactor, it is necessary to perform reactor physics experiments for code validation, etc. In this research, reactor physics experiments for the Kyoto University Critical Assembly (KUCA) are designed in support of Molten Salt Reactor research and development. The ERANOS software is used to evaluate the properties of the experiments in the KUCA core.

Keywords: Molten Salt Reactor, KUCA, reactor physics experiment, numerical analysis

1. Introduction: Several research organizations, both academic and commercial, are performing research into the so-called Molten Salt Reactor (MSR) as an innovative nuclear reactor for future power production. In our research, the focus is on a chloride molten salt reactor that is a 600MW thermal, fast-spectrum reactor with a uranium-plutonium fuel operating at a temperature of some 550°C. The current research targets to use the Kyoto University Critical Assembly (KUCA) to its maximum potential to support experiments on chloride-fueled MSR research and development.

2. Experimental design and results: The LEU fuel was selected to use in KUCA dry core is 19.75 wt% U7Mo-Al dispersion fuel. The dimensions of the LEU plate are 50.8 x 50.8 x 2.40 mm with the thickness of the U7Mo foil is 1.45 mm [1]. To create a material composition similar to MSR, AlCl3 and NaCl plates with suitable dimensions were selected to combine with the LEU fuel plate to form a unit fuel cell called MSR fuel cell (see Fig. 1.). Beryllium (Be), and graphite (Gr) were used as the reflector. The core configurations have been calculated by the ERANOS code using a two-dimensional cylindrical model. Some survey calculations showed that the core uses only MSR fuel cells was not sufficient to achieve criticality in KUCA. Therefore, the solution is to design a core with two zones, an inner zone consists of MSR fuel cells and an outer zone which uses fuel cells with only the LEU fuel plate. The core configuration with the dimension of 9 x 9 fuel assembly and 85.3 cm high use Be and Gr as the reflector was selected to calculate. The dimensions of MSR fuel zone are 5 x 5 fuel assembly and 22.3 cm in height. The results showed that this core configuration can achieve criticality with k_{eff} = 1.00405. The representativity factor is defined by:

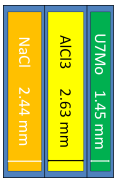


Figure 1. Unit cell.

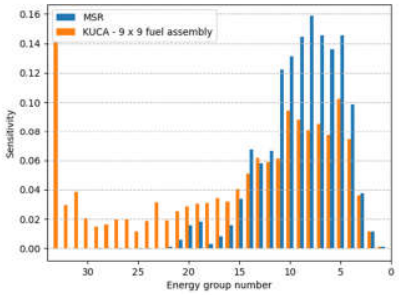


Figure 2. The sensitivity coefficients of k_{eff}

$$r = \frac{\boldsymbol{s}_R^T \boldsymbol{D} \boldsymbol{s}_E}{\sqrt{\boldsymbol{s}_R^T \boldsymbol{D} \boldsymbol{s}_R}\sqrt{\boldsymbol{s}_E^T \boldsymbol{D} \boldsymbol{s}_E}} \quad (1)$$

For the proposed core in KUCA, $r = 0.428$ which is acceptable. The sensitivity coefficients are shown in Fig. 2.

3. Conclusion: We designed a core configuration that can be achieved in KUCA to support researching MSR. The results showed that the configuration with the dimension 9 x 9 fuel assembly and 85.3 cm high can be used for the experiment. However, further research is needed to determine if this configuration can operate safely at KUCA.

References

[1] Morman, J. et al., "History and Current status of the KUCA Dry Core Conversion Project" RERTR-2019 International Meeting, Oct. 6-9, 2019, Zagreb, Croatia.

Planning Lecture | Board and Committee | Ethics Committee

[1J_PL] Aiming for Good Organizational Calture

Considering from the revision of the "Code of Ethics" and problems of PP equipments in TEPCO

chair: Kimio Ito (JAEA)

Wed. Sep 8, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room J

[1J_PL01] Outline of the revision of the "Code of Ethics"

*Masanobu Kamiya[1] （1. JAPC）

[1J_PL02] Discussion in the Ethics Committee

*Kyoko Oba[1] （1. JAEA）

[1J_PL03] Safety, Nuclear Security and Organizational Culture - considering from problems in TEPCO -

*Tomoaki Inamura[1] （1. CRIEPI）

©Atomic Energy Society of Japan

2021年秋の大会

倫理委員会セッション

よりよい組織文化を目指して
～倫理規程改定と東京電力の核物質防護設備の不備等の一連の問題から考える～

Aiming for Good Organizational Culture
- considering from the revision of the "Code of Ethics" and problems of PP equipment in TEPCO -

（1）倫理規程改定の概要

(1) Outline of the revision of the "Code of Ethics"

*神谷 昌伸[1]
[1]日本原電

1. はじめに

一般社団法人日本原子力学会（以下「本会」）は、2021 年 5 月 27 日の理事会において、倫理規程の改定を承認した。改定案は本会倫理委員会が検討し、意見募集の手続きを経て作成したものである。

本稿では、2.で倫理規程の意義、3.で今回の倫理規定改定（以下「2021 年改定」）の概要[1]をとりまとめた。加えて、4.で過去の改定の変遷を分析し、本会倫理規程の主な特徴を考察した。

なお、著者は倫理委員会の幹事を務めているが、4. については著者個人の責任で考察した内容が含まれている。

2. 倫理規程の意義

2001 年の倫理規程制定前の意見募集でのご意見に対する倫理規定策定委員会からの回答の中で、本会として倫理規程を制定する意義が表明されており、以下に引用する[2] (注)。この意義は現在でも色褪せるものではなく、倫理規程制定の基本精神として、今後も引き継いでいくべきものと考えている。

- 専門職倫理については、原子力学会員は個人会員、賛助会員を問わず、常日頃から考えているべきことであり、その道しるべを与えるものとして学会の倫理規程を制定することは有用だとの認識にもとづくものです。
- 我々は、倫理規程の制定だけで倫理が絡む原子力分野の事故・トラブルが防止できるなどとは考えてもいません。しかし倫理問題について議論することは会員の倫理観の向上に役立つと思います。これを出発点として会員の間で議論が進むことを切望しております。
- 倫理規程は道しるべにすぎず､具体的な行動はどうあるべきかまでは倫理規程に書くことはできません。その状況に応じて会員自身で考え、判断し、行動することになります。倫理規程はそのときの道しるべで、可能な解を探すのは会員個々の責任です。
- 会員が専門家としての倫理的行動とはどういうものかを考える機会を提供します。あらかじめ考えておくことは、自らが倫理的な問題について判断を下す必要に迫られたとき、適切な解を見つけることに寄与します。
- 倫理規程は会員の心構えと言行の規範であり、会員が自らの意思で外部に対し宣言するものです。
  専門家は公衆に対し、自ら生じさせたものでない問題についてもそれを解決する努力を払う倫理的義務があります。

（注：倫理規程制定前は「倫理規定」､「倫理規定制定委員会」という使い方であった。上記引用では、原文の「倫理規定」を制定後の使い方である「倫理規程」に置き換えている。）

---

* Masanobu Kamiya[1]
[1]The Japan Atomic Power Company

表 1　日本原子力学会倫理規程制定・改定の経緯

年	倫理規程の制定・改定，倫理委員会の活動	社会に大きな影響を与えた原子力関係の事故等
1995		旧動燃：もんじゅ２次系 Na 漏洩事故・ビデオ隠し
1997		旧動燃：アスファルト固化処理施設火災爆発事故
1998		旧原電工事：使用済燃料輸送容器データ改ざん
1999	倫理規定制定委員会第 1 回会合	BNFL：MOX 燃料製造データ改ざん JCO 臨界事故
2001	倫理規程制定，倫理委員会発足	
2002	倫理規程改定 2003 年（1 回目） 2005 年（2 回目） 2007 年（3 回目） 2009 年（4 回目） 事案に応じて，適宜，倫理委員会もしくは委員長による意見表明	東電：自主点検記録改ざん等
2004		関電：美浜発電所３号機２次系配管破断事故
2007		北陸電：志賀原子力発電所制御棒引き抜け事故発覚 東電：中越沖地震による柏崎刈羽原子力発電所の被災
2009		
2011		東電：福島第一原子力発電所事故
2014	倫理規程改定（5 回目）	
2018	倫理規程改定（6 回目）	
2019		関電：金品授受問題発覚
2020	倫理委員会による見解表明（金品授受問題）	
2021	倫理規程改定（7 回目）	東電：ID カード不正使用問題および核物質防護機能の一部喪失事案の発覚

3. 倫理規程改定の概要

3-1. 改定の経緯

2021 年改定は、倫理規程制定後で 7 回目、東京電力福島第一原子力発電所事故（以下「東電 1 F 事故」）後では 3 回目の改定となる。倫理規程の制定・改定の経緯等を表 1 に示す。

倫理規程の改定案を作成する倫理委員会は、前回の改定（2018 年 1 月）以降の原子力を取り巻く状況を踏まえ、主に以下の論点に対して検討を進めた。

・東電 1 F 事故（2011 年 3 月発生）
・関西電力金品授受問題（2019 年 9 月に発覚）
・品質不正問題（2017 年秋以降に数多く発覚した素材メーカの製品品質、自動車メーカの完成検査等の不正問題）
・上記の背景要因として共通している組織文化
・表現の適正化、記載の充実

倫理委員会としての改定案がまとまったことから、2021 年 1 月 20 日～3 月 31 日の期間で公開の意見募集を行った。意見募集において 7 名の方から寄せられた計 43 件のご意見を倫理委員会で検討し、ご意見に基づいた反映など更なる検討を重ね、改定案を 2021 年 5 月 27 日の本会理事会に諮り、一部軽微な修正の上、承認された。

今回の改定でも、前文、憲章、行動の手引という倫理規程の構成に変更はなく、7 つの憲章とそれに関連した計 41 の行動の手引からなっている。

3-2. 改定の概要

2021 年改定の主な改定箇所を以下に掲げる。

具体的な改定箇所は倫理委員会ホームページを参照されたい（http://www.aesj.or.jp/ethics/02_/02_241_21/）。

(1) 東電 1 F 事故

東電 1 F 事故から 10 年が経ち、事故を決して過去のものとしないこと、事故が社会に与えた様々な影響は

継続したままで、また、原子力に関わる未解決の問題は山積していることに向き合って、考えて、よりよい行動に繋げるため、事故の固有名詞を明記することも含めて、前文の見直しを行った。

(2) 金品授受問題

倫理規程は、従来から社会との関係を重視した行動を促す内容を含めている。

金品授受問題を踏まえ、憲章 4.誠実性・正直性原則をより強い自覚を促す訴求とし、関連する行動の手引を改定した（行動の手引 1-4 技術者の行動による信頼、4-1 誠実な行動、4-2 契約に関する注意）。

(3) 品質不正問題

多数発覚した品質不正問題の背後要因に、閉鎖的な組織、部門間コミュニケーションの欠如、要員不足、品質に対する意識の希薄化、経営・管理側と現場の乖離、納期優先などの共通点があげられた[3]。

これらに関連した事項はすでに倫理規程に盛り込まれていると考えているが、更に記載を充実させた（行動の手引 3-3 自らの判断に基づく行動、4-8 隠蔽・改ざんの戒めと非公開情報の取り扱い、4-9 説明責任）。

(4) 組織文化

よりよい組織文化の醸成は、上記(1)～(3)とも共通する極めて重要な点であり、更に記載を充実させた（行動の手引 7-1 組織の中の個人のとるべき行動の基本原則、7-3 環境整備の重要性と継続的改善）。

(5) その他

憲章 5 について、あらためて専門職原則としての重要性を再確認し、あわせて、専門職の社会に対する役割について記載を充実させた（行動の手引 5-6 社会への情報発信と対話の実践）。また、相互協力による地位向上を目指す行動の手引を新たに設けた（行動の手引 5-8 会員間の協力による困難の克服）。

今回の改定の意見募集期間中に発覚した東京電力柏崎刈羽原子力発電所における ID カード不正使用問題および核物質防護機能の一部喪失事案に関連する核セキュリティの確保については、4-3.に記す。

4. 倫理規程の変遷に基づく考察

著者は 2017 年から倫理委員会委員の任にあり、それ以前の倫理委員会での検討・議論を詳細には把握していない。その前提で、倫理規程制定・改定の変遷や倫理委員会ホームページで公表されている内容等を分析し、本会倫理規程の主な特徴を考察した。

4-1. 積極的な倫理

一般的な倫理規程、倫理綱領の特徴として、「やってはならないこと」を訴求する文言を活用する場合があり、これを予防倫理、消極的倫理と称し、一方、「やってよいこと」を訴求する倫理は志向倫理、積極的倫理と称される[4]。

本会倫理規程は、ポジティブな倫理（積極的倫理）を志向している特徴があり、「やってはならない」に類する文言は、2001 年制定時で 3 箇所、2021 年改定でも 3 箇所と非常に少ない。本会倫理規程と同程度の文字数の倫理規程を公表している他の学会では、「やってはならない」に類する文言が 17 箇所という例があった。

また、ポジティブな倫理に関連して、「チャレンジ」「チャレンジ精神」という文言が 2003 年改定から使用されている（2021 年改定では前文と行動の手引 1-2 不断の努力と可能性へのチャレンジ）。

ポジティブな倫理という観点は、東電 1 F 事故後の 2014 年改定の検討の際に議論がなされ、原子力の負の側面にもしっかりと向き合うことと同時に、本会の活動の目的である「公衆の安全をすべてに優先させて、原子力および放射線の平和利用に関する学術および技術の進歩をはかり、その成果の活用と普及を進め、もって環境の保全と社会の発展に寄与すること」に立ち返って考えるならば、原子力学会の会員の倫理観は、「○○してはならない」にとどまらず、「○○をしよう」といった前向きな、積極的なものを含めることが必要と考えるべきであることが確認されている（http://www.aesj.or.jp/ethics/02_/02_05_/）。

4-2. よりよい安全、よりよい倫理的行動のための組織文化

本会倫理規程では、2001 年制定時から、安全のための組織のあり方や体制整備の重要性について訴求している。2005 年改定で「組織の文化」という用語を初めて使用し、改定理由として「倫理に関わる問題を自由に話し合えるかどうかは、「風土」とか「雰囲気」といった「組織の文化」の醸成がまず必要で、次に「体制」作りであるとの立場に立ち、修正した」とされている。現在は、「組織文化」という用語で統一されている。

2005 年改定の検討以降、より広い視野で考え、行動できるようにとの観点から、「安全文化」という用語では意味合いが狭まってしまう可能性があると考え、また、協力会社まで含めた幅広い関係者を念頭においた場合により分かりやすい言葉とすることがよいと考えたことから、「組織文化」という用語を使っている。IAEA でも、近年、「安全に寄与する組織文化」(Organizational Culture for Safety)という使い方をしている。

東電 1 F 事故後の 2014 年改定では、憲章 7 として「組織文化の醸成」を独立して掲げ、その重要性を強く訴求し、関連する行動の手引を整理している（2021 年改定では、行動の手引 7-1 組織の中の個人が取るべき行動の基本原則、7-2 課題解決のための行動、7-3 環境整備の重要性と継続的改善、7-4 組織内における申し出に対する適切な運用、7-5 労働環境等の確保)。また、併せて、2014 年改定では、憲章 7 にぶら下がる行動の手引の半数に「組織の運営に責任を有する会員」との主語が盛り込まれており、東電 1 F 事故を踏まえた当時の検討の思いが伝わってくる。

さらに、2018 年改定では行動の手引 1-3 で「リーダーシップの発揮」が謳われ、「組織文化の醸成」と表裏の関係での訴求が整えられている。

以上のような「組織文化の醸成」「リーダーシップの発揮」の訴求は、本会倫理規程の大きな特徴といえる。

4-3. 核セキュリティの確保

核物質防護は非公開情報の取扱いの関連で 2003 年改定から盛り込まれ、核セキュリティの確保については 2009 年改定から盛り込まれた（表 2)。2009 年改定の際の改定理由は「安全や核拡散への配慮とともに核セキュリティへの配慮も大切なことを記載した」となっている。

2021 年改定に係る意見募集期間中に、東京電力柏崎刈羽原子力発電所における核物質防護区域への ID カード不正使用問題と核物質防護機能の一部喪失事案（以下「今回の核セキュリティ事案」）が公になった。倫理規程改定案において核セキュリティに関わる記載の充実を提案していたが、意見募集において 2 名の方から核セキュリティの重要性をより訴求する必要性についてご意見をいただいた。今回の核セキュリティ事案を受けてのご意見と受け止めている。ご意見の一部を倫理規程改定案に反映した（表 3)。

ご意見の中には、「安全（性)」と「核セキュリティ」を並列して扱うことを求めるものがあった。安全性と核セキュリティに係る課題の間にはインターフェースがあり、核セキュリティ対策は、ある場合には安全性向上に寄与することができるが、他の場合には安全に好ましくない影響を及ぼすこともあり得て[5]、ご意見の趣旨には理解できるものがある。一方で、核セキュリティに関わる業務に携わる際の姿勢や具体的な行動において考慮しないといけない観点には、安全のための業務と共有する部分も多い※1。また、社会の側からの視点では、幅広い安全問題の一つとして核セキュリティの問題も捉えている可能性があると考えられる。このような観点での検討をした上で、「安全（性)」と「核セキュリティ」を並列して扱う改定は行わず、しかし、本件について倫理委員会としても継続して議論していくこととした。

※1：脅威を現実のものとして認識して行動する。それぞれの立場で自ら学習し、自ら責任をもって主体的に取組む。体制、設備、教育・訓練など備えを最良の状態に維持する。疑問のある場合は速やかに報告する。活動の有効性を継続的かつ的確に評価し、改善活動を行う。など

表 2　核セキュリティの確保に関わる行動の手引の変遷

2009 年改定～2018 年改定	2021 年改定	
	意見募集段階	最終版
行動の手引 1-4※2 核セキュリティ確保への注意	行動の手引 2-3 同左	行動の手引 2-3 核セキュリティの確保
会員は，核物質や放射性物質がテロリズムに用いられる恐れがあることを認識し，核セキュリティの確保に十分な注意を払う。	会員は，核物質，放射性物質，原子力施設等が，テロリズムに用いられる恐れや妨害破壊行為の標的となる恐れがあることを認識し，核セキュリティの確保に十分な注意を払う。	会員は，核物質，放射性物質，原子力施設等が，テロリズムに用いられる恐れや妨害破壊行為の標的となる恐れがあることを認識し，核セキュリティの確保に努める。

※2：2014 年改定では行動の手引 2-4、2018 年改定では行動の手引 2-3

表 3　2021 年改定の意見募集での核セキュリティ関連のご意見と倫理委員会の対応（要旨）

意見募集でいただいた核セキュリティ関連のご意見	ご意見に対する倫理委員会の対応
「行動の手引 2-3 核セキュリティ確保への注意」にテロリストなどから情報漏洩等の働き掛けを受ける可能性があることを考慮して行動等に注意する必要があることを記載しては如何か。近年、核セキュリティの内部脅威への対応の一環として「個人信頼性確認制度」が導入された。これには、テロリスト自体の侵入を防止するとととともにテロリストからの働き掛け（金銭供与等を含む）によって内部情報の漏えいや手引きする可能性のある従事者を排除する目的もある。このような働き掛けに対する行動が必要であることを注意喚起することは有用ではないか。	倫理規程の性格上、核セキュリティの確保のために必要な具体的な注意点までは謳うことはしていません。各事業者における教育や核セキュリティ文化の醸成活動において確実な取組みがなされるべきものと考えています。以上のことから、原案のままとします。
我が国では、IAEA の核セキュリティ勧告 改定第 5 版（INFCIRC/225/Rev.5）の内容を国内法令等に取り入れ、想定される脅威に基づく防護措置が取られており、安全文化と同様にトップマネジメントによる核セキュリティ確保が重要と認識されている。東電の事案が明らかになるなど、核セキュリティ確保の根幹を揺るがす事案が発生しているが、これは、未だに、我が国において核セキュリティ文化の醸成が図られていないことを明確に示すものと考える。原子力学会員においても、核セキュリティの重要性を認識し、核セキュリティの確保に努める姿勢が不可欠であると考える。 修正案１：行動の手引 2-3 核セキュリティ<u>の</u>確保~~への注意~~ 会員は，核物質，放射性物質，原子力施設等が，テロリズムに用いられる恐れや妨害破壊行為の標的となる恐れがあることを認識し，核セキュリティの確保に~~十分な注意を払う~~<u>努める</u>。 修正案２：行動の手引 7-1 組織の中の個人のとるべき行動の基本原則 会員は，所属する組織において，倫理，安全<u>、核セキュリティ</u>等に関わる問題を…自由に話し合い… 修正案３：行動の手引 7-2 課題解決のための行動 会員は，それぞれの責任と権限に応じてその役割の重さを自覚し，安全性<u>及び核セキュリティ</u>向上に最大限の努力を払う。安全性<u>及び核セキュリティ</u>の損なわれた状態を自らの権限で改善できない場合…	ご意見の趣旨にある核セキュリティの確保の重要性に関しては、そのとおりと考えます。 修正案１について：具体的な修正案は、「注意」という文言が入っていることにより重要性に対する認識が弱くなっているのではないかとのご指摘と受け止め、改定案に反映いたします。 修正案２,３について：ご意見の趣旨は理解いたしますが、核セキュリティの確保については行動の手引２－３において特出しして謳っていることから、原案のままとします。なお、最近の事案やいただいたご意見も踏まえて、継続的に議論を進めてまいります。

5. まとめ

倫理規程の会員への浸透は継続的に取り組むべき課題であり、今回の改定における意見募集でも、その取組みの重要性についてご意見※4 をいただいた。

※4：今回の改定についてコメントはありません。…こういう立派な理念を会員が現場で本当に活かしているのだろうか。その現状把握は倫理委員会として適切に行っているのだろうか。活かされていないから依然として不祥事が後を絶たないのではないか、という問題意識から、今後は是非、倫理規定の遵守状況の調査、それを踏まえた改善活動を具体化して欲しいと思います。きれいごとを唱えているだけでは実態は改善されないと思います。

倫理研究会の開催など、「倫理的な行動は何か」を各人が考える機会を提供し、ポジティブによりよい行動に繋がるようにしたい。

2021 年は、本会倫理規程制定と倫理委員会設置から 20 年に当たる。倫理に関わる活動を拡げていくための取組みを進めていく。

参考文献

[1] 倫理委員会，日本原子力学会倫理規程の改定 2021 年改定の概要，日本原子力学会誌,Vol.63, No.9, 2021.
[2] 日本原子力学会倫理規定制定委員会，日本原子力学会倫理規定案について，日本原子力学会誌, Vol.43, No.4, 2001.
[3] 神谷昌伸：最近の品質不正問題に関わる考察と倫理，日本原子力学会 2019 年春の年会，3MPL01，2019
[4] 札野順，新しい時代の技術者倫理，放送大学教育振興会，2015.
[5] 日本原子力学会，原子力発電所の継続的な安全性向上のためのリスク情報を活用した統合的意思決定に関する実施基準：2019 附属書 A（参考），2020.

2021年秋の大会

倫理委員会セッション

よりよい組織文化を目指して
—倫理規程改定と東京電力の核物質防護設備の不備等の一連の問題から考える—

Aiming for Good Organizational Culture
- considering from the revision of the "Code of Ethics" and problems of PP equipment in TEPCO -

（2）倫理委員会での議論

(2) Discussion in the Ethics Committee

*大場 恭子[1]
[1]原子力機構

1. はじめに

倫理委員会では，東京電力ホールディングス株式会社の柏崎刈羽原子力発電所における ID 不正使用問題，工事未完了問題，核物質防護機能喪失問題を受け，web 会議システムを活用した自由に議論できる場を設け，委員会内での議論を重ねている。

2. web 会議システムを利用した自由な議論の場

2-1. 自由な議論の場の意義　倫理委員会の会議は，以前より規程の改定や企画するセッションや研究会等の議論等，期日などが決められている議題に関する議論が優先されやすく，委員会の体制や活動意義について，あるいは倫理的時事問題について議論する重要性は委員内で共有されているが，その議論時間を十分に確保することが難しい状態であった。こうしたなか，新型コロナウィルス感染症拡大以前は，委員会後に自由参加の会食をすることが多く，そのような場で自由な議論がなされ，委員会活動にいい影響を与えていた。他方，感染症拡大後は，web 会議システムを利用し，委員会活動を継続しているものの，会食はない。このような状況を改めて振り返り，倫理委員会の活動においては自由に意見交換できる場が重要であるとの認識から，web 会議システムを利用した「自由な議論の場」を設定した。

2-2. 場の概要　web 会議システムを利用した自由な議論の場は，委員会開催日に限らず，委員あるいは委員会の都合を調整しながら，平日の夜と週末の夜の 2 パターン設定した。また参加は途中の出入りを含め自由とし，時にゲストをお招きした。議論において，特定の委員が負荷を負うような資料の用意などは行わない。しかしながら，3 回目以降はテーマを事前に決め，周知すると同時に，どのような議論があったのかを簡単に次回委員会で報告することとし，自由な議論の場を単なる放談の場ではなく，その議論等を委員会活動に活用できるようにした。なお，自由な議論の場の意義は委員会内で共有されているものの，委員によって場への参加のしやすさが異なり，結果，参加者には偏りが存在している。

2-3. 議論内容　倫理委員会規程（任務）第 2 条(5)において，倫理問題に関する意見表明があり，今回の一連の事象は，倫理委員会として意見表明すべきかを議論すべき対象と考えている。しかしながら，委員会に調査権はなく，また事象が核物質防護に関するものについては公になる情報が限られている。さらに，委員個人が持っている知識に差のある分野であり，安全文化と核セキュリティ文化の違いや，それらの相互性等に関する考えも委員によって異なっていた。このことから，事象の事実関係を整理し共有することから始めた。

3. まとめ

現在，一連の問題に関する倫理委員会の議論は，自由な議論の場を活用しながら論点整理を行っており，自由な議論の場の意義は高い。今後，本企画セッションでの議論や東京電力ホールディングス株式会社あるいは独立検証委員会等から提出される報告書等を参考に，より健全な組織文化を学会員が実現するために，倫理委員会として行うべき貢献について検討し，よりよい活動を目指したい。

---

*Kyoko Oba
[1]JAEA

2021年秋の大会

倫理委員会セッション

よりよい組織文化を目指して
—倫理規程改定と東京電力の核物質防護設備の不備等の一連の問題から考える—

Aiming for Good Organizational Culture
- considering from the revision of the "Code of Ethics" and problems of PP equipment in TEPCO -

（3）安全と核セキュリティと組織文化

(3) Safety, Nuclear Security and Organizational Culture

*稲村 智昌[1]
[1]電中研

1. はじめに

核物質防護設備の不備等に関する根本原因分析と対策をまとめた報告[1]から、あらためて重要と考えられるのが、核セキュリティ文化の醸成という観点である。既刊報告書[2]において、主に IAEA の核セキュリティシリーズ（Nuclear Security Series：NSS）の 7 番目の文書「Nuclear Security Culture」[3]（以下、「NSS-7」と呼ぶ）及び関連文献を参照して、核セキュリティ文化の醸成に関連する論点整理等を行った。本報では、既刊報告書に基づいて、核セキュリティ文化の醸成のためのマネジメントシステムのあり方について述べる。本報における核セキュリティ文化の定義は、NSS-7 に基づいて、「核セキュリティを支援し強化する手段としての役割を果たす個人、組織及び機関の特徴、態度並びに行動の集合体」とする。

2. 効果的な核セキュリティ文化のための考え方

2-1. 核セキュリティ文化の醸成とは何か

NSS-7 では、核セキュリティの責任を有する人々が「信憑性のある脅威が存在する」及び「核セキュリティは重要である」という信念（beliefs）を持っていることが、効果的な核セキュリティ文化の土台であるとされている。以下では、「信憑性のある脅威が存在する」及び「核セキュリティは重要である」という信念を「2 つの基本信念」と呼ぶ。核セキュリティ文化の醸成とは、「2 つの基本信念」を核セキュリティの責任を有する全ての人々に根付かせるための諸活動を指すと言える。ここでの「核セキュリティの責任」とは、核セキュリティの最終的な責任ではなく、核セキュリティに関連する全ての人々がそれぞれの立場で担う責任のことを意味する。

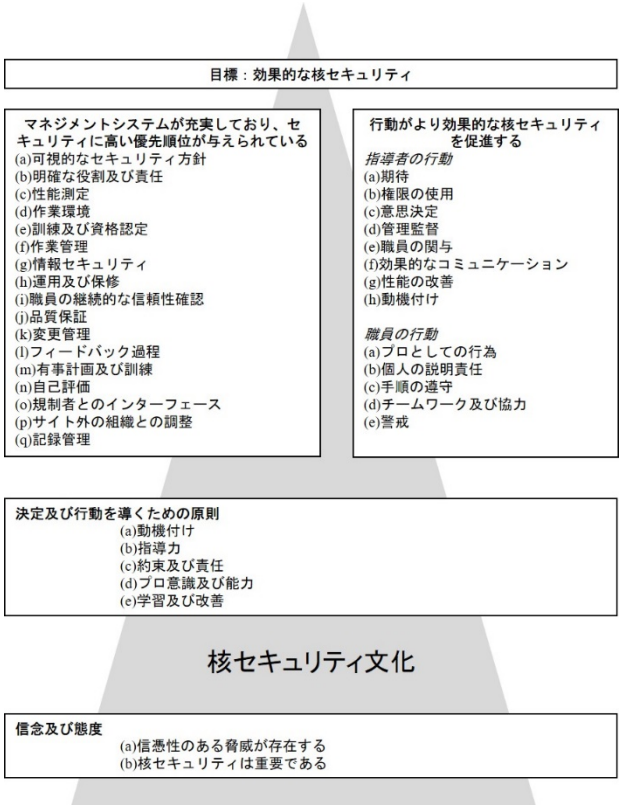
2-2.「2 つの基本信念」を根付かせるための組織文化モデル

一般的に、各個人がどのような信念を持っているかについては、人間の無意識の部分に関わる問題であることから、外部から直接的に観測することはできない。例えば、「2 つの基本信念」の有無を問う質問に対して、仮に肯定的な回答をしたとしても、回答者本人が本当にそのような信念を持っているとは断定できない。

したがって、NSS-7 では、組織として「2 つの基本信念」を根付かせるために何をすべきかを考える上で、核セキュリティに関連する組織及び個人がどのような観測可能な特徴を有しているべきかという観点からの整理がなされている。図 1 は、NSS-7 において、効果的な核セキュリティ文化の特徴として整理されたものである。図 1 のような層構造の文化モデルについては、図 2 に示すように、原子力安全文化においてもほぼ同様のものが議論されている[4]。2 つの文化モデルが似ている理由は明確であり、いずれもが、組織文化に関する E.H.Schein の研究[5]を基にして導出されたものだからである。

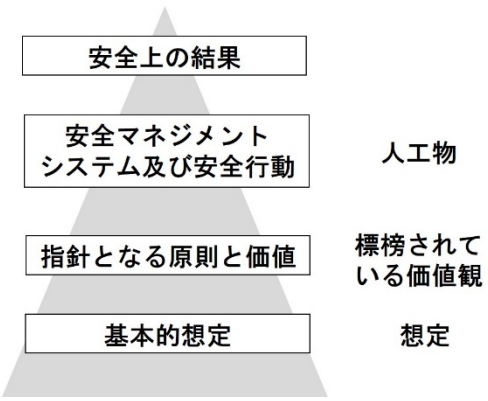
2-3. 核セキュリティ文化と原子力安全文化の共通点及び相違を踏まえたマネジメントシステムの必要性

職員の行動はマネジメントシステムの質に依存することから、効果的な核セキュリティ文化のためには、充実したマネジメントシステムが不可欠である。職員の行動及びマネジメントシステムは、図 1 の第 1 層に該当し、これらは深層心理のような無意識の部分とは異なり、外部からの観測が可能である。表 1 は、NSS-7 において、効果的な核セキュリティ文化におけるマネジメントシステムの特徴として挙げられている項目をまとめたものである。表 1 の項目の多くは、原子力安全文化とも共通している。



出典：文献[3]に基づいて筆者が作成

図 1 効果的な核セキュリティ文化の特徴



出典：文献[4]に基づいて筆者が作成

図 2 原子力安全文化モデル

核セキュリティ文化と原子力安全文化の最も大きな違いは、核セキュリティ文化は、施設に危害を加えようとする敵対者の悪意を考慮しなければならないという点である。例えば、信頼性確認は、内部脅威を想定しなければならない核セキュリティに特有の項目であり、原子力安全では一般的には考慮されない。

NSS-7 によれば、図 1 の主要な目的は、従うべき規範を示すことではなく、組織及び個人による自己評価を奨励し、示された特徴を踏まえてどのように一歩先に考えを進めるかという刺激を与えることであるとされている。したがって、NSS-7 に示されている種々の取組を何の検討もなくそのまま導入することは、IAEA の考え方とは根本的に異なるものであると言える。すなわち、現時点において我が国で実施されている原子力安全文化の取組や諸外国の核セキュリティ対策（例えば訓練等）を模倣して核セキュリティ文化のための取組を整備するだけでは十分ではないということを意味している。我が国の実情を踏まえた核セキュリティ文化の醸成のためのマネジメントシステムが求められる。

3. 核セキュリティ文化の醸成のためのマネジメントシステムのあり方

3-1. 脅威情報の共有

施設外からの敵対者の攻撃に対して、主として対抗措置を講じるのは施設の核セキュリティ要員（本報では、核セキュリティ関連業務を自身の主な業務としている者を指す）や治安当局であり、敵対者への直接的な対応が一般職員に求められるわけではない。一方で、仮に攻撃が発生した場合には、一般職員は、自身の安全と施設の安全を確保しつつ、核セキュリティ要員や治安当局が講じる対抗措置の阻害要因とならないように適切に行動しなければならない。こうした適切な行動を促す土台となるのが核セキュリティに対する当事者意識であると言える。

加えて、本人の思想信条や勤務態度に何の問題もなくても、家族を人質に取られる等の手段によって、本人の意に沿わずに不正行為に加担する危険性は全ての職員に存在する。そのような観点からは、施設で働く全ての職員は潜在的な内部脅威者と見なすことができることから、内部脅威対策は全ての職員の問題である。施設で日常の業務に携わる各職員が、アクセス管理や機微情報管理のような種々の核セキュリティ措置の必要性を認識し、適切な手順を遵守しなければ、核セキュリティの実効性は大きく損なわれる結果につながる。したがって、核セキュリティ文化の醸成を考える上では、核セキュリティ要員以外の職員の当事者意識の涵

表１　効果的な核セキュリティ文化のために事業者が整備すべきマネジメントシステム

項目	概要
可視的なセキュリティ方針	組織の中で、組織が核セキュリティに対してどのように取り組むかを明示した方針文書が必要。
明確な役割及び責任	核セキュリティに関連して求められる結果を得るためには、誰が何に対して責任を負っているのかについて、全ての組織の職員が明確に理解することが必要。
性能測定	上層部が職員にどのような期待をしているかを確立する際に、及び求められる結果を職員が達成する際に、定量的目標及び核セキュリティ性能の定量的測定が必要。
作業環境	物理的及び心理的な作業環境により、職員が業務をどのように実施するか及び核セキュリティ要件をどのように遵守するかは影響大。
訓練及び資格認定	職員が自身の役割を果たすために必要な知識及び技能を習得できるような訓練及び資格認定のための系統的方法が必要。
作業マネジメント	全ての作業は、核セキュリティが損なわれないことを保証するために適切な計画が必要。
情報セキュリティ	組織は、機微情報を防護するために、機密指定及び管理の措置の実施が必要。
運用及び保修	核セキュリティシステムの設備は、継続的な運用、定期的な保修、及び不定期の改良並びに交換が必要。
職員の信頼性確認	内部脅威対策のために、職員の信頼性確認及び内部脅威の緩和のための効果的な過程の整備が必要。
品質保証	セキュリティに対する標準的な品質マネジメントの適用が必要。
変更マネジメント	不適切な変更マネジメントが生じないようにするために、組織は、セキュリティ機能に変更を適用する際に、変更を理解、計画、実施及び強化するための効果的な過程の保有が必要。
フィードバック過程	核セキュリティの継続的改善が可能な組織は、自身及び他者の経験からの学習能力が必要。
有事計画及び訓練	有事計画を整備するとともに、適切かつ現実的な訓練並びに演習の定期的な実施が必要。
自己評価	核セキュリティに適用可能な広範な評価プログラム、根本原因分析等を含む自己評価システムが必要。
規制者（及び法執行当局）とのインターフェース	重要な核セキュリティ問題に関する情報交換のために、規制当局又は法執行当局との建設的な関係が重要。
サイト外の組織との調整	核セキュリティには多様なサイト外の組織が関連することから、当該組織との調整が重要。

（出典：文献[3]を編集して筆者が作成）

養が特に重要な課題となる。

適切な脅威認識は、職員一人一人の当事者意識の涵養に資するものであり、セキュリティに関連する積極的な行動を促す源泉となるものである。したがって、セキュリティ要員のみで全ての情報を囲い込むのではなく、セキュリティ要員以外の職員との間でいかに情報共有ができるかという観点から、脅威情報を分類することが求められる。

3-2. 機微情報管理及び信頼性確認

核セキュリティに関連する情報は、セキュリティ上のリスクに応じた情報の秘密指定と、機微情報には職務上の知る必要性がある場合にのみアクセスできるという「need to know」の原則の徹底が求められる。信頼性確認については、どのような項目で何を確認すれば当該人物の信頼性を確認したことになるのかに関する議論をより深めるべきである。

一方で、内部脅威対策として、信頼性確認等のある特定の措置に過度に依存するのは、逆にリスクを高め

る要因となりうる。後述する職員相互による積極的な働きかけや、ホットラインのような補完的措置を用いることによって、兆候の段階で確実に捕捉していく体制を整備・運用していくことが必要である。

3-3. 職員の積極的な行動を促す措置の導入

核セキュリティは、施設内で共に働く仲間の中に敵対者が潜んでいる可能性があり、そうした内部脅威への対応が求められる点において、原子力安全とは大きく異なる。内部脅威に対しては、職員同士の積極的な行動によって、兆候の段階で適切に対処し、未然防止につなげることが重要である。内部脅威対策は人間を相手にしたものであることから、職員同士での積極的な声かけ、ライン管理者と職員の間で適切な報告が可能な信頼関係の構築、補完的な報告手段としてのホットラインの構築が重要である。

ホットラインは、セキュリティ上の懸念に対する職員の積極的な行動を促すとともに、職員の支援プログラムとしても利用可能である。組織内部で解決可能な措置が適切に整備されていれば、敵対者の勧誘に屈しそうな経済的な困難等の事情を抱えてしまった場合に、内部脅威への発展を防ぐことができる可能性がある。こうした措置は、核セキュリティ上の懸念への適切な対処に資するだけではなく、当該措置を利用したことによって不正行為に手を染めずに済んだ当該人物にとっても重要な支援を与えたことを意味している。

3-4. 核セキュリティ対策の継続的改善サイクルの構築

核セキュリティにおいて継続的改善のサイクルを構築することが必要である最も大きな理由は、セキュリティのリスクが日々変わる可能性があるからである。テロ組織がどの施設を標的とするかが変わった、あるいは、これまで突破が困難であったセキュリティ障壁を容易に突破できるような技術的進歩が成し遂げられた等の要因によって、セキュリティのリスクは変動する可能性がある。したがって、関連する情報を適時に収集し、常に現状に満足することなく継続的に改善をしていく姿勢が不可欠である。

4. おわりに

核セキュリティ文化の醸成とは、「備えなければならないような脅威は本当にあるのか？」、「施設内で実施が求められている種々の核セキュリティ措置は、実際にどれくらいの有効性があるのか？」という疑問に丁寧に答えていくことによって図られていくとも言える。職員一人一人に核セキュリティに関する当事者意識が芽生え、種々の措置の有効性が認識されるように、職員間のコミュニケーションが重要となる。加えて、核セキュリティに関する規制や種々の措置が守るに値するものであることを示していけるように、国家的な継続的改善のサイクルの構築も重要である。そのためには、規制者と被規制者が上意下達的な関係になるのではなく、核セキュリティという同じ目的を達成するための対等な立場であるという認識を共有し、各自の取組に関する積極的なコミュニケーションを図り、見直しを進めていくことが必要である。

参考文献

[1] 東京電力ホールディングス, 柏崎刈羽原子力発電所社員による ID カード不正使用についての根本原因分析及び改善措置（概要）, 2021.
[2] 稲村智昌, 我が国の核セキュリティ文化醸成に関する考察 －IAEA 実施指針や国内外の脅威事案の分析を通じて－, 電力中央研究所報告 Y13002, 2013.
[3] International Atomic Energy Agency, Nuclear Security Culture, Nuclear Security Series, No.7, 2008.
[4] Special Expert Group on Human and Organisational Factors, State-of-the-Art Report on Systematic Approaches to Safety Management, 2006.
[5] Schein, E.H., Organizational Culture and Leadership, 3rd edition, Jossey-Bass, San Francisco, 1997.

*Tomoaki Inamura[1]
[1]CRIEPI

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

[1J05-09] Thermal Hydraulics of Sodium-Cooled Fast Reactors 1

chair: Yoichi Utanohara (INSS)

Wed. Sep 8, 2021 2:45 PM - 4:10 PM Room J

[1J05] Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor

*Takashi Takata[1], Hirotaka Nakahara[2], Tohru Suzuki[3], Yuji Ohishi[4] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, 3. Tokyo City University, 4. Osaka University)

2:45 PM - 3:00 PM

[1J06] Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor

*Akihiro Uchibori[1], Ken-ichi Kawada[1], Mitsuhiro Aoyagi[1], Takashi Takata[1], Hirotaka Nakahara[2], Takashi Abe[2] (1. JAEA, 2. HGNE)

3:00 PM - 3:15 PM

[1J07] Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor

*Mitsuhiro Aoyagi[1], Yasuhiro Enuma[1], Masateru Sonehara[1], Wataru Kosaka[1] (1. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

[1J08] Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor

*Tohru Suzuki[1], Haruki Honda[1], Yu Takahashi[1], Ken-ichi Kawada[2] (1. Tokyo City Univ., 2. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

[1J09] Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor

*Yuji Ohishi[1], Yifan Sun[1], Tomoya Takatani[1], Hiroaki Muta[1], Toshiki Kondo[2], Shin Kikuchi[2] (1. Osaka Univ., 2. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

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（1）公募全体計画概要

Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor
(1) Overall plan for development of systems

*高田 孝[1]，中原 宏尊[2]，鈴木 徹[3]，大石 佑治[4]
[1]JAEA，[2]日立 GE ニュークリア・エナジー，[3]都市大，[4]大阪大

ナトリウム冷却高速炉を対象に、シビアアクシデントを含む安全性評価を一貫して行えるシミュレーションシステムについて民間への供与を前提とした開発を開始した。その研究開発全体概要を示す。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、シビアアクシデント評価、数値シミュレーション

1. はじめに　本研究は、革新的原子力システムであるナトリウム冷却高速炉を対象とし、シビアアクシデント（Severe Accident, SA）を含めた安全性評価を、炉内／炉外を含め一貫した 1 つの数値解析により評価する基盤技術を構築するものである。この基盤技術は産業界への提供を前提とし、ユーザー利便性にも重点を置き、AI(Artificial Intelligence)等を用いた最適解探索の開発、入力の GUI(Graphical User Interface)化、解析作業の品質保証活動の自動化を行うと共に、小型モジュール高速炉（金属燃料）である PRISM（Power Reactor Innovative Small Module）型原子炉[1]への適用を行う。また、現状不確かさが大きい燃料（UO_2、金属）等の溶融時の熱物性について最新技術での計測を行い、数値解析精度の向上に資すると共に基盤データベースの拡充を行う。以下、4 ヵ年の計画を述べる。

2. 研究概要

2-1. 統合安全性評価シミュレーション適用性拡張　JAEA がこれまでに開発した SPECTRA コード[2]をベースとし、適用性拡張のためのモデル追加として、質点系動特性モジュール（炉内 CFD モジュールと圧力方程式レベルでのカップリング）、別途本研究で開発を行う炉心溶融モデルの組み込みを行う。また炉型拡張として、PRISM 型炉への適用のための炉壁冷却（Reactor Vessel Auxiliary Cooling System）の組み込み、妥当性評価を行う。

2-2. ユーザー利便性の向上　民間への供与を前提としてユーザー利便性向上として、AI 技術を用いた最適解探索機能を組み込み、SA 事故時の格納容器上部へのナトリウム放出事象を対象とした格納容器設計の最適化について検討する。また、入力データ作成の GUI 化、QA 自動化として、入力データ値とプログラム上の変数に格納された数値との比較、リスト出力を行う。

2-3. 炉心溶融モデルの構築　炉心損傷事故時の燃料挙動（起因過程～遷移過程）について、既存の SAS4A コード[3]を参考に、金属燃料も含め必要な物理モデルを再整理し新たなモジュールを開発する。将来的には燃料集合体間の物質、エネルギー輸送への拡張も視野に入れ、冷却材の流動及び燃料ピン破損後の混合物質の融解、固化、移動挙動に関わるモデル開発を行う。

2-4. 融体熱物性データベース構築　SA 評価時の不確かさの一つとして、溶融燃料や燃料デブリの熱物性が挙げられる。本研究では、別途大阪大学で開発されたガス浮遊法を用い、UO_2 を含む MCCI 生成物の熱物性を生成物の組成を変化させることで計測し、MCCI 生成物の熱物性を評価するとともに溶融 UO_2 の熱物性を外挿する。また金属燃料及びスチールとの共晶物についても熱物性に関する基礎データを取得する。計測はコールド試験、ホット試験の両方を予定しており、得られたデータは軽水炉分野への利用も前提とする。

3. おわりに　令和 2 年度から 4 ヵ年で実施予定の研究内容について概説した。本研究は 2 ヵ年実施後にステージゲート審査があり、各研究者と連携を密にして計画に沿った着実な研究を行う予定である。＊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] https://nuclear.gepower.com/build-a-plant/products/nuclear-power-plants-overview/prism1.
[2] 内堀，他，原学会 2020 年秋, 1G10.
[3] https://www.ne.anl.gov/codes/sas4a-sassys-1/.

*Takashi Takata[1], Hirotaka Nakahara[2], Tohru Suzuki[3], Yuji Ohishi[4]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [3]Tokyo City University, [4]Osaka University

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 （2）統合安全性評価シミュレーション適用性拡張

Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor
(2) Development plan of integrated numerical simulation system for severe accident analysis

*内堀 昭寛[1]，川田 賢一[1]，青柳 光裕[1]，高田 孝[1]，中原 宏尊[2]，阿部 崇[2]
[1]JAEA，[2]日立 GE ニュークリア・エナジー

シビアアクシデントを含む安全性評価を一貫して行えるシミュレーションシステムとして令和元年度までに開発された SPECTRA コードの高度化、PRISM 型炉への適用性拡張に関する 4 ヵ年の計画ならびに令和 2 年度成果について報告する。

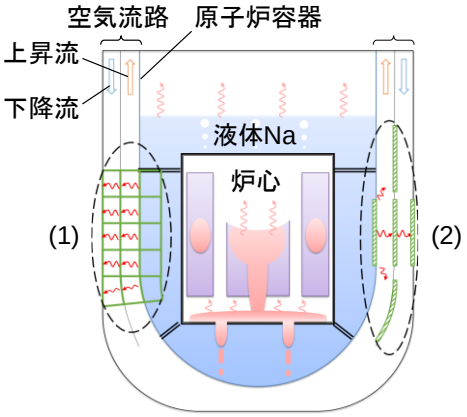
キーワード：ナトリウム冷却高速炉，シビアアクシデント，安全性評価，SPECTRA

1. 緒言

ナトリウム（Na）冷却高速炉の統合安全性評価シミュレーションシステムとして SPECTRA コードをこれまでに開発した[1]。SPECTRA は、シビアアクシデント（SA）時の炉内／炉外事象を、相互作用を考慮し一貫して解析するコードである。本報では、SPECTRA の適用性拡張を目的とした炉内冷却材挙動質点系モデルの構築、小型炉特有の自然通風型崩壊熱除去系 RVACS（Reactor Vessel Auxiliary Cooling System）に対する解析モデルの構築、及び小型モジュール高速炉である PRISM（Power Reactor Innovative Small Module）型原子炉への適用について、4 ヵ年の計画と令和 2 年度成果を述べる。

2. 計画及び成果

炉内冷却材挙動質点系モデル及び RVACS モデルについて、SPECTRA への組み込みを経て妥当性評価までを実施する計画としている。前者の成果として、SA 事象評価のため圧縮性を考慮した多流体モデルの支配方程式を選定し、完全陰解法を採用した上で、混相流発散から圧力方程式を新規に導出した。本手法は、既構築の炉内 CFD モデルと圧力方程式でカップリングすることを趣旨としている。RVACS は、原子炉容器の外側をふく射及び自然通風により崩壊熱を除去するシステムである（図 1）。この炉壁冷却に対するモデルの候補として、既存ふく射伝熱モデル[2]の調査から、計算格子間の熱輸送を扱う CFD モデル、及び熱要素（構造）間の熱輸送を扱う質点系モデルの両者を選定した。今後、CFD 及び質点系の両面から検討し、最終的なモデル化とプログラミングを実施する予定である。SPECTRA の炉型拡張検討として、RVACS モデルや金属燃料炉心の破損モデルを組み込んだ後、PRSIM 型原子炉の SA 事象へ適用する計画である。これまでの成果として、国内外の文献調査に基づき、解析対象とする設計オプションとして公開データが最も充実している PRISM Mod A[3]を選定した。また、RVACS 解析モデルのベンチマーク対象として、CFD による解析事例[4]を選定した。



(1) CFDモデル（計算格子間の熱輸送）
(2) 質点系モデル（熱要素間の熱輸送）

図 1 炉壁冷却のモデル化アプローチ

3. 結言

令和 2 年度は、炉内冷却材挙動質点系モデルの支配方程式及び数値解法選定、RVACS モデルの候補及びベンチマーク対象選定、解析対象とする PRISM 型原子炉の設計オプション選定を行った。＊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] 内堀，他，原学会 2020 年秋，1G10.
[2] R. Siegel and J. R. Howell, “Thermal Radiation Heat Transfer 6th edition, Hemisphere Publishing Corporation,” 2015.
[3] D. Petti, at al., INL/EXT-16-37867, 2017.
[4] 阿部，他，原学会 2020 年秋，2I12.

*Akihiro Uchibori[1], Ken-ichi Kawada[1], Mitsuhiro Aoyagi[1], Takashi Takata[1], Hirotaka Nakahara[2] and Takashi Abe[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

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（3）ユーザー利便性の向上

Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor
(3) Development plan of enhancement of system convenience

*青柳 光裕[1]，江沼 康弘[1]，曽根原 正晃[1]，小坂 亘[1]
[1]JAEA

開発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として、AI を用いた最適解探索、ユーザーインターフェース整備としての入力 GUI、品質保証（QA）自動化の開発を予定している。本発表では開発計画並びに令和 2 年度成果について報告する。

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[1]、その高度化を進めている。同コードは産業界での幅広い利用を目指しており、そのためには物理モデルの有用性等と同時に、解析を実施するユーザーの利便性向上が重要となる。このため、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について、それぞれ開発を実施する。本発表では、これらについての開発計画と令和 2 年度成果を述べる。

2. 計画及び成果

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、SPECTRA コードによる安全対策の評価と、別手法でのコスト評価を組み合わせた最適解探索へ AI 技術を導入し、最適解探索を効率化させる。これまでの成果として、評価フローの明確化や、人工ニューラルネットワークを用いた最適化手法の基本設計等を実施した。今後は、最適化手法の構築・実装と格納容器設計への適用を通じた検証や、加えて多変数問題の最適化への機能拡張、ナレッジデータベースの構築を予定している。

2-2. ユーザーインターフェースの整備

開発した SPECTRA コードではテキスト形式の入力データが必要であるが、今後、解析者の作業負荷低減のため、入力データ作成の GUI 化を行う。これまでの成果として、基本機能の選定や、GUI 画面構成等の基本設計を実施した。今後は、GUI ツールの構築・実装を進める予定である。また後述の品質保証に関連した機能として、デフォルト値の GUI 上への表示のような入力ミスの防止策を検討する。

2-3. 品質保証作業の自動化手法の開発

解析作業の品質保証では、人的ミスの防止およびその検知が重要である。SPECTRA コードでは、主に入力データを対象として、品質保証作業を自動化させる。これまでの成果として、規制審査における不具合事例の調査や、自動化項目の選定を実施した。具体的な自動化項目としては、入力値とコード内で格納された値を突合確認する機能等である。今後は、ツールの構築・実装や機能拡張を予定している。

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、開発計画を策定し、各ツールの基本設計を完了した。

＊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] 内堀, 他, 原学会 2020 年秋, 1G10.

*Mitsuhiro Aoyagi[1], Yasuhiro Enuma[1], Masateru sonehara[1], Wataru Kosaka[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（4）炉心溶融モデルの構築

Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor
(4) Development of evaluation model for core melting

*鈴木 徹[1]，本多 栄輝[1]，高橋 悠[2]，川田 賢一[3]
[1]東京都市大，[2]東京都市大（現（株）NESI），[3]JAEA

シビアアクシデント統合評価解析コード SPECTRA において、炉心損傷事故を解析するモジュールを開発している。同モジュールに組み込まれた炉心溶融モデルで炉心損傷時の溶融挙動を評価する上で重要となる物理現象の摘出と分類、及びそれらを踏まえたモジュールの構築について、現時点までの進捗を報告する。
キーワード：ナトリウム冷却高速炉，シビアアクシデント，炉心損傷事故，CDA，SPECTRA

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉（SFR）における炉心損傷事故（CDA）の初期状態から最終状態に至る全過程を一貫して評価することを目的として、SPECTRA コードに組み込む解析モジュールの開発を進めている。本報では、MOX 燃料を装填した SFR の CDA 事象における物理現象を整理し、解析モジュールに含める機能を検討した。4 ヵ年の計画と令和 2 年度の成果について述べる。

2. 計画及び成果

炉心溶融モデルの開発では、評価対象炉心を幅広く想定（MOX 燃料と金属燃料）し、必要なモデル機能の選定、モジュールの基本設計、構築したモジュールについての妥当性確認を 4 ヵ年の計画で実施する。

今年度は、MOX 燃料の定常照射挙動、燃料破損後挙動を中心に、CDA 事象の整理[1,2]、関連する物理現象の摘出を行い、モデル機能の選定を行った。1 集合体を単ピンの 1 チャンネルでモデル化し全炉心を模擬する基本構成とし、隣接チャンネルを意識することにより将来のチャンネル間物質移動に備える構成とした。計算対象領域は炉心内とし、物理量の輸送は、燃料集合体内、燃料集合体外（水平方向、下部プレナム）に大別し、これらの物理量の輸送に対する物理モデルを設けることにより、起因過程、遷移過程及び再配置/冷却過程を含めた一貫解析を可能とする（図 1）。本計算モジュールは図 2 に示した熱流動モジュールと燃料モジュールに反応度モジュールを接続する構成とする。燃料及び被覆管の固体領域は燃料モジュールが伝熱計算を行い、冷却材、ガス、溶融燃料、溶融被覆管の熱流動領域は熱流動モジュールが質量、運動量、エネルギーの輸送を計算する。反応度モジュールでは、各物質分布に応じた反応度計算を行い、出力変動として各モジュールに反映する。

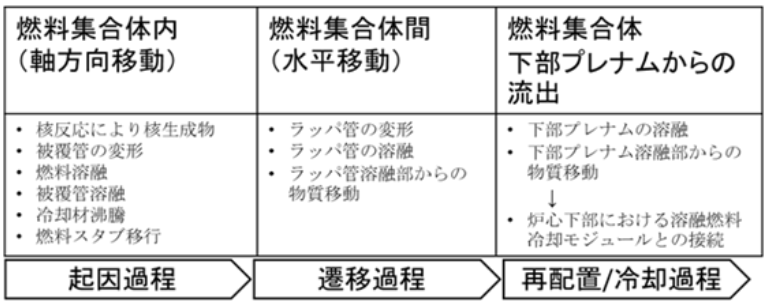


図 1 物理量の輸送に関連する現象

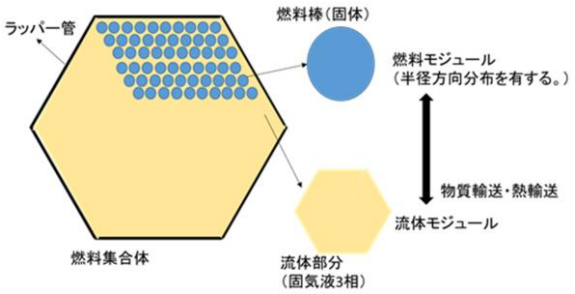


図 2 燃料及び熱流動モジュールの概要

3. 結論

令和 2 年度は、MOX 燃料を対象として、炉心溶融モデルのモジュールの基本設計を実施した。

＊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] Suzuki T, et al., A preliminary evaluation of unprotected loss-of-flow accident for a prototype fast-breeder reactor, Nucl. Eng. Technol., 2015;47(3):240-52. [2] Kawada K and Suzuki T, Study on dominant aspects of unprotected loss-of-flow to be evaluated in the initiating phase for a sodium-cooled fast reactor, J. Nucl. Sci. Technol., 2021;58(3):347-60.

*Tohru Suzuki[1], Haruki Honda[1], Yu Takahashi[2] and Ken-ichi Kawada[3]
[1]Tokyo City University, [2]Tokyo City University (Currently NESI Inc.), [3]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（5）融体熱物性データベース構築の計画

Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor
(5) Development plan of thermophysical property database

*大石 佑治[1]，孫 一帆[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

本事業では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。本発表では熱物性測定の方法と計画、進捗について報告する。

キーワード：炉心溶融物，熱物性，浮遊法

1. 緒言

シビアアクシデント（SA）を想定した場合、原子炉の安全性評価及び事故時の対策を講じる上で、その時に生じる種々の高温融体の挙動を把握することは極めて重要である。特に溶融燃料等が原子炉容器外にメルトスルーする炉外事象を想定した場合､酸化物燃料とコンクリートとの相互作用（MCCI）時に生じる融体や、金属燃料と構造材（スチール等）との反応時に生じる融体が最も重要な融体であると言える。融体の挙動を評価する上で、関連する物質の粘性や表面表力等といった基礎的な物性情報が必要となる。燃料が含まれる融体は反応性が高いために物性測定が困難であるが、近年になって外力によって試料を浮遊させる浮遊法の開発が進み、酸化物や金属の融体の物性を非接触で測定することが可能となりつつある。そこで、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する。特に高融点である UO_2 の物性評価においては、共晶物を用いることで融点を下げ、UO_2 の物性を外挿して評価することを考えている。本発表では、物性評価のための計画と進捗を報告する。

2. 熱物性評価計画

2-1. UO_2 及び MCCI 生成物の溶融物性評価（ガス浮遊法）

浮遊法として、酸化物の浮遊溶融に適したガス浮遊法を採用し、ノズルから噴出させたガスにより試料を浮遊させる。浮遊ガスに酸素を混合させることで、酸化物の還元を防ぐことができる。著者らは、これまでにガス浮遊法を用いて ZrO_2 の粘性等を評価した実績がある。進捗としては、気密性を確保したガス浮遊法の試料室チャンバーの設計・検討を行い、機能確認のためのコールド試験用ガス浮遊チャンバーを試作した。

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）

浮遊法として、静電浮遊法とガス浮遊法を採用し、物性評価を試みる。静電浮遊法は、静電力を利用して試料を浮遊させる手法であり、金属系溶融物の物性を高真空下で評価した豊富な実績がある。ガス浮遊法では水素を混合したガスを浮遊ガスとして用いることで、金属系試料の酸化を防ぐ。進捗としては、水素混合ガスを用いた浮遊が可能なガス浮遊チャンバーを試作した。

＊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。

---

*Yuji Ohishi[1], Yifan Sun[1], Tomoya Takatani[1], Hiroaki Muta[1], Toshiki Kondo[2], and Shin Kikuchi[2]
[1]Osaka Univ., [2]JAEA

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

[1J10-13] Thermal Hydraulics of Sodium-Cooled Fast Reactors 2

chair: Tohru Suzuki (TCU)

Wed. Sep 8, 2021 4:10 PM - 5:15 PM Room J

[1J10] Experimental study on flow regime and breakup of Liquid jet discharged from oval nozzle

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

4:10 PM - 4:25 PM

[1J11] Evaluation of a High-Speed Gas Jet Behavior into a Liquid Pool and Entrained Droplets phenomena

*Masafumi Saito[1], Akiko Kaneko[1], Akihiro Uchbori[2], Akikazu Kurihara[2], Takashi Takata[2], Hiroyuki Ohshima[2] (1. University of Tsukuba, 2. JAEA)

4:25 PM - 4:40 PM

[1J12] Prediction of Wastage Rate in Sodium-Water Reaction by Hierarchical Bayesian Approach

*Hidenori Matsui[1], Akira Yamaguchi[1], Takashi Takata[1], Sunghyon Jang[1] (1. UTokyo)

4:40 PM - 4:55 PM

[1J13] Study on cooling process of decay heat removal systems in a reactor vessel of sodium-cooled fast reactor by scaled water experiments

*Kosuke Aizawa[1], Mitsuyo Tsuji[1], Jun Kobayashi[1], Akikazu Kurihara[1], Shigeru Nakane[2], Hideyoshi Onuma[3] (1. JAEA, 2. NESI, 3. Ascend)

4:55 PM - 5:10 PM

©Atomic Energy Society of Japan

長円形ノズルから流出する液噴流の流動様式と分裂挙動に関する研究

Experimental study on flow regime and breakup of Liquid jet discharged from oval nozzle

*Sun Guofu[1]，Zhan Yi[1]，大川 富雄[1]，高田 孝[2]，青柳 光裕[2]

[1]電気通信大学，[2]日本原子力研究開発機構

本研究では、液噴流の固体壁衝突時における液滴飛散現象の把握を最終目的として、ノズル形状が噴流の分裂に及ぼす影響を実験的に検討した。典型的な流動様式の把握と最小分裂長さの相関式開発を行った。

キーワード：長円形ノズル，液単相噴流，流動様式，最小分裂長さ

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉における冷却材漏えい・燃焼事象解析では、漏えい液が床等に衝突した際に生じる飛散液滴の総量やサイズの把握が重要となる。本研究では、円形ノズルを用いて行われた先行研究[1]を参照しつつ、ノズル形状が液噴流の分裂に及ぼす影響を調査する。このため、長円形ノズルを用いて実験を実施した。実験結果に基づき、噴流の流動様式を 3 つに分類し、各々の流動様式における最小分裂長さ L_1 の相関式を開発する。

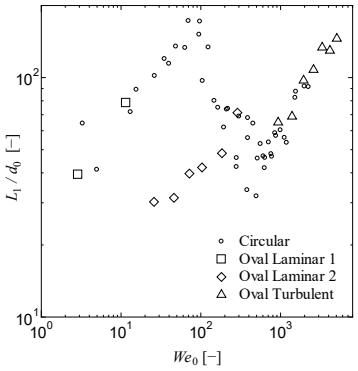


図１：長円形と円形ノズル L_1 変化の比較

2. 実験方法・結果

実験は、先行研究[1]と同様の装置を用いて実施した。長円形ノズルより鉛直下向きに試験流体を噴射し、高速度カメラを用いて撮影速度 2000fps で噴流の流動状況を観察した。ノズル形状の影響により噴流の断面形状が周期的に変化する場合があった。このときの振動数は液体の表面張力等に依存して決定されるので[2]、これに噴流の速度を乗ずることで波長 λ を計算できる。図 1 より、噴流の Weber 数 We_0 が中程度のとき、L_1 の値が円形ノズルの場合より短くなることがわかる。これより、長円形ノズルより流出する噴流は、We_0 の増加とともに Laminar 1、Laminar 2、Turbulent の 3 種類に分類できる。

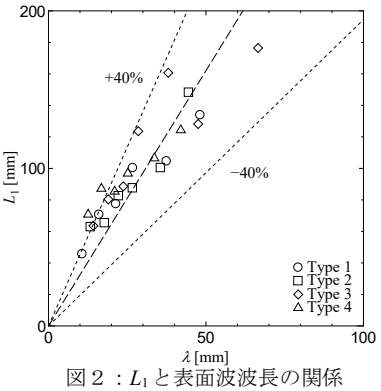


図２：L_1 と表面波波長の関係

円形ノズルの場合と同じく、Laminar 1 では、Plateau-Rayleigh 不安定波長により L_1 が決定され、Turbulent では、気液界面に作用するせん断力が主要因子として L_1 が決定される結果、長円形ノズルにおける L_1 が円形ノズルの結果とおおむね一致したものと解釈できる。一方、中流量域の Laminar 2 では、図 2 に示すように、L_1 は λ と概ね比例関係にある。これより、ノズル形状に起因する表面張力波の影響が卓越したものと考えられる。図 3 に、Laminar 2 が現れた実験条件の領域を示す。これより、表面張力波の波長 λ がノズルの水力等価直径 d_0 の 10 倍程度のときに Laminar 2 が現れたことがわかる。

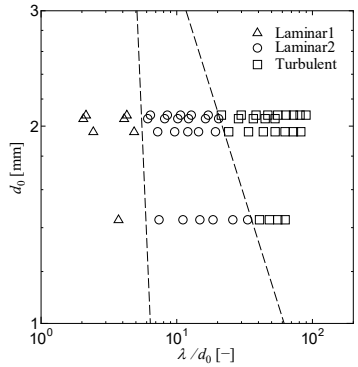


図３：流動様式の遷移

3. まとめ

典型的な非円形ノズルとして、長円形ノズルより噴出する水噴流の分裂挙動を実験的に検討した。今後、試験流体の物性値の影響も含めて検討を行う。

参考文献

[1] Zhan et al., Experimental Thermal Fluid Science, Vol. 98, pp. 86-94, 2018.

[2] Lamb Horace, hydrodynamics, ART. 273,274, pp. 471-473, 1945.

*Guofu Sun[1], Yi Zhan[1], Tomio Okawa[1], Takashi Takata[2], Mitsuhiro Aoyagi[2]

[1]The University of Electro-Communications, [2]Japan Atomic Energy Agency.

液相内高速気相噴流挙動および液滴エントレインメント現象の評価

Evaluation of a High-Speed Gas Jet Behavior into a Liquid Pool and Entrained Droplets phenomena

*齋藤 雅史[1], 金子 暁子[1], 内堀 昭寛[2], 栗原 成計[2], 高田 孝[2], 大島 宏之[2]
[1]筑波大学, [2]JAEA

Na 冷却高速炉の蒸気発生器内における伝熱管破損時において，高速気相噴流が発生し Na-水反応現象が生じる懸念がある．この伝熱管破損時の液滴エントレインメント現象に関する数値解析コードの妥当性評価及び改良に資する実験データの取得のため，水中に高速で空気を噴出させた．形状の異なる 2 種類の気相ノズルを用いて水液滴のエントレインメント挙動について詳細に可視化し，画像処理によって液滴径と液滴速度を計測した．

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，蒸気発生器，Na-水反応現象，液滴エントレインメント，可視化

1. 緒言

Na 冷却高速炉の蒸気発生器内における伝熱管破損時に水蒸気が液体 Na 中へ噴出する際，噴流界面から噴流内部にエントレインメントされた液滴が隣接伝熱管に衝突し破損伝播を招く危険性がある．JAEA は本現象に対する数値解析コードを既に開発[1]しているものの，コードの妥当性確認および改良に資する実験データが不足している．そこで，ノズル外形形状および水位の違いによるエントレインメント現象への影響を明らかにする．

2. 実験方法

実験体系は横幅 600 mm，高さ 400 mm，奥行き幅 3 mm の薄型水槽に，空気を j_g = 100, 200, 300 m/s で鉛直上方へ噴出させた．ノズルは外形形状が丸みを帯びている Round ノズルと矩形の Square ノズルを用いた．ノズルの中心軸上でノズル出口直上を撮影高さ 0 mm とし，10，20，30 mm と 4 種類の撮影高さで飛沫するエントレインメント液滴を高速度ビデオカメラで撮影した．また，水槽底面から 55，80，130 mm と水位を変化させて撮影し， 液滴の変化や噴流界面揺動挙動の違いを調べた．

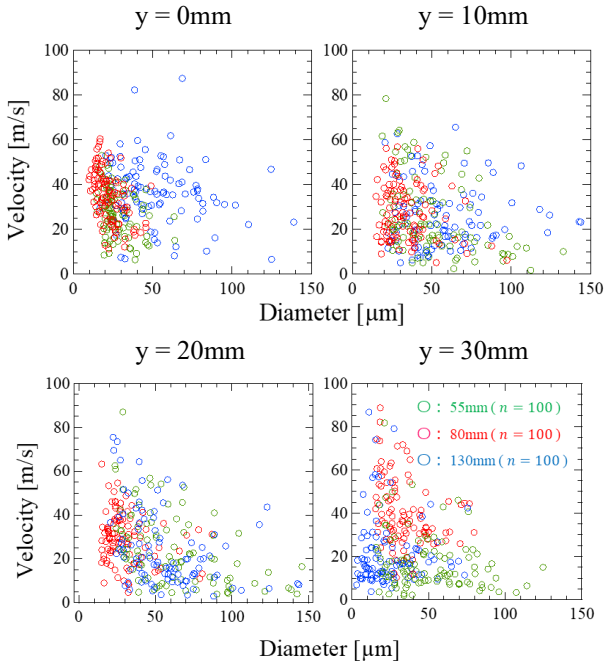


Fig.1 水位の違いによる液滴径と速度(Round ノズル)

3. 実験結果

Round ノズルを用いたときの水位の違いによる液滴径と速度の関係を Fig.1 に示す．ノズル中心出口近傍での j_g = 100 m/s で噴出させた場合の図である．撮影高さ 0 mm で水位 130 mm では他の水位と比べ 50 μm 以上の液滴が多い傾向であった．撮影高さ 10，20 mm においては水位による液滴径や液滴速度に変化が顕著に表れなかった．撮影高さ 30 mm において水位 55 mm では他の水位と比べ，液滴径が大きく，液滴速度が遅い液滴が多い傾向となり，水位 80 mm では液滴径が小さく，液滴速度が速い液滴が多い傾向となった．水位 130 mm では液滴径と速度ともに小さい液滴が多くなった．これらは，水位の違いよる噴流界面の揺動挙動の違いだと考えられる．

参考文献

[1] A. Uchibori and H. Ohshima, Proc. of NTHAS-9, N9P0050, 2014.

*Masafumi Saito[1], Akiko Kaneko[1], Akihiro Uchibori[2], Akikazu Kurihara[2], Takashi Takata[2], Hiroyuki Ohshima[2]
[1]University of Tsukuba, [2]JAEA

階層ベイズ法によるナトリウム–水反応時の伝熱管ウェステージ率の推定

Prediction of Wastage Rate in Sodium-Water Reaction by Hierarchical Bayesian Approach

*松井 秀憲[1]，山口 彰[1]，高田 孝[1]，張 承賢[1]
[1]東京大学

ナトリウム（Na）冷却高速炉では、蒸気発生器(SG)の安全性を確立することが重要な課題である。SG 内の伝熱管からの水の漏洩は、ナトリウム–水反応を生じ、ウェステージ現象を引き起こす。本研究では、物理現象と不確かさを考慮した階層ベイズ法を用いてウェステージ率評価モデルを提案した

キーワード：階層ベイズ法、ナトリウム–水反応、伝熱管、ウェステージ

1. 緒言：ウェステージ現象においては、ウェステージの対象となる伝熱管が破断することが懸念されるため、ウェステージ現象を定量的に把握することが、蒸気発生器の安全性確立において重要である。しかし、ウェステージ現象に関係するパラメータが多く実験の不確かさは大きいことと、従来のウェステージ現象による影響評価は、パラメータ間の相関が明確に反映されていないという課題がある。本研究では、階層ベイズ手法を用いてパラメータ間の相関を考慮した評価式を提案し実験データに適用して、その性能を評価した。

2. ウェステージ現象の階層ベイズモデル：階層ベイズモデルは、確率分布のパラメータを確率変数とみなして事前分布を仮定する階層的な統計モデルであり、複雑な事象に対して不確かさを考慮した推定をすることができる。ウェステージ現象をモデル化するにあたっては、伝熱管から液体 Na 中へ噴出するジェットに、Na 液滴及び反応生成物がエントレインメントされ、それらが隣接する伝熱管に衝突し、液滴衝突エロージョン(LDI)を起こすという構造に着目した。LDI に影響する変数として液滴数密度(Nd)、液滴径(Dd)、液滴速度(Vd)が知られている。[1] しかしウェステージ実験中のこれらの変数のデータを直接得ることは困難である。そこで、液滴に関する変数は、実際に得られるデータの中で、水リーク率(G)、リーク孔径(D)、Na 温度(Ts)、ターゲット管距離(L)に影響されると考えた。これらのデータから液滴に関する変数が決まる過程及び液滴に関する変数からウェステージ率(Wr)が決まる過程は不確かさが大きいことから以下の式(1)、(2)のような尤度関数のモデル化を行った。ここで $N()$は正規分布を示す。

$$Nd, Dd, Vd \sim N(f(G, D, Ts, L), \sigma_1) \quad (1)$$

$$Wr \sim N(g(Nd, Dd, Vd), \sigma_2) \quad (2)$$

3. 結果及び考察：ウェステージ実験データ[2]に対して適用した結果(図 1)、ウェステージ率が比較的小さい領域では精度よく予測することが確認された。一方で、値が大きい領域では推定の不確かさが大きい結果となった。値が大きく外れたデータについては、ターゲット管距離が小さい時とリーク孔面積に対して水リーク率が大きい時であることが実験条件から分かり、そのような場合には、噴出したジェットとターゲット管の位置に伴うジェット速度変化や化学反応に伴う腐食等、新たな物理現象モデルをモデルに追加することで精度の向上が期待できる。

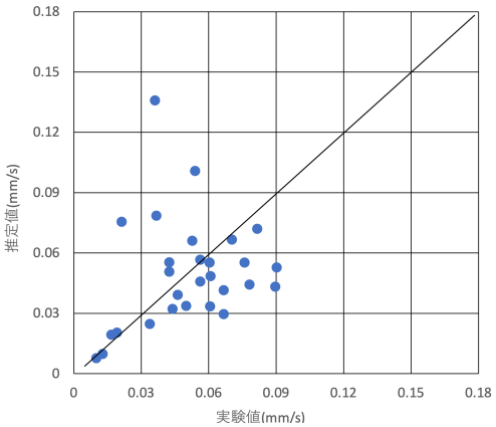


図1 ウェステージの実験データと推定値

4. 結言：Na 冷却高速炉 SG でのウェステージ現象を対象に、物理現象を考慮した階層ベイズモデルによる減肉量定量化手法を提案し、その適用性を検討した。ウェステージ現象では、大きく摩耗（エロージョン）と腐食（コロージョン）が混在する。今後、異なる現象への評価についてモデルの拡張を予定している。

参考文献

[1] Heymann, F. J., Toward quantitative prediction of liquid impact erosion, ASME STP 474 (1970), pp.212-248. [2] 宇佐美正行他、“高クロム系鋼 SG 伝熱管材のウェステージ特性—小リーク・ウェステージ試験—”、PNC TN9410 p.88-129(1988).

*Hidenori Matsui[1], Akira Yamaguchi[1], Takashi Takata[1]and Sunghyon Jang[1]
[1] The University of Tokyo

縮尺水流動試験による高速炉の炉容器内自然対流崩壊熱除熱特性の把握
（5）複数の炉容器内冷却機器起動時における過渡挙動

Study on Cooling Process of Decay Heat Removal Systems
in a Reactor Vessel of Sodium-Cooled Fast Reactor by Scaled Water Experiments
(5) Transient behavior under operations of multiple decay heat removal systems

*相澤 康介[1]，辻 光世[1]，小林 順[1]，栗原 成計[1]，中根 茂[2]，小沼 英良[3]
[1]原子力機構，[2]NESI，[3]アセンド

ナトリウム冷却高速炉の炉容器を模擬した縮尺水流動試験により、複数の炉容器内冷却機器起動時における炉心部及び炉内の各所に配置した発熱体の冷却過程を把握した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、シビアアクシデント、崩壊熱除去、水流動試験

1. 序論　ナトリウム冷却高速炉の安全性強化に向けた炉内冷却機器の設計と運用の最適化に資するため、シビアアクシデント時を含む崩壊熱除去特性および熱流動特性を把握する縮尺水流動試験を実施している[1]。本報告では、複数の冷却機器起動が原子炉容器内自然循環挙動に与える影響を把握するために、浸漬型 DHX 及び貫通型 DHX を起動させた過渡試験を実施した結果を示す。

2. 試験条件　図 1 に縮尺水試験装置（PHEASANT）の概略図を示す。炉心部は 3 領域に分かれており、最外周の領域 III は非発熱である。浸漬型 DHX 及び貫通型 DHX の吸込孔は炉心上部プレナム上端側にあり、浸漬型 DHX の流出箇所は炉心上部プレナム下端側、貫通型 DHX の流出箇所は炉心下部プレナム下端側にある。本報告では、炉心及びコアキャッチャ（CC）上溶融燃料を模擬した電気ヒータ（以下、発熱体）を発熱させ、発熱条件 1 では炉心部 8 kW、CC 上 2 kW、発熱条件 2 では炉心部 2 kW、CC 上 8 kW とした。浸漬型 DHX または貫通型 DHX の片方を起動することにより炉容器内自然循環定常状態を達成した後、他方の DHX を起動させ、炉内各所の温度の過渡変化を計測した。

3. 試験結果　図 2 に試験結果を示す。浸漬型 DHX または貫通型 DHX により自然循環定常状態を達成した後、図 2 の 60 秒時点で他方の DHX を起動させた。炉心部発熱体上端中心では、発熱条件 1 で二基目に貫通型 DHX を起動した条件で、約 150 秒時点で約 1℃のスパイク状の温度上昇が確認された。CC 上発熱体上部中心では、発熱条件 2 で二基目に貫通型 DHX を起動した条件において明らかな温度上昇が確認され、その温度上昇は一基目の浸漬型 DHX 起動による自然循環定常状態の炉容器内最高温度から最大で約 2℃であった。浸漬型 DHX からの低温流体は炉心部の非発熱領域（領域 III）を通り、下部プレナムに流入し CC 上発熱体を冷却するが[1]、貫通型 DHX からの低温流体が下部プレナムの下部に流入することで、浸漬型 DHX からの低温流体が下降し難くなり、一時的に CC 上発熱体の温度が上昇したと考えられる。二基目に浸漬型 DHX を起動した条件でも温度上昇が確認されるが、この温度上昇は自然循環定常状態における炉容器内最高温度は超えていない。

4. 結論　複数の炉容器内冷却機器起動を模擬した試験を実施し、複数 DHX 起動時の発熱体の冷却過程を把握するとともに、二基目 DHX 起動により温度上昇が高くなる発熱条件及び DHX 運用を明らかにした。

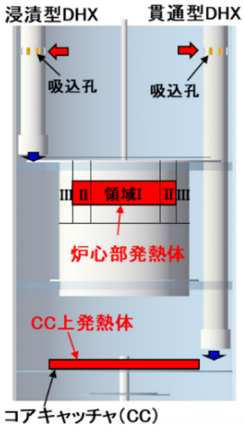
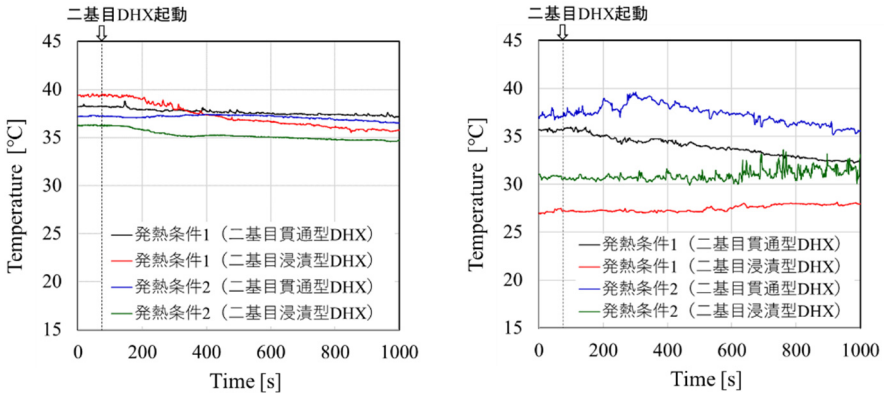


図 1 試験装置概略図



(a) 炉心部発熱体上端中心　　(b) CC 上発熱体上部中心

図 2 過渡試験結果

参考文献

[1] Ono. A. et al., “Study on reactor vessel coolability of sodium-cooled fast reactor under severe accident condition -Water experiments using a scale model-”, Proc. of ICAPP2017, Fukui & Kyoto, (2017)

*Kosuke Aizawa[1], Mitsuyo Tsuji[1], Jun Kobayashi[1], Akikazu Kurihara[1], Shigeru Nakane[2], Hideyoshi Onuma[3]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]NESI, [3]ASCEND

Oral presentation | I. General Issues | General Issues

[1K01-06] Regulation, Technology Assessment &Acceptance

chair: Kenta Horio (CRIEPI)

Wed. Sep 8, 2021 10:15 AM - 12:00 PM Room K

[1K01] Safety, Regulatory and Social Issues on Micro-reactors

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

10:15 AM - 10:30 AM

[1K02] Study on the Regulatory system applied for development and deployment of Micro-Reactors

*Takanori Tanaka[1], Satoshi Konishi[2] （1. Kyoto University, 2. Institute of Advanced Energy, Kyoto University）

10:30 AM - 10:45 AM

[1K03] Study on Institutional Aspects of Long Term Operation of Nuclear Power Plants in the United States and the European Countries and Future Perspective in Japan

*Tomoaki Inamura[1] （1. CRIEPI）

10:45 AM - 11:00 AM

[1K04] An Analysis on decarbonization of electricity in Japan by Optimal Power Generation Mix model including Nuclear Fuel Cycle and Variable Renewable Energy

*Hotaka Minatomoto[1], Ryoichi Komiyama[1], Yasumasa Fujii[1] （1. The University of Tokyo）

11:00 AM - 11:15 AM

[1K05] Advantage of Nuclear Heat Supply to Hydrogen Production

*Masao Hori[1] （1. Nuclear Systems Association）

11:15 AM - 11:30 AM

[1K06] " Becoming OURS" of nuclear waste disposal issue - its significance and method -

*Yuya Ishizaki[1], Kazunari Taniguchi[2], Yasuhiro Nogayama[3], Tetsuo Sawada[4] （1. Kyokyo HS, 2. Kyokyo Univ, 3. Kyokyo JHS, 4. Tokyo Tech）

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

マイクロ炉の安全及び社会的受容をめぐる考察

Safety, Regulatory and Social Issues on Micro-reactors

*菅原 慎悦[1]，大槻 昇平[2]，淀 忠勝[2]，中里 道[2]，蒲原 覚[2]

[1]関西大，[2]MHI

近年、小型炉や先進炉の開発に向けたイノベーションが活発化している。本研究では、既存技術からの非連続性がある可搬型マイクロ炉を例にとり、その安全や社会的受容をめぐる課題を考察する。

キーワード：マイクロ炉，イノベーション，原子力安全

1. はじめに

近年、小型炉や先進炉の開発に向けたイノベーションが活発化している。軽水炉型の小型モジュラー炉（SMR）に加え、従来技術とは大幅に異なる「革新的」設計も提案されている。本稿では、後者の系譜に連なる可搬型マイクロ炉を例にとり、科学技術社会論やリスク・ガバナンス論の知見を踏まえ、既存技術とは非連続な新規炉の安全とその社会的受容に係る課題を考察する。

2. 知識の限界に対する思慮深さ

先行する SMR の議論では、大型軽水炉で培われてきた原子力安全の枠組み（例：深層防護や緊急時計画）を基礎として、確率論的リスク評価（PRA）を手掛かりに、リスクの大きさや特性に見合った形での安全確保が目指されている。一方、NuScale の許認可議論[1]では、将来炉の PRA や使用経験のない安全機構の取り扱いに対し、一層の思慮深さが求められている。既存炉とは安全性に本質的な違いがあるマイクロ炉では、実証済みの知見が限定的で、安全設計構築での工学理論的な予測に依存する度合いが大きい。従来の安全枠組みとリスクの考え方を踏まえつつ、革新設計ゆえの知識や経験の限界に照らして思慮深さをいかに担保するかが、リスク・ガバナンスにおける重要な課題である。

3. 「早期からの規制関与」と「第三者性」

運転経験や関連知見が限られる先進炉の技術開発では、設計者と規制当局とが設計段階から相互作用を図る「早期からの規制関与」が重要という動きもある[2]。欧州での「責任ある研究・イノベーション」（RRI: Responsible Research and Innovation）[3]のように、技術的諸元が固まった後で規制や社会に理解を求めるのではなく、開発段階から様々な主体とのコミュニケーションを図り、社会的に望ましい形での開発を目指すことが求められる。マイクロ炉のように既存技術との非連続な技術では、特に計画段階からの規制等との連携が求められる。一方、「早期からの規制関与」には、設計者や事業者から距離をとって別の立場・視点から安全を批判的・重層的に見るという、規制者本来の「第三者性」が減じる懸念もあり、両者の好ましいバランスを探ることも検討すべき課題である。

参考文献

[1] NRC, Application of the single failure criterion to NuScale Power LLC’s inadvertent actuation block valves, SECY-19-0036, 2019.

[2] World Nuclear Association, Design Maturity and Regulatory Expectations for Small Modular Reactors, June 2021.

[3] J. Stilgoe, R.Owen, and P. Macnaghten, Developing a framework for responsible innovation, *Research Policy* 42(9): 1568-80, 2013.

*Shin-etsu Sugawara[1], Shohei Otsuki[2], Tadakatsu Yodo[2], Wataru Nakazato[2], and Satoru Kamohara[2]

[1]Kansai Univ., [2]MHI

マイクロ・リアクターの開発導入に適合した規制制度の研究

Study on the Regulatory system applied for development and deployment of Micro-Reactors

*田中 隆則[1]，小西 哲之[2]

（1. 京都大学，2. 京都大学エネルギー理工学研究所）

小型モジュール炉（SMR）より出力の小さい原子炉，マイクロ・リアクター（Micro-Reactors）は，同一設計の原子炉が数多く製造されると共に，製造される国/事業者と運用される国/事業者が異なるなど，新たな規制制度が求められる。その特性を踏まえた新たな規制制度の骨格を示す。

キーワード：小型モジュール炉，マイクロ・リアクター，規制制度，型式承認

1. 研究の目的

実用炉でありながら出力が 10 MW を下回るマイクロ・リアクターについて，大出力の原子炉システム（炉心，圧力容器、熱利用系（一次系）、格納容器など原子力アイランドの全体）や他の工業製品に対する規制制度と比較しつつ、その特性に適合した規制制度の在り方を明らかにする。

2. マイクロ・リアクターの特性とそれに適合した規制制度の要件

マイクロ・リアクターは、開発者が一体型原子炉システムの設計を作り上げ，それを基にメーカーが同一設計の工場生産型原子炉システムを製造し海外等へ出荷，ユーザーは利用場所に設置し，場合によっては，一定期間の運用後，別の場所に移して利用することも想定される。このため，原子炉システムの開発・設計を行う企業が標準炉型に対する許認可を得て，それが国際的に認められる必要がある。原子炉システムの検査については，同一仕様・同一条件での製造ラインで造られることから，個別検査と品質管理体制のチェックを組合わせた検査方式を考える必要がある。設置場所に関する許認可については，工業製品と同様に発注から運用まで迅速な手続きが求められることから、原子炉の審査と併行して審査が進められるよう、炉型に依らない独立した基準が求められる。

3. 分析手法

マイクロ・リアクターを工業製品と位置づけ，その設計・製造・利用の形態に基づく規制の在り方を下記の既存の規制制度を基に分析する。

自動車（「国連自動車基準調和世界フォーラム」，設計・製造認証，国際的な相互承認，など）

航空機（国際条約，設計国の型式承認，製造国の製造確認を，登録国の耐空証明発行，など）

風力発電システム（IEC 規格，型式認証，部品認証，サイトの適合性評価，など）

次に原子炉システムに特有な特性（事故時の放射線影響など）も踏まえた規制の在り方を，次の規制制度を基に分析し，工業製品に対する規制制度と融合させた新たな規制制度の在り方を考察する。

米国の DC（Design Certification）制度，英国の GDA（General Design Assessment），

カナダの Pre-Licensing Vender Design Review，MDEP（Multinational Design Evaluation Programme）

4. 結論（マイクロ・リアクターの開発導入に適合した規制制度の在り方）

製品の流通形態を基に判断すると，国際条約など国際的な枠組みの下、国際的に共通な規格基準を炉型毎に整備し，それに基づいて，設計国が型式認証を行い、設計国の審査結果が相互承認協定により他国で使われ二重審査が排除されることとなる。また、検査については，個別検査とマネジメント体制の審査を組み合わせた効率的・効果的な制度設計が行われる。立地については、基準の明確化により予見性を高め、一定の審査期間での処理の義務づけが必要である。なお，原子力特有の事故に対するリスク分析は、設計段階の審査に、また、原子力防災や核物質防護等の措置については，立地・運用段階での規制に組み込まれる。

*Takanori TANAKA[1], Satoshi KONISHI[2]

(1. Kyoto University, 2. Institute of Advanced Energy, Kyoto University)

米国及び欧州諸国の原子力発電所の長期間運転を巡る動向と日本における今後の展望

Study on Institutional Aspects of Long Term Operation of Nuclear Power Plants in the United States and the European Countries and Future Perspective in Japan

*稲村 智昌[1]
[1]電中研

米国及び欧州諸国において原子力発電所の長期間運転（Long Term Operation：LTO）がどのように進められているのかを分析し、日本における今後の LTO に係る制度的課題について検討する。

キーワード：長期間運転、安全審査、環境審査

1. 緒言

2050 年カーボンニュートラル達成のためには、既存の原子力発電所について、運転開始から 60 年を超えた長期間運転（60 年超 LTO）が必要になる可能性がある。本報告では、すでに 60 年超 LTO が実施されている米国や、欧州諸国における LTO を巡る動向から、日本における今後の LTO の展望について考察する。

2. 米国及び欧州諸国における LTO を巡る動向と日本における今後の展望

2-1. 米国及び欧州諸国の動向

米国では、2021 年 6 月時点で、6 つの発電ユニットの 60 年超 LTO が認められている。基準を満足した発電所の LTO については、一般市民の 7 割以上が賛成している。この要因としては、規制当局が 60 年超 LTO の実施に向けて早い段階から準備を進めていたことや、LTO の環境審査には公衆関与も含まれており、規制の透明性の確保が図られていること等が考えられる[1]。

LTO を行っている欧州諸国では、初回の運転期間が法令で明確に規定されていない国が多い。そうした国々の多くは、定期安全レビュー（Periodic Safety Review：PSR）を通じて、その次の PSR までの期間にわたって安全上の要件を満足することを示すことを LTO 実施の条件としている。

2-2. 日本における今後の展望

再生可能エネルギーの主力電源化を進めてもなお不足する部分を補う低炭素電源として、原子力発電にも一定の役割が期待されている。一方で、新増設が順調に進む見通しが立っているとは言い難い状況であり、60 年超 LTO も選択肢の一つとせざるをえない場合が生じうる。60 年超 LTO を可能とするためには、原子炉等規制法を改正する必要がある。しかし、国会及び原子力規制委員会の双方が、運転期間制限の適切性について議論する役割は相手側にあると認識している状況であり、議論の活性化が望まれる。

3. 結論

2050 年カーボンニュートラルに向けて、原子力がどの程度の役割を担うべきかを定量的に検討し、60 年超 LTO が必要となれば、原子炉等規制法の改正を含め、早い段階から制度設計の準備を開始するべきである。

参考文献

[1] 稲村, 「米国及び欧州諸国の原子力発電所の長期間運転を巡る動向」, 電力中央研究所研究報告 Y20002, 2021.

*Tomoaki Inamura[1]
[1]CRIEPI

核燃料サイクルと再生可能エネルギー出力変動を考慮した長期最適電源構成モデルによる電力脱炭素化に関する分析

An Analysis on decarbonization of electricity in Japan by Optimal Power Generation Mix model including Nuclear Fuel Cycle and Variable Renewable Energy

*湊本 穂高[1]，小宮山 涼一[1]，藤井 康正[1]

[1]東京大学

本研究においては，再生可能エネルギーと核燃料サイクルを含む日本国内の最適電源構成モデルにより国内電源の低炭素化シナリオの分析を目指した．核燃料サイクルを含む原子力と比較し，再生可能エネルギーの導入量は均等化発電単価の安さに対し少なくなる可能性が示唆された．

キーワード：nuclear fuel cycle, renewable energy, optimization, power generation mix, decarbonization

1. 緒言

日本国内の電源について，低炭素化とコストの低減の必要性が認識されている現状を踏まえ，再生可能エネルギーと核燃料サイクルを含む原子力発電をモデルに組み込んだ上で最適な電源構成を計算した．

2. 計算手法

現在価値に換算したコスト総和が最小化を目指す目的関数となる．以下に本モデルの目的関数を示す．

$$obj = \sum_{e}^{Er}\left(Ec[e] * x[T][e][0] + \sum_{t}^{Tr}\sum_{i}^{0..3} cost[t][e][i]\right) + \sum_{t}^{Tr} eco2[t] * CO2Tax[t] \quad (1)$$

Er:各種炉型と発電方法，Tr:年単位の時点 Ec:時間軸を考慮した変動費総和のコスト係数，x:各種容量，$cost$:炉型と状態ごとのコスト，$eco2$:二酸化炭素排出量[Mt-C/Year]，$CO2Tax$:炭素税[US $/t-C]

以上に関し，電力需要に関して最小 1 時間刻み年間 8760 時点の変動を考慮した上で計算を行った．

3. 計算結果と結論

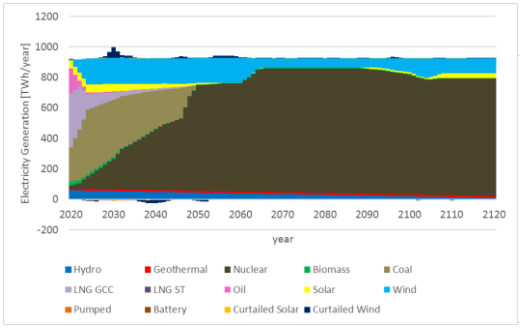


図 1. 日本国内の電源構成

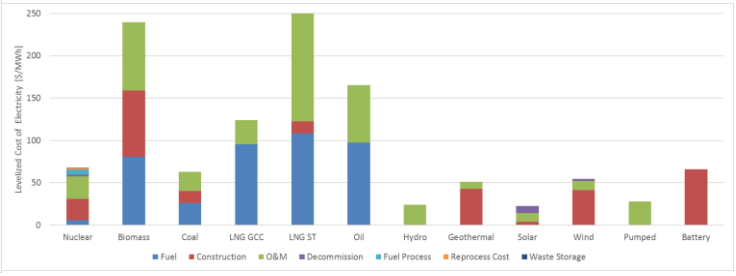


図 2. 発電方法別コスト内訳

2050 年時点でのゼロエミッションを仮定した場合に原子力発電が基幹電源としての役割を担い，太陽光発電の均等化発電単価は最も安価であるが、導入量は少なくなる可能性が示唆された．

謝辞

本発表は JSPS 科研費 JP20H02679, (独)環境再生保全機構の環境研究総合推進費(2-2104)、文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0220354480 の助成を受けたものです。

参考文献

[1] 吉田 脩人，藤井 康正，小宮山 涼一．最適化型核燃料サイクルモデルによる使用済み燃料・プルトニウム利用評価．(2016)

---

*Hotaka Minatomoto[1], Ryoichi Komiyama[1] and Yasumasa Fujii[1]

[1]Univ. of Tokyo

原子力熱供給の水素生産への効果
天然ガス水蒸気改質プロセスの場合

Advantage of Nuclear Heat Supply to Hydrogen Production
For the Processes of Steam Reforming of Natural Gas

*堀 雅夫
原子力システム研究懇話会

カーボンニュートラル（CN）達成のために非電力エネルギーを現在の化石燃料ベースの燃料から CN の水素およびその化合物に代える必要がある。現在の天然ガス水蒸気改質プロセスに原子力熱を供給する方法の効果、将来への展開などの検討結果を示す。

キーワード：非電力エネルギー，カーボンニュートラル，水素，原子力熱供給，天然ガス，水蒸気改質

1. CN の非電力エネルギー供給ための水素生産と原子力熱供給

政府で現在検討中の 2050 年 CN 達成のシナリオでは､最終エネルギーに占める非電力エネルギーは約 50%でこれを CN の水素などの燃料として供給するとしている。日本の置かれた自然環境・地理的条件から、CN の水素などの燃料は、国内での再エネ電力による製造や海外からの輸入では経済性・供給確保などの面で不利になることが懸念される。炭素資源（当面は天然ガス→将来はバイオマス）へ原子力熱を供給する方法は資源の効率的・効果的利用に優れており、水素・CN 燃料の国内での供給確保が可能になると考える。

2. 天然ガス水蒸気改質水素製造方法への原子力熱供給

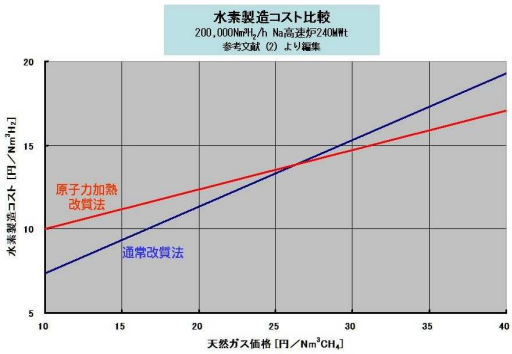
天然ガス水蒸気改質法は吸熱反応なので必要な熱を原子炉から供給する。

$$CH_4 + 2H_2O + \text{反応に必要な熱（原子炉から供給）} \rightarrow 4H_2 + CO_2$$

この方法では加熱のための天然ガス燃焼が不要になるので高収率の水素製造が可能になる。反応プロセスで生じる CO_2 はプロセスの中で分離され、CN の条件を満たすため回収貯留（CCS）を行う。

通常の改質法では 750℃以上の熱が必要で、高温ガス炉などから熱供給する。この方法は JAERI[1]で技術検討と HTTR 用炉外試験装置の製作が行われた。

500～600℃の熱で改質を行う透過膜式については三菱重工など[2]が Na 炉から熱供給を行うプラントの設計検討を行った。原子力加熱では天然ガス使用量を節減できるので製造コストの低減が可能になる。(⇛ 図参照)



3. 炭素資源への原子力熱供給：将来への展開

わが国の CN の非電力エネルギー（水素などの CN 燃料）の供給確保のためには、①当面は従来の天然ガス水蒸気改質法に CCS を追加、②中期的には天然ガス水蒸気改質法に原子力加熱を追加した本方法、③長期的には炭素資源としてバイオマスを使用して原子力加熱により水素・合成ガスを製造する方法[3] と展開していくのが最善の方策と考える。

参考文献

[1] 稲垣嘉之ほか「高温ガス炉 HTTR を用いた水素製造システムの炉外実証試験計画」日本原子力学会誌 Vol.41, No.3 (1999) [2] M. Tashimo, et.al. “Concept of FR-MR” ICONE-11: Proceedings of the 11th International Conference on Nuclear Engineering JSME-ASME (Japan, 2003) [3] 堀 雅夫「バイオマスと原子力による合成ガス／燃料／水素の製造と大気中 CO2 の除去」JSME 動力・エネルギー技術シンポジウム 2021 E121 (2021 年 7 月)

* Masao Hori, Nuclear Systems Association

核のごみ問題の Ours 化 -その意義と方法-

"Becoming OURS" of nuclear waste disposal issue - its significance and method -

*石﨑　悠也[1]，谷口　和成[2]，野ヶ山　康弘[3]，澤田　哲生[4]
[1]京都教育大学附属高等学校，[2]京都教育大学，[3]京都教育大学附属京都小中学校，[4]東京工業大学

高レベル放射性廃棄物（いわゆる核のごみ）の処分問題を、「自分ごと」から「私たちごと化＝Ours 化」することは、この問題を広く共有し、解決の糸口を見出す上で有効であると考える。本発表では、そのための具体的な方法の一つとして、〈Ours（私たちごと）〉化の実践としての物語化の意義について論じる。

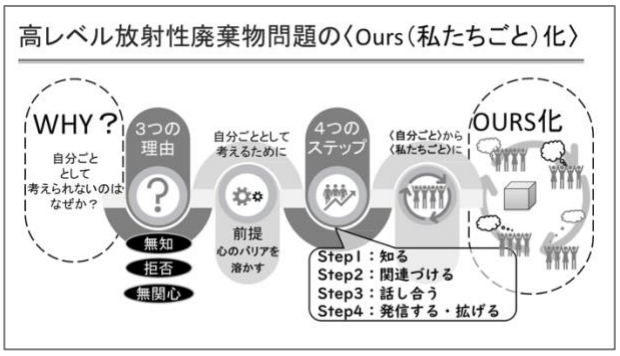
キーワード：核のごみ，自分ごと化，Ours 化，絵本，マンガ

1. 緒言　なぜ〈Ours（私たちごと）〉化なのか

NUMO（原子力発電環境整備機構）主催の「私たちの未来のための提言コンテスト」において、「高レベル放射性廃棄物問題の『Ours（私たちごと）』化計画」、「高レベル放射性廃棄物問題の『物語・絵本化』計画」を提案した。〈Ours（私たちごと）〉化とは、問題を共有し、〈自分ごと〉を超えて、未来に向けた「対話」の輪が拡がっていくことを目指した取り組みである。

2. 仮説　〈自分ごと〉にできない３つの理由と〈自分ごと〉にするための４つのステップ

「中学生サミット」、「ふくしま学宿」、NUMO の座談会で様々な人と出会い、学び、対話する中で、高レベル放射性廃棄物問題は、人間と科学のあり方を考える上で重要なテーマであることに気づいた。そして、みんなでこの問題を〈自分ごと〉にできない理由と向き合い、納得して受け継いでいくための【仕組み】や【場】をつくっていくことが必要だと考えるに至った。そこで今回考えたのが右図の仮説である。



図：３つの理由と４つのステップ

3. 考察　〈Ours（私たちごと）〉化のための対話を促進する物語化

今回、〈Ours（私たちごと）〉化の実践として、「哲学的な対話」（戸板, 2019）からヒントを得て、物語の創作を試みた。この物語は〈未完成の物語〉だが、"NIMBY"の議論を超えて、より多くの人たちと対話する中で、〈物語〉を一緒にアップデートし、絵本やマンガにしていくことが、高レベル放射性廃棄物問題を広く共有し、解決の糸口を見出すことに役立つと考えた。

参考文献

[1] 戸谷洋志「地層処分をめぐる住民との対話を促進させる手法の研究」，地層処分の社会的側面に関する研究成果報告, 2019 年.
[2] 中村征樹「「想定外」と向き合う-東日本大震災と科学技術-」，『サイエンスネット』，数研出版，第 44 号, 2012 年, pp.14-15.

*Yuya Ishizaki[1], Kazunari Taniguchi[2], Yasuhiro Nogayama[3], Tetsuo Sawada[4]
[1]Kyokyo HS, [2]Kyokyo Univ. , [3]Kyokyo JHS, [4]Tokyo Tech

General Meeting

[1K_GM] The 45th General Meeting of Social and Environmental Division

Wed. Sep 8, 2021 12:10 PM - 12:50 PM Room K

[1K_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Wed. Sep 8, 2021 12:10 PM - 12:50 PM Room K)

[1K_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

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

[1K_PL] 2020 Award Commemorative lecture of Social &Env.Div;

chair: Shoji Tsuchida (Kansai Univ.)

Wed. Sep 8, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room K

[1K_PL01] Quantification of Radionnuclide Migration Parameters in Safety Assesument of Radioactive Waste Disposal

Ryo Nakayashi[1], Daisuke Sugiyama[1] (1. CRIEPI)

[1K_PL02] For reconstruction after the Fukushima nuclear accident

*Sae Ochi[1] (1. Jikei Univ.)

[1K_PL03] What will be revealed /not to be revealed by social research

*Kaisuke Saito[1] (1. Okayama Univ.)

[1K_PL04] Implications for the nuclear industry through research on decision-making, organizational behavior, nuclear policy

*Ryota Matsui[1] (1. Yamanashi Pre. Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

2021年秋の大会

社会・環境部会セッション

2020 年度社会・環境部会賞記念講演
2020 Award Commemorative lecture of Social & Environmental Division

（1）放射性廃棄物処分における核種移行評価パラメータの定量化手法：専門家意見聴取の活用事例調査

(1) Quantification of Radionuclide Migration Parameters in Safety Assessment of Radioactive Waste Disposal: Review on the Use of Expert Elicitation

*中林 亮[1]，杉山 大輔[1]
[1]電力中央研究所

1. はじめに

原子力規制委員会は中深度処分に適用する規制基準の改訂に向けた検討を進めている。新規制基準では、将来の公衆全体の被ばくの可能性および線量を合理的な範囲でできる限り低減するための最新の知見・技術による措置の検討等とともに施設設計に関する詳細な説明が埋設事業者に求められ、その設計プロセスの妥当性の確認に重点が置かれる見込みである。設計プロセスの妥当性を高めるためには、安全評価に用いる核種移行評価パラメータの不確実性を定量化するだけでなく、十分に管理されたものであることを示す必要がある。パラメータの長期の不確実性の定量化には専門家の判断が不可欠と考えられる。このとき、不確実性を含むパラメータが十分に管理されたものであることを示すためには、専門家判断を得るためのプロセスを透明性と追跡性をもって示すことが重要である。しかし、我が国の放射性廃棄物処分の分野での適用事例はほとんどない。そこで、専門家意見聴取の一般的な手法を調査し、その特徴を整理したうえで、諸外国（米国と英国、スウェーデン）における放射性廃棄物処分の分野での活用事例を調査し、我が国の放射性廃棄物処分の分野への専門家意見聴取の適用に向けた考察を行った。本稿の詳細は文末の参考文献を参照されたい。

2. 専門家意見聴取の手法に関する整理

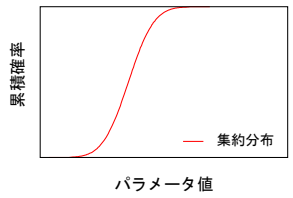
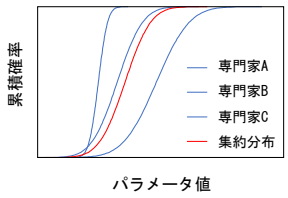
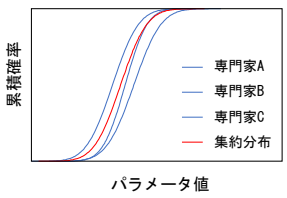
2.1 専門家意見聴取の種類

専門家判断とは、専門家の論理的思考に基づき設定される定性的、もしくは定量的なデータを意味し、この専門家判断を取得するためのプロセスが専門家意見聴取と呼ばれる。専門家意見聴取には「正式な専門家意見聴取」と「略式な専門家意見聴取」に大別することができる。「正式な専門家意見聴取」とは、目標の定義・専門家の選定・事前トレーニング・専門家判断の聴取・聴取結果のフィードバック・専門家判断の集約等の複数の構成要素から成り立つ体系化された専門家意見聴取で、各構成要素の内容が詳細に文書化され、透明性と追跡性が高いプロセスを意味する。「略式な専門家意見聴取」は「正式な専門家意見聴取」の構成要素のうち、いくつかが簡略化されたプロセスを意味し、その簡略化の程度には幅がある。

2.2 集約アプローチの種類

専門家判断の集約アプローチについて、各専門家の判断の確信度の向上と複数の専門家判断の集約方法の観点から特徴を整理した（表 1）。専門家判断の集約方法として、行動集約アプローチ、数学集約アプローチ、これら二つを組み合わせた混合集約アプローチの 3 つが提案されている。いずれも最終的には一つの確率分布（表 1 の出力例の赤線）を得ることを目的としているが、数学集約と混合集約アプローチは集約分布以外に専門家個人の確率分布が得られるのが特徴的である。また、混合集約アプローチは専門家の意見交換を実施することで専門家の熟考が進み、数学集約アプローチで得られる専門家個人の意見よりも質の高い意見の取得が期待できる。ただし、各アプローチで特徴が異なるとともに、長所や短所は互いにトレードオフの関係にあることから、現状では絶対的に正しいアプローチは存在しないと考えられる。

表 1 集約アプローチの特徴

種類	行動集約アプローチ	数学集約アプローチ	混合集約アプローチ
出力例			
集約プロセス	複数の専門家が意見交換を通じて一つの確率分布に合意を形成する。	意見交換をしないで個別に提出された専門家判断を数学的手法で一つの分布に集約する。	意見交換をした後に個別に提出された専門家判断を数学的手法で一つの分布に集約する。
長所	意見交換により、新しい情報や知識を蓄積でき、質の高い専門家判断を取得できる。	意見交換を禁止することで、同調圧力等のバイアスが掛からない専門家判断を取得できる。	意見交換で質の高い専門家判断を取得でき、一つの分布を話し合いで導くことを目的としないためバイアスが低減した専門家判断を取得できる。
短所	話し合いで一つの分布を導こうとするが故に、同調圧力等のバイアスにより個人の意見が十分に反映されない可能性がある。	意見交換を禁止していることで質の高い専門家判断を取得できない可能性がある。	行動集約アプローチと数学集約アプローチの組み合わせのため手順が複雑で時間がかかる。

3. 諸外国の専門家意見聴取の事例

米国、英国、スウェーデンにおける専門家意見聴取の活用事例を調査したところ、各国ともに 1990 年代頃より専門家意見聴取の必要性を認め、手法の調査、開発が進められてきた。各国の事業者と規制側はいずれも放射性廃棄物処分におけるパラメータの不確実性を定量化するうえで、専門家意見聴取は重要な手段と認識している。米国と英国は「正式な専門家意見聴取」を採用し、スウェーデンは「略式な専門家意見聴取」を採用していた。いずれの国もすべての不確実性を定量化するために、「正式な専門家意見聴取」を活用することは、多大な時間や労力が必要となるため合理的ではないと考えており、重要度に応じて「略式な専門家意見聴取」と使い分けることが共通認識され、透明性と追跡性をもって十分に文書化することが重要とされている。集約アプローチとしては、米国は混合集約アプローチを、英国は行動集約アプローチを採用しており、米国では専門家意見聴取の能力や実務経験を有する個人と放射性廃棄物分野に関する知識を有する個人が協力してファシリテーターとしての役割を担い、英国ではその両方を有する個人がファシリテーターを務める形式で採用していた。

4. 我が国に適した専門家意見聴取のあり方

調査結果を踏まえて、我が国の放射性廃棄物処分への適用に向けたパラメータの設定方法を先行的に提案した。まず、対象とするパラメータを安全評価感度解析等で重要なものに限定した上で専門家の判断結果を聴取する。ここで、各専門家の熟考を促すため、専門家間の意見交換プロセスを組み込む。意見交換において、専門家意見聴取の実施経験に乏しく、経験豊富なファシリテーターが存在しない我が国の状況を踏まえると、意見聴取技術を有する人と評価パラメータに係る知見を有する人で構成されるチームがファシリテーターを担当することが望ましい。意見交換後に専門家から個別に聴取した判断結果の分布を記録した上で、数学的手法で集約してパラメータを定量化する。以上の方法によって、質を高めた専門家判断に基づく核種移行パラメータを、審査に対応可能な追跡性を確保した上で設定できるものと考えられる。

参考文献

中林亮, 杉山大輔, “放射性廃棄物処分における核種移行評価パラメータの定量化手法：専門家意見聴取の活用事例調査”, 日本原子力学会和文論文誌, Vol. 19, No. 2, pp. 47–64 (2020).

*Ryo Nakabayashi[1] and Daisuke Sugiyama[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry.

2021年秋の大会

社会・環境部会セッション

2020 年度社会・環境部会賞受賞記念講演
2020 Award Commemorative lecture of Social & Env.Div;

（1）福島第一原子力発電所事故の復興

(1) Reconstruction after the Fukushima nuclear accident

*越智　小枝
東京慈恵会医科大学

1. はじめに

福島の原子力発電所（原発）事故から 10 年。コロナ禍の影響も相まって、福島の話題は風化した、と言う人も少なくない。ではその風化の後には、何が残るのだろうか。

この 10 年来考え続けてきたことは、東日本大震災と福島の原子力災害が将来どのような歴史として語り継がれるのか、ということだ。歴史は事件の直後ではなく、その後を生き、学ぶ人々によって作られる。不幸な人々や過激な出来事だけを記した歴史は未来の災害の役には立たないだろう。むしろ地道に、かつ強かに復興を続けてきた方々の本当の知恵を残したい。それは今も変わらない私自身の行動原理だ。

原発事故という事件にはある程度の区切りがつけられつつあるが、災後の歴史は今なお完成したとは言えない。この 10 年の事象を普遍的な知恵へと翻訳し、原発事故を単なる不幸な出来事ではなく復興という正の遺産として後世に残して初めて原発事故は歴史になるのではないだろうか。そしてその歴史の主役は、何をおいても地域の住民の方々である。

2. 復興を支える住民の力

福島の「人」から学ぶ知恵とは何か。一つは、先の見えないリスクの中で日常を暮らすことだ。

災害後に安全の指標としての数値や理論は必要だ。しかし安全設計のために必要な情報と、実際のリスク選択が行われる暮らしの中で必要な情報は時に大きく異なる。放射線量が基準値以上・以下という議論は「結局この山菜は食べていいのか」という疑問に答えられないからだ。地域の文化を知らない限り答えることのできないこれらの疑問に対し、人々は自身の中に刻まれた歴史や文化を発露する形で回答を模索してきたように見える。それこそが復興を支える災害へのレジリエンスであり、人の歴史ではないだろうか。

これは今般のコロナ禍にも共通する問題だ。今、人々が求めているものは新型コロナウイルスが空気感染するか否かの議論ではなく「結局私は外出してよいのか」「結局あの人に会って良いのか」という暮らしへの回答であり、その答えは、実は自分の中にしかない。リスクの中で自分なりの暮らしを形作る方法を、我々は改めて浜通りから学ぶ必要がある。

もう一つの力は、風評被害や差別に抵抗する力だ。

専門家たちの策定する基準値という線引きは、必ず「基準値超え」という差別を生み得る。つまり数値を用いて安全性を証明しようという活動が却って差別を引き起こし得るということだ。専門性が生み出したこの差別に対し、福島は今もなお世界を相手に戦っている。今ようやく東京の市場でも福島の桃や胡瓜を普通に見かけるようになった。それまでの紆余曲折もまた、後世に残すべき復興の歴史の一部ではないだろうか。

同様の差別は新型コロナウイルスに対する「全例 PCR 検査」「飲食店の自粛要請」でも起きている。科学技術が生み出した検査差別、ワクチン差別、職業差別にどのように向き合うのか。そのヒントを得るためにも、この 10 年の福島の人々の歴史を紐解いていく必要がある。

3. おわりに

震災から 10 年たった今なお、福島原発事故は「これから作られる新しい歴史」だ。10 年来の人の歴史を再発見し、「いま・ここ」に活かすことこそが、この災害を正の遺産とするための最後の試金石だと考えている。

*Sae Ochi
The Jikei University School of Medicine

2021年秋の大会

社会・環境部会セッション

2020 年度社会・環境部会賞受賞記念講演
2020　Award Commemorative lecture of Social & Env.Div

（1）社会調査で明らかになること／ならないこと

(1) What will be revealed /not to be revealed by social research

*齋藤　圭介
岡山大学

1. 社会学者は社会調査で何を明らかにしようとしているのか

社会という曖昧模糊とした研究対象を扱うために，社会学者は社会を捉える方法を試行錯誤してきた．現在，社会学者が用いる方法については，質的研究，量的研究，その他の 3 つに大別して説明することが一般的になりつつある．

分析の具体的な手続きについては各方法で大きくことなるが，いずれの方法においても私たち社会学者が明らかにしようとしているのは人々の「主観的な意味世界」である．大胆に換言すれば，客観的な事実を暴くというスタイルの調査をジャーナリズム的な調査とかりに呼べるとすれば，社会学者が実施する調査は（客観性については判断を保留して）あくまで対象の人々が何を考えているのかを明らかにする調査といえる．

2. 社会調査で明らかになること／ならないこと

2.1. 質的調査法による社会調査で社会学者は何を明らかにしているのか

質的な社会調査とは，代表的にはインタビュー調査や現地のフィールドワークなどが有名である．調査対象者からお話を伺い，対象者の視線をとおして当該社会を記述しようとするアプローチである．対象者一人ひとりの個別性が高い生々しい語りをとおして，社会を垣間見ることになる．対象者から理路整然とした体系的な語りをきけることはまれであり，喜怒哀楽はもとより多くは葛藤や困惑，非常に個人的なエピソードなどの人間的な感情が吐露される．複雑な感情を抱え，一人ひとり異なる顔をもった生身の人間の語りをとおして，そうした人々が生活をしている社会の記述を目指すアプローチといえる．

2.2. 量的調査法による社会調査で社会学者は何を明らかにしているのか

量的アプローチとは，代表的には大規模な質問紙調査などが有名である．大量の質問紙(アンケート)を配布して，個人の情報をデータのかたちに変換することで，一人ひとりの感情やエピソードではなく，社会全体としての傾向を把握していこうとするアプローチである．分析のさいには，高度な統計学の知識を用いることもたびたびある．たとえば現在のコロナ禍において，私たちは感染者の数に注目し，その影響の大小を判断しがちである．ここでは感染者一人ひとりの顔はみえてこないが，量的アプローチは社会全体の動向を知るにはもっとも適した社会調査といえるのは間違いないし，感染症対策などの医療体制・社会政策を考えるさいには判断の根拠という意味できわめて重要な役割を担う．

2.3. その他の調査法による社会調査で社会学者は何を明らかにしているのか

主なものとして，文字（質的）データを量的な手法で扱うテキストマイニング，質的手法と量的手法の架橋を目指す QCA（質的比較分析），質的手法と量的手法を 1 つの研究プロジェクト内で使い分ける混合研究法などがある．これらの手法は総じて比較的新しい調査手法といえるため，こうした第 3 の調査方法の評価（社会調査としての有効性や限界などの評価）にはもうしばらく時間が必要といえるかもしれない．

3. 共同研究の必要性

社会にアプローチするためには，多様な方法を適切に組み合わせて取り組むことが望ましいといえるが，現在の社会学では各調査法が細分化・先鋭化しており，すべてに目配りをして調査を実施することが難しくなってきている．ましてや一人で複数の調査手法を実施することは現実的ではない．そのため，現在，社会

学者が中心となって実施している社会調査では，社会学者同士あるいは別分野の研究者も積極的に巻き込んで，大規模なチームを組んでそれぞれの得意な手法を持ち寄って社会調査を実施することが増えてきた．

今後も調査手法の細分化と先鋭化がこれまで以上に進むことが予想されるので，大規模なチームでの社会調査の実施は増えてくることが予想される．社会という対象は曖昧であるからこそ，複数の手法で社会を描き出すことで，調査結果の社会像はよりリアルな社会に近づくことができるからである．

4. 社会調査はどこまで社会を調査できているのか

社会調査の魅力や面白さと同時に，受賞対象の連載記事では社会調査における理論的・実践的な困難についてもたびたび言及してきた．前者は，他者の合理性への理解や調査者の社会観の問い直しなどがキーワードとなるであろう．後者は，調査結果とリアルな社会の時間的ズレや，社会ですでに生活をしている調査者が有する認識的限界などがキーワードとなるであろう．

連載記事でも繰り返し主張したことだが，いかなる社会調査を実施しても〈完璧に〉社会を正しく描くことはできない．社会学者にかぎらず社会調査を行ういかなる主体も，社会調査をとおしてリアルな社会を寸分の狂いもなく精確に捉え記述することは難しく，かならず誤差を含んでしまう――少なくとも社会調査の結果を解釈するさいには，そのように考えたほうがよいであろう．

しかしながら，だから社会調査は信頼できないのだ，ということにはならない．むしろ，不完全にせよ，社会に迫る方法が社会調査しかない以上，そうした調査結果の誤差を含み込んだうえで，社会調査の知見を適切に解釈することが求められているといえのではないだろうか．調査結果の妥当性を高めるために，個々の研究者には，調査プロセスを詳らかにし，相互批判に開くことが求められている．

社会調査は，調査を終えて分析・解釈をし，知見をまとめあげて社会のなにがしかを掴んだと思った瞬間には，もうすでに調査時の社会は姿を消して別の社会が現前していることがよくある．社会調査で得られる社会像は，つねにリアルな社会よりも半歩（以上）遅れてしまうことが運命づけられており，永遠に追いつけない競争を強いられているようなものだが，だからこそ社会調査を専門とする社会学者として，試行錯誤をしながら社会調査を実施することのやりがいもあるのだろうなと感じている．

---

*Saito Keisuke
Okayama University

2021年秋の大会

社会・環境部会セッション

2020 年度社会・環境部会賞受賞記念講演
2020 Award Commemorative Lecture of Social & Env.Div;

（4）意思決定、組織行動、原子力政策などの研究を通じた原子力業界への示唆
― 原子力をナッジする ―

(4) Implications for the nuclear industry through research on decision-making, organizational behavior, nuclear policy: Nudge nuclear energy

*松井 亮太[1]
[1]山梨県立大学

1. はじめに

今回の講演では、受賞の際に評価された日本原子力学会和文論文誌の論文 1 本と日本原子力学会学会誌 ATOMOΣ の記事 2 本について概説した上で、原子力をナッジ（Nudge）するという切り口から新たな提案を述べる。

1-1. 「集団思考(groupthink)とは何か：複合集団における集団思考の可能性」（日本原子力学会誌 ATOMOΣ 第 62 巻 5 号 2020 年 5 月）

集団思考（groupthink）とは、優秀なメンバーで構成されるエリート集団が意思決定を失敗するメカニズムを説明するモデルであり、米国の社会心理学者アーヴィング・ジャニス（Irving Janis）が 1970 年代に提唱した。本稿では、集団思考とはどのような現象であり、どうすれば防げると考えられているのかを解説した。さらに筆者のこれまでの研究を踏まえて、大集団や複合集団が集団思考に陥る「複合的集団思考」という新たなモデルを提示した。

1-2. 「失敗を許す社会へ」（日本原子力学会誌 ATOMOΣ第 62 巻 9 号 2020 年 9 月）

原子力業界に限らず、深刻な失敗（事故や不祥事など）が起きると、社会はその失敗を犯した個人や組織を強く批判する傾向がある（スケープゴート現象）。しかし、これまでの研究によって批判には逆機能があることも知られている。失敗した個人を批判しない免責の仕組みは、既に航空業界や原子力業界などで取り入れられているものの、事故原因の複雑化に伴い、個人の免責だけでは不十分となる可能性がある。そこで本稿では、組織的要因に着目する従来型のアプローチを「狭義のシステムアプローチ」、システムの対象を社会にまで広げるアプローチを「広義のシステムアプローチ」と称して、社会が組織を批判しない社会的免責の必要性を論じた。

1-3. 「原子力政策の意思決定と討議デモクラシー：日韓の討論型世論調査の比較分析」（日本原子力学会和文論文誌第 19 巻 3 号 2020 年 9 月）

討議デモクラシー（ミニ・パブリックス型）とは、特定のテーマについて無作為抽出で選ばれた一般市民が集まり、専門家の意見も聞きながら討議する形態のデモクラシー（民主主義）のことである。本稿では、日本（2012 年）と韓国（2017 年）で大規模に実施された原子力政策の「討論型世論調査」（DP：Deliberative Poll）に着目し、両者の比較を通じて原子力政策の意思決定における討議デモクラシーの意義や可能性、留意事項などについて考察した。本稿をさらに発展させた研究として、「Wisdom of Crowds 論から考える討議デモクラシーの可能性」（日本原子力学会誌 ATOMOΣ第 63 巻 8 号 2021 年 8 月）がある。Wisdom of Crowds（群衆の英知）とは、一般市民などから構成される群衆の知恵は専門家の知恵にも勝ることが多いという現象のことであり、Wisdom of Crowds 論とリスク認知バイアスの観点から討議デモクラシーの可能性を議論した。

---

* Ryota Matsui[1]
[1] Yamanashi Pref. Univ.

2. 原子力をナッジする

2-1. ナッジ

ナッジ（Nudge：ひじで軽く突く）とは、行動科学の知見に基づく工夫や仕組みによって、人々がより望ましい行動を自発的に選択するよう誘導することをいう*。有名な例として、Johnson & Goldstein（2003）によるヨーロッパ諸国の臓器移植同意率の研究が知られている。一般に同意の取り方は、同意する場合にフォームにチェックする「オプトイン方式（opt-in）」と、同意しない場合にフォームにチェックする「オプトアウト方式（opt-out）」に分けられる。同研究により、オプトイン方式を採用している 4 か国（デンマークやドイツなど）ではほとんどの国民が臓器移植に同意していないのに対して、オプトアウト方式を採用している 7 か国（フランスやオーストリアなど）ではほぼ全ての国民が臓器移植に同意していることが明らかとなった。

＊ 原子力発電の増加は人々にとって望ましい状態とは限らないが、ここでは「原子力に対するバイアスの低減は、より良い政策意思決定に資する」という意味でナッジと呼ぶ。

2-2. 提案①：ゼロエミ電源をオプトアウト化

Johnson & Goldstein の臓器移植同意率の研究を応用して、電気料金プランで「ゼロエミッション（ゼロエミ）電源をオプトアウト化する」という方策を提案したい。現状の電気料金プランでは、太陽光や風力などのゼロエミ電源はオプトイン方式となっており、ゼロエミ比率の高いゼロエミプランに加入するには何らかの申請が必要である。そのため、ゼロエミプランを申請して通常よりも高い電気料金を支払っている消費者は一部の層に限られており、ゼロエミ電源に対する需要がそれほど高まらないので、原子力発電所が稼働しなくても電力供給に大きな支障が生じない状態になっていると思われる。結果として、原子力発電の必要性が市民から十分に理解されないのではないかと推察する。

ここで、ゼロエミプランをオプトアウト化（デフォルト化）すれば、ヨーロッパ諸国の臓器移植同意率のようにゼロエミプランの加入者が急激に増えると予想される。すると、太陽光や風力などの変動電源（VRE）だけで安定供給することが困難となり、結果として、原子力発電のゼロエミ電源としての価値や必要性が認識されるようになる可能性が考えられる（図 1）。

ただし、ゼロエミのオプトアウト化も後述する部分的絶対安全も実社会で導入するには、それに付随する問題点などを十分に検討した上で、社会に対する説明責任を果たすことが不可欠であろう。

図 1　ゼロエミ電源をオプトアウト化

2-3. 提案②：部分的絶対安全

福島第一原子力発電所事故（以下、1F 事故）の後、日本の原子力発電所の安全性は大幅に向上したが、「それらの取り組みが市民からあまり評価されていない」という原子力関係者の声も少なくない。Kahneman & Tversky（1979）によれば、人間は高確率事象を過小評価し、確実事象を適切に評価する傾向があるとされている。これは「確実性効果」として知られる現象であり、一般に不確実な事象は人々から低く評価されがちである。従って、原子力発電所の安全強化対策によって事故の発生確率が下がったとしても、安全性には不確実性が伴う（事故が起きる可能性はゼロにはならない）ため、確実事象を求める人々から適切に評価してもらうことは難しいと考えられる。

確実性効果に関連して、Slovic et al.（1982）は以下の 2 種類の質問票を別々の被験者に読ませてワクチンを接種するか質問するという実験を行なった。

【質問票 A】
・ある疫病に 20%の住民が感染する。
・用意されたワクチンは、接種した人の半分に効果がある。
【質問票 B】
・2 つの異なる疫病があり、それぞれ 10%ずつの住民が感染する。
・用意されたワクチンは、片方の疫病には確実に効果があるが、もう片方にはまったく効果がない。

2 つの質問票はほとんど同じ状況であるにもかかわらず、実験の結果、質問票 B の方がワクチン接種の比率が高まることが明らかになった。このように、人間は直面している不確実性の一部だけでも確実性が得られれば、その価値を高く感じるという現象は「擬似確実性効果」と呼ばれる。

この「擬似確実性効果」を応用して、筆者は「部分的絶対安全」という考え方を提案したい。例えば、安全強化対策の効果を炉心損傷確率などの「不確実事象」として説明するのではなく、「〇m の津波に対しては確実に安全になった」「〇ガルの地震には確実に安全になった」などと説明する方法である。それは、あくまで擬似的な確実性であるものの、Slovic et al.のワクチンの実験結果と同様に、不確実事象よりも価値が高いと評価される可能性が考えられる（図 2）。

1F 事故後、「絶対安全」が禁句になっていることは言うまでもないが、筆者の提案する「部分的絶対安全」は必ずしも安全神話への逆戻りではないと思われる。「部分的絶対安全」は工学的に可能であり、もちろん市民を騙すためのものでもない。これは原子力関係者の取り組みを市民に正確に伝えるためのアプローチである。1F 事故前の問題として、実態は「部分的絶対安全」だったものを、いつの間にか「絶対安全」という神話が生まれ、原子力関係者自身も信じ込んでしまったことにあると筆者は考えている。1F 事故の教訓をいかすためには、技術者側があくまで「部分的絶対安全」であることを十分に理解した上で、原子力関係者の取り組みを丁寧かつ明確に説明することが有効と思われる（例：〇〇の事象に対しては確実に安全になった）。当然ながら、「部分的絶対安全」は市民の理解を得るために完璧な方法ではないが、現状のリスクコミュニケーションでよく使われている「数万年に 1 回の話」よりは効果的な可能性があると考えられる。

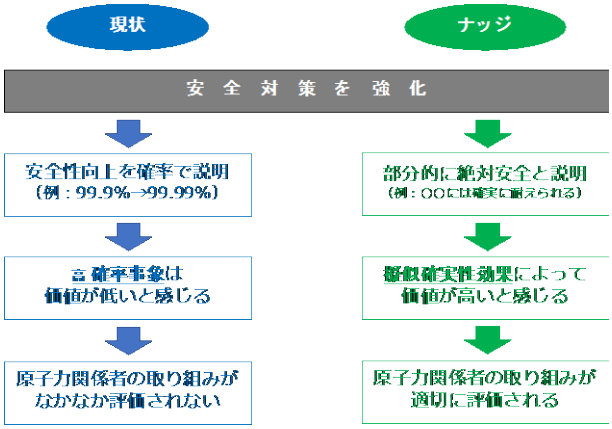


図 2　部分的絶対安全

参考文献

Johnson, E. J., & Goldstein, D. G. (2003). Do defaults save lives? *Science, 302*, 1338–1339.

Kahneman, D., & Tversky, A. (1979). Prospect theory: An analysis of decision under risk. *Econometrica, 47*(2), 263-292.

Slovic, P., Fischhoff, B., & Lichtenstein, S. (1982). Response mode, framing, and information-processing effects in risk assessment. In R. Hogarth (Eds.), *New directions for methodology of social and behavioral science: Question framing and response consistency* (pp. 21-36). San Francisco: Jossey-Bass.

本研究は JSPS 科研費 JP 21K14380 の助成を受けたものです。

Oral presentation | I. General Issues | General Issues

[1K07-10] Social Survey

chair: Ryuta Takashima (TUS)

Wed. Sep 8, 2021 2:45 PM - 4:00 PM Room K

[1K07] Measurement of Public Opinion on Nuclear Power Generation (13)

*Tomohiro Fujita[1] (1. INSS)

2:45 PM - 3:00 PM

[1K08] Measurement of Public Opinion on Nuclear Power Generation (13)

*Atsuko Kitada[1] (1. INSS)

3:00 PM - 3:15 PM

[1K09] People's Contact with Information and Risk Aversion Regarding The Health Effects of Low-dose Exposure

*Fumihiro Yamane[1] (1. Hiroshima City University)

3:15 PM - 3:30 PM

[1K10] Analysis of concern and anxiety about social issues from the "Questionnaire on energy and nuclear power"

*Reiko Kuwagaki[1], Shoji Tsuchida[2] (1. CRIEPI, 2. Kansai Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

継続調査による原子力発電に対する世論の測定（13）
（1）新型コロナウイルス感染症と原子力発電への意識

Measurement of Public Opinion on Nuclear Power Generation through Replicated Opinion Surveys (13)
(1) Covid-19 and Attitudes toward Nuclear Power Generation

*藤田 智博[1]
[1]（株）原子力安全システム研究所

2019 年 12 月以降、新型コロナウイルス感染症が世界的に流行し、感染症対策が求められる中で、社会経済生活は大きく変化した。本稿では、感染症と比較した場合の原子力発電の主観的なリスクの程度、エネルギーや原子力発電に対する態度や意識の変化の有無について報告する。

キーワード：原子力発電、意識調査、新型コロナウイルス感染症、リスク

1. はじめに

2020 年、社会経済生活に大きな影響を及ぼしたのが新型コロナウイルス感染症の流行である。このような中、エネルギーや原子力発電についての意識に変化は見られたのかについて継続調査から検討する。

2. 調査概要

（株）原子力安全システム研究所では、電気や原子力発電に対する意識や態度について、継続調査を 1990 年代から実施してきた。2020 年度の調査は、調査票の構成、電気や原子力発電に対する主な質問はほぼ従来通りとし、一部の質問や選択肢については、新型コロナウイルス感染症についての質問や選択肢に入れ替えて実施した。調査対象は関西地域に暮らす 18 歳～79 歳の男女とし、2020 年の 10 月から 11 月にかけて割当法・訪問留置き法により 1007 人から回答を得た。

3. 結果

夏の電気使用量と電気代については、「増えたと思う」が、2019 年度調査と比較して、20.9%から 32.9%に（使用量）、21.5%から 33.5%に（電気代）、それぞれ有意に増えていた。

新型コロナウイルスの影響について、行動や生活スタイルの面で「大きな」ないし「かなり」影響を受けている層は 50%を上回る。また、経済的な面で「大きな」ないし「かなり」影響を受けている層は 30%を上回る。

原子力発電については、一般的な利用、再稼働の賛否、地層処分への賛否について、2019 年度の調査結果と大きく変化はない。

リスク観について、科学技術のリスクをゼロにしなければならないと考えるゼロリスクについて、支持する層は 31.2%から 22.9%に有意に低下していた。

4. 結論

新型コロナウイルス感染症への関心は非常に高く、生活における重要性や不安感も原子力発電と比較して高い。原子力発電の利用、再稼働、地層処分への賛否に大きな変化はないものの、それらの意識を規定しうるリスク観の変化が今後も持続的であるかを見極めていく必要がある。

---

*Tomohiro Fujita[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(13)
（2）原子力発電による石炭火力代替の受容性

Measurement of Public Opinion on Nuclear Power Generation through Replicated Opinion Surveys (13)
(2) Acceptability of Using Nuclear Power as an Alternative to Coal-fired Power

*北田 淳子[1]
[1]（株）原子力安全システム研究所

脱炭素のために、政府は旧型の非効率な石炭火力発電所を休廃止する方針を発表した。本稿では、(1)この方針についての支持や原子力発電による代替の受容性　(2)その受容性はどのような態度に関連しているか、(3)再生可能エネルギーによる代替と原子力発電による代替は対立的にとらえられているかについて報告する。
キーワード：原子力発電、意識調査、石炭火力発電所の廃止、CO_2 排出削減、地球温暖化

1. はじめに

政府の 2050 年カーボンニュートラルの表明で CO_2 削減の取り組みが加速しているが、CO_2 削減策として人々が想起するのは電気自動車や環境配慮行動、再生可能エネルギー（以下「再エネ」と略す）で、火力発電の削減も原子力発電の利用もあまり想起されないことがわかっている（北田, 2020. INSS JOURNAL, **27**）。

2. 調査概要

関西地域の 18 歳～79 歳を対象に 2020 年 10 月に割当法・訪問留置き法により、数問のみが異なる 2 種類の調査票を用いて調査した。調査票 A で 507 人、調査票 B で 500 人、計 1007 人の回答を得た。

3. 結果と考察

(1) 石炭火力休廃止の賛否：　「無理して減らさなくてよい」や「CO_2 排出量を抑えた新型（＝高効率）の建設も認めない」は各 1 割で、「いちがいにいえない」が 3 割と多いものの、政府の方針への反対は少なかった。この意見分布は温室効果ガス削減態度（積極度）にほとんど関係していなかった。

(2) 原子力による代替の受容性の要因：　石炭火力の代替として使用することを肯定する人は、太陽光・風力については 78%、天然ガス火力は 58%、原子力発電は 23%であった。原子力発電には否定が 36%で肯定を上回り、「どちらともいえない」（態度保留）が 40%であった。この賛否と温室効果ガス削減態度には弱い負の相関があり、削減に積極的なほうが原子力発電による代替に否定的であった。また、この賛否と原子力発電の利用についての基本的態度には強い正の相関があった。ただし、利用については「やむをえない」を中心に 6 割が肯定するが、この層でも原子力発電による代替を肯定する人は 34%で、態度保留が 52%を占めた。発電方法ごとの CO_2 排出量の比較表によって原子力発電の CO_2 排出量が少ないことを示しても、原子力発電による代替の肯定は増えず、あまり効果はなかった。

(3) 再エネと原子力の共存：　回答者全体では原子力発電による代替の賛否と太陽光・風力による代替の賛否に負の相関があり、太陽光・風力による代替を肯定するほうが原子力による代替に否定的な傾向があった。しかし、再エネと原子力発電の共存についての考え方で層別すると、負の相関は再エネ単独支持層のみにあった。全体の 7 割以上を占める共存肯定層は、再エネと原子力発電のどちらで代替するかというような二者択一ではとらえてはいないことが示唆される。

現状では石炭火力の代替として原子力発電の受容性は高くない。温暖化対策、すなわち CO_2 削減における発電分野の重要性や原子力発電の低炭素特性が理解されることが必要である。

---

*Atsuko Kitada[1]
[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

低線量被ばくの健康影響に関する人々の情報接触とリスク回避行動

People's Contact with Information and Risk Aversion Regarding the Health Effects of Low-dose Exposure

*山根史博
広島市立大学

東京都民を対象に実施した web アンケート調査のデータから、低線量被ばくの健康影響に関する情報接触の実態を把握するとともに、年間の追加被ばく線量を属性とする居住物件の選択型実験での選択傾向と情報接触頻度の関係、並びに放射線被ばくを回避することへの支払意思額を分析した。

キーワード：原発事故、放射線被ばく、情報接触、選択型実験、アンケート調査

１．緒言

福島第一原発の事故が発生してから丸 10 年が経過した。この間、人々は様々な情報源を通じて放射線被ばくの健康影響に関する情報に接してきた。ただし、事故直後に比べて、近年のこうした情報への接触頻度は低下していることが確認されており、また、事故直後に接した情報と近年になって接した情報とでは人々の放射線被ばくに対する不安に与える影響が異なることが予想される。そこで今回は、2019 年 2 月に東京都民を対象に行った web アンケート調査のデータを用い、事故直後並びに近年における放射線被ばくの健康影響に関する情報の接触と放射線被ばくに対する回避行動（不安の顕示指標）との関係を分析した。

２．手法

Web アンケート調査は 2019 年 2 月 15 日～18 日にかけて実施した。対象母集団は東京都に住む 15～79 歳の住民であり、有効回答数は 506 名であった（回収率 26.7%）。調査では、事故直後の 1 年間（おおよそ 2011 年）と直近の 1 年間（おおよそ 2018 年）のそれぞれにおける「放射線被ばくの健康影響に関する情報の接触頻度」を聞いた。また、低線量被ばくやその健康影響に関するリスク認知を問う質問（5 件法の質問 14 項目）を行い、さらに、年間の追加被ばく線量を属性とする居住物件の選択型実験を行った。

ここでは、選択型実験から得られた離散選択データで潜在クラス・ロジットモデルを推定することにより、放射線被ばくを回避することに対する限界支払意思額と被験者の個人属性、リスク認知、並びに事故直後・直近 1 年間の情報接触頻度との関係を分析した。

３．結果・考察

まず、低線量被ばくやその健康影響に関するリスク認知を問う質問への回答で因子分析を行った結果、「不可避性」と「恐ろしさ」という２つの潜在因子が抽出された。

次に、潜在クラス・ロジットモデルの推定結果をまとめる。まず、放射線被ばくの回避に対する限界支払意思額が高いクラス１と低いクラス２という２つのクラスが検出され、個々の被験者の各クラスへの所属確率の標本平均はクラス１が 62.8%、クラス２は 37.2%だった。個人属性に関しては、世帯年収の高い被験者ほどクラス１に所属する確率が高いことが示されたが、性別、年齢、未既婚、同居子供人数、世帯員数に関しては所属確率との有意な関係は示されなかった。低線量被ばくやその健康影響に関するリスク認知に関しては「不可避性」と「恐ろしさ」ともに、因子スコアが高い被験者ほどクラス１に所属する確率が高いことが示された。最後に、「放射線被ばくの健康影響に関する情報」に関しては、事故直後の接触頻度が高い被験者ほどクラス１に所属する確率が高いことが示されたが、直近１年間の接触頻度に関しては有意な結果は得られず、人々のリスク回避傾向の強弱は事故直後の情報接触頻度とは関係しているものの、近年の情報接触頻度との関係は示されなかった。

※　本研究は科学研究費助成事業・若手研究（B）「原発災害の不確実性に対する人々の不安（厚生損失）形成メカニズムの実証的解明」（2017～2020 年度、代表：山根史博）の一環として実施した。

*Fumihiro Yamane,
Hiroshima City University.

日本原子力学会社会・環境部会「エネルギーと原子力に関するアンケート」から社会課題に対する関心と不安の分析
—福島第一原子力発電所事故から 10 年の節目で改めてふりかえる—

Analysis of concern and anxiety about social issues from the "Questionnaire on energy and nuclear power"
— Reflections on the 10th after the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accident —

*桑垣 玲子[1]，土田 昭司[2]
[1]電力中央研究所，[2]関西大学

本報告では、日本原子力学会が福島第一原子力発電所事故前後 7 年間にわたって首都圏住民と原子力学会員を対象に実施した「エネルギーと原子力に関するアンケート」から、社会課題に対する関心と不安の推移を取り上げ、専門性や年代等による共通点や差異を明らかにし、原子力と社会との関わりを探る。

Keywords: Questionnaire Survey, Fukushima-Daiichi Nuclear Power Accident, Nuclear Technology and Society, Risk Communication

1. はじめに

関心とは、一般に「物事に心をひかれ、注意を向けること」とされる。人は、自分が注意を払うべき社会課題は何か常にアンテナを張っており、リスクへの不安や認知は、情報に接触し、関心が喚起されることで顕在化し強化される。無関心や過剰反応は適切なリスク低減行動を妨げる原因ともなり、専門家には人々の適切な判断に結びつくような情報提供が求められる。だが、専門家と一般の人々との間では原子力に関する社会課題への関心や不安の程度に差があり、事故を経験したことで意識のギャップはやや増した（木村,2012）。

2. 調査対象と目的

「エネルギーと原子力に関するアンケート」調査は、経年的な意識の変化と専門家－非専門家間の認識ギャップを測定することを目的に、専門家は日本原子力学会員から無作為抽出、一般の人々は首都圏 30km 圏内住民を割り当て法で抽出し、年 1 回定期的に実施された（調査データは現在、社会・環境部会データ管理ワーキンググループにて公開）。本稿は、専門家と一般に対して同時期に実施した 2008 年 12 月～2014 年 1 月の調査のうち、①普段から関心を持っている事柄、②普段の生活を送るうえで不安を感じる事柄について 20 項目の社会課題への複数選択回答を求めた設問を取り上げて、関心と不安の推移を明らかにする。

3. 結果と考察

首都圏住民は、関心や不安を持つ人の多寡に関係なく社会課題全般に関心と不安は相関が高く、他方、原子力学会員は、原子力等関連項目のみ不安と関心に相関がなく、関心は高いが不安を持つ人が少ない傾向が顕著であった。また、事故前後の経年比較や、年代での比較からは、不安を持つ人の割合が増えると関心も高まる傾向がみられ、この点は専門家にも共通していた（例えば、対象期間全てで年代が高いほど関心も不安も高かった）。以上からは、専門性により、「心をひかれる」興味と「注意を向ける」警戒とに関心の持ち方が大きく異なるため、原子力リスクについて専門家と非専門家との間でのコミュニケーションのギャップをもたらすことが示唆された。なお、年代による変化は詳細にリスク受容との関係等も検証する必要がある。

参考文献

[1] 木村浩，福島原発事故以降，首都圏住民と原子力学会員の原子力に対する認識ギャップはどうなったのか？，原子力学会誌,Vol.54,N0.9(2012)

[2] 原子力学会，エネルギーと原子力に関するアンケート調査結果等の概要報告（http://www.ponpo.jp/DMWG/index.html）

---

* Reiko, Kuwagaki[1], Shoji Tsuchida[2]
[1] CRIEPI., [2] Kansai Univ.

Oral presentation | I. General Issues | General Issues

[1K11-14] Education &Human Resources Development

chair: Shoji Tsuchida (Kansai Univ.)

Wed. Sep 8, 2021 4:00 PM - 5:15 PM Room K

[1K11] Improvement of the severe accident practice tool

*Ikuo Kawasaki[1], Toshiya Takaki[1], Yoshinori Yamamoto[2], Hiroyuki Ikeda[2] (1. INSS, 2. KEPCO)

4:00 PM - 4:15 PM

[1K12] Hitachi-GE's Knowledge Management Approach for Transferring Nuclear Technical Knowledge

*Tadasu Yagi[1], Yoshinori Terao[1], Manami Kogai[1], Masaaki Osaka[1], Tetsuya Matsui[1], Naoki Ogiwara[2] (1. HGNE, 2. KAJ)

4:15 PM - 4:30 PM

[1K13] Development of a board game to study the characteristics of power sources and power generation mix

*Noritaka Yusa[1], Ryoju Hamada[2] (1. Tohoku Univ., 2. Asahikawa National College)

4:30 PM - 4:45 PM

[1K14] Report on the "Mext.'s International Nuclear Human Resource Development Initiative Project", "Training to Understand Risks related to Nuclear Reactors and Fuels and Their Control"

*Tetsuya Matsui[1], Atsumu Hirabayashi[1], Kazuyoshi Hashimoto[1], Kohei Yoshida[1], Toru Higuchi[2] (1. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 2. Nippon Nuclear Fuel Development Co., Ltd.)

4:45 PM - 5:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

シビアアクシデント演習ツールの改良

Improvement of the severe accident practice tool

*川崎 郁夫[1]，高木 俊弥[1]，山本 治宗[2]，池田 浩之[2]
[1]原子力安全システム研究所，[2]関西電力

福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえて開発した，シビアアクシデント（SA）時の事象進展を疑似体験できる演習ツールについて，緊急時活動レベル（EAL）判断基準の見直し等を反映して演習ツールの改良を行った．
キーワード：シビアアクシデント，演習ツール，緊急時活動レベル，MAAP

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえて開発した，シビアアクシデント（SA）時の発電所の原子力緊急対策本部対応を疑似体験できる SA 演習ツールにおいて，緊急時活動レベル（EAL）判断基準の見直し等を反映して改良を行った．今回は，前回報告以降の SA 演習ツールの改良のうち，演習シナリオの新規作成について報告する．

2. 演習シナリオの新規作成

演習シナリオの新規作成にあたり，2019 年度に判断基準の見直しがされた EAL のシナリオを選択することとし，今回は原子炉停止機能の異常，使用済燃料貯蔵槽に関する異常の 2 ケースの演習シナリオとした．

今回の EAL 見直し内容（判断基準）を演習に反映できるよう，シナリオ上機器が故障することになるタイミング等を検討し，原子炉停止機能喪失事象のシナリオ（表 1）を作成した．なお，シナリオ中の赤字は今回採用した EAL 判断基準の見直し事象，青字は判断すべき EAL（AL：警戒事態，SE：施設敷地緊急事態，GE：全面緊急事態）である．

演習シナリオは美浜，高浜，大飯発電所での研修で共通とし，1 つの演習シナリオで複数の EAL 判断が要求されるように、様々な故障が重なるように工夫している．この演習シナリオを基にして発電所ごとに SA 解析コード MAAP による解析を実施した．解析時間は事象発生から格納容器最高使用圧力到達までとした．SA 演習ツールでは発電所ごとにパラメータを表示させるため，3 発電所×2 ケース，合計 6 ケースの安全重要パラメータ表示システム(SPDS)の演習用データを作成した．

表 1　作成した原子炉停止機能喪失（ATWS）事象の演習シナリオ

主要なイベント
地震発生 外部電源喪失 原子炉トリップ失敗（原子炉停止機能喪失）AL11 A 非常用ディーゼル発電機自動起動 B 非常用ディーゼル発電機自動起動失敗 →15 分後 AL25 A 充てん／高圧注入ポンプ起動 A 電動補助給水ポンプ起動 タービン動補助給水ポンプ起動
格納容器内主蒸気管破断＆非常用炉心冷却装置作動（安全注入信号） A 余熱除去ポンプ起動 A 電動補助給水ポンプ停止 タービン動補助給水ポンプ停止　AL24、SE24
A 充てん／高圧注入ポンプ停止
蒸気発生器ドライアウト（蒸気発生器広域水位 10%未満）GE24
炉心出口温度 350℃超過　AL42
炉心出口温度 650℃超過
被覆管破損
炉心損傷検知　GE28
格納容器スプレイ作動設定値到達
格納容器スプレイ作動設定値到達（2 回目） →10 分後 SE41
格納容器最高使用圧力到達　GE41、GE42

3. まとめ

今回改良した SA 演習ツールを活用し，今回新規作成した演習シナリオに基づき，関西電力において SA 研修を実施した．その結果，EAL 判断基準の変更点について研修受講者の理解を深めることができたことを確認した．

今後の課題として，種々の EAL を網羅するよう演習シナリオの充実を図っていく必要がある．また，関西電力での SA 研修の実施結果および受講者からの改善要望を踏まえた演習ツールの改善を継続して実施することにより，研修の効率化を図っていく必要がある．これらを実施し，SA 演習ツールが更に効果的なものになるように努める．

参考文献

[1] 川崎郁夫，吉田至孝，岩崎良人，“シビアアクシデント演習ツールの開発と適用”，INSS Journal，Vol.21，PP.196 -204 (2014).
[2] 川崎郁夫，高橋俊佑，“シビアアクシデント演習ツールの改良”，INSS Journal，Vol.23，PP.135 -144 (2016).
[3] 川崎郁夫，中村晶，高橋俊佑，“シビアアクシデント演習ツールの改良”，INSS Journal，Vol.25，PP.137 -142 (2018).

---

* Ikuo Kawasaki[1], Toshiya Takaki[1], Yoshinori Yamamoto[2], Hiroyuki Ikeda[2]
[1] Institute of Nuclear Safety System, Incorporated, [2] Kansai Electric Power Co., Inc.

原子力技術伝承のためのナレッジマネジメントによる日立 GE の取組み

Hitachi-GE's Knowledge Management Approach for Transferring Nuclear Technical Knowledge

*八木 理[1]，寺尾　圭論[1]，小貝　真名美[1]，大坂　雅昭[1]，松井　哲也[1]，荻原　直紀[2]

[1]日立 GE ニュークリア・エナジー（株），[2]ナレッジ・アソシエイツ・ジャパン（株）

原子力技術の次世代への確実な伝承はわが国でも大きな課題となりつつあるが、日立 GE ではナレッジマネジメント（以下、KM）を用いた技術伝承活動を 2017 年より実施してきた。これまでの KM 活動を通して、喪失リスクのある知識資産の明確化と、KM 活動の定着化、情報アクセス性の向上を図った。

キーワード：ナレッジマネジメント，ナレッジマップ，技術伝承

1. 緒言　知識を体系的・組織的に管理・伝承する手法として、野中郁次郎氏らが提唱した KM がある[1]。日立 GE では、海外ベンチマーキングなどを踏まえ、「人から人へ知識を受け継ぐ」、「人と人をつなげる」、「人と情報をつなげる」ことを活動方針に、次世代に技術をつなぐための KM 活動を展開してきた[2]。

2. 実施内容　活動方針基づき、展開した主な活動は、１）保有している技術をリスト化したナレッジマップの作成、２）ナレッジマップの各項目でその技術を有するエキスパートとそれを受け継ぐ若手（ネキスパート：Next expert の造語）の組織的な管理、３）前記１）２）の評価による技術の喪失リスクのある領域の明確化、４）アワードやフォーラムの開催による KM 活動の活性化と定着化、５）技術情報アクセス性の向上を目的とした全文検索システムの導入や社内ホームページの刷新による情報体系整理である。ナレッジマップの作成では、これまで設計部門を中心に 16,000 項目の伝承内容を洗い出しリスト化した。これらの洗い出された内容に対して、エキスパート、ネキスパート、優先度、参照図書、伝承期限などを明確化するとともに、それらを取り込んだ技術伝承システムを構築した。構築した技術伝承システムの画面構成を図 1 に示す。システム化することで、全部署の技術保有状況を閲覧・検索・集計できるようになり、組織的に技術伝承を管理することが可能となった。集計機能の利用では、たとえば、個人単位で伝承に割り当てなければならない時間（教える・受け継ぐのに必要な時間）と通常業務時間の割合について確認することが可能となった。今後、この技術伝承システム情報を元に、社内ローテーション計画や新規技術開発分野への適用、ジョブディスクリプションの検討といった活用を図っていく予定である。

3. 結論　原子力技術伝承のために KM 活動を展開することで、社内知識資産の棚卸しを実施し、それらをシステムに取り込むことで、体系的・組織的管理が行えるようになった。今後更に KM 活動の拡大と定着化、情報アクセス性の向上策を図り、従業員自らが自発的に継続していける活動を目指していく。

参考文献：　[1] 野中郁次郎，外：知識経営のすすめ，筑摩書房（1999.12）　[2] 八木理，外：次世代に技術をつなぐ原子力分野でのナレッジマネジメント活動，日立評論（2020.03）

技術領域大項目	技術領域中項目	技術領域小項目	伝承内容	責任者	エキスパート	ネキスパート	影響度	緊急度	優先度	技術伝承参照図書	伝承方法	状況	期限
システム	プラント基本計画	個別系統仕様	・気体廃棄物処理系（機器開発情報、系統仕様）	松井哲也	寺尾圭論	八木理	2	3	6	参考図書1	図書作成	完了	2021/2Q
			・水素注入設備（水素取扱、水化学基礎）	松井哲也	小貝真名美 寺尾圭論	八木理	1	2	2	参考図書3	勉強会の開催	実施中	2022/2Q
			・所内蒸気系（機器特性、サイジング）	松井哲也	寺尾圭論	八木理	3	3	9	参考図書4	模擬体験	実施中	2022/2Q
			・圧縮空気系（機器特性、サイジング）	松井哲也	寺尾圭論	八木理	1	3	3	参考図書5	全社研修	未実施	2023/2Q
			・SA・特重（特記すべき固有の配慮）	松井哲也	小貝真名美 寺尾圭論	八木理	2	2	4	参考図書5	勉強会の開催	完了	2021/2Q

図 1　技術伝承システムの画面構成のサンプル

*Tadasu Yagi[1], Yoshinori Terao[1], Manami Kogai[1], Masaaki Osaka[1], Tetsuya Matsui[1] and Naoki Ogiwara[2]

[1]Hitachi-GE Nuclear Energy,Ltd., [2]Kowledge Associates Japan,Ltd.

電源特性及びベストミックス理解のためのアナログゲーム開発

Development of a board game
to study the characteristics of power sources and power generation mix

*遊佐 訓孝[1]，浜田 良樹[2]
[1]東北大学，[2]旭川高専

著者らが開発を行っているエネルギー環境教育用ボードゲームの開発状況について報告する。各種ルールの見直し等により、要する時間が１時間程度にまで短縮され、教育効果を保持しつつもゲーム性も向上させることに成功した。

キーワード：エネルギー環境教育，電源特性，エネルギーベストミックス，アナログゲーム

1. 緒言

著者らは各種電源特性及びそれらに基づくエネルギーベストミックス学習のためのボードゲームの開発を行っている[1]。当該ボードゲームは発電設備、発電資源を組み合わせることで自国を発展させるというものであり、有効な教育ツールとなると期待される一方で、情報量が多い、要する時間が長いなどの問題点も指摘されていた。今回、ルール等を大きく見直すことにより、煩雑さが大きく低減され、また要する時間も各種講義で使用可能と思われる１時間程度にまで短縮させることに成功したので、その概要を報告する。

2. ゲームの概要

ゲームの概要を図１に示す（ゲームにおいては、手順把握のために、これを A5 サイズに印刷されたものが各プレイヤーには１枚ずつ配布される）。基本的な流れとしては、各プレイヤーは発電設備と資源を購入し、温室効果ガス排出量制限値を満たしつつ必要電力を発電することで、自国を発展させるというものである。これを３回繰り返したのち、最も自国を発展させたプレイヤーが勝者となる。発電設備には石炭火力、石油火力、ガス火力、原子力、水力、風力、太陽光の 7 種類があり、必要資源や温室効果ガス排出量、国内/国際情勢の影響等が異なったものとなっている。発電設備の価格は我が国における建設費に基づいており、資源の価格は、ランダムに変動はするものの、その変動の度合いはこの半世紀の資源価格を考慮して決められたものである。概ね、自国の発展度が低い場合は石炭火力がコスト、資源確保の面で有利であるものの、発展度が高くなり必要電力が大きくなるにつれ、温室効果ガス排出制限を考慮しての電源構成の多様化と資源確保が重要となってゆくように、各種バランスは調整されている。ゲームの評価は、新たに募った１２名の大学生に対するアンケート調査により行った。アンケートの結果は、以前の版と比べて、よりゲームの本質的な部分に集中でき、よってより深い学びに繋がり得ることを強く示唆するものであった。

図１　ゲーム概要

参考文献

［1］遊佐，浜田，エネルギーベストミックス学習のためのボードゲーム開発，エネルギー環境教育 15（2021）

---

*Noritaka Yusa[1] and Ryoju Hamada[2]

[1]Tohoku Univ., [2]National Institute of Technology, Asahikawa College

文部科学省 国際原子力人材育成イニシアティブ事業「原子炉および燃料に関するリスクとその制御を体得する研修」実施報告

Report on the "Mext.'s International Nuclear Human Resource Development Initiative Project", "Training to Understand Risks related to Nuclear Reactors and Fuels and Their Control"

*松井 哲也[1]，平林 集[1]，橋本 和良[1]，吉田 昂平[1]，樋口 徹[2]
[1]日立ＧＥニュークリア・エナジー株式会社，[2]日本核燃料開発株式会社

文部科学省「国際原子力人材育成イニシアティブ事業」において 2018 年～2020 年の 3 年間にわたり原子力人材育成のための研修を実施した。研修の目的は、原子炉および燃料のリスクを正しく知るとともに、それが制御できるものであるとの認識を身に付けることとし、5 回の研修で計 50 名の学生が参加した。

キーワード：人材育成，研修，原子炉，燃料，リスク，確率論的リスク評価

1. 本研修の概要

今後の原子力人材にとっては、原子炉および燃料のリスクを正しく知るとともに、それが制御できるものであると認識／体得しておくことが重要と考え、文部科学省「国際原子力人材育成イニシアティブ事業」において「原子炉および燃料に関するリスクとその制御を体得する研修」と題した研修を 2018 年～2020 年の 3 年間にわたり実施した。リスクを正しく知るためには、そのリスクを出来るだけ体感しておくことが貴重な力となり、また、その制御ができるという認識を形成することも重要と考える。更にリスクの評価に関しては、確率論的リスク評価（PRA）が福島第一事故後より重要な評価手法として活用が進められていることから、今後の原子力人材にとっては、その基本概念から評価手法までを習得しておくべきものと位置付けた。以上の考えに基づき、本研修では以下の２点を柱とした。

①原子炉のリスクを評価し、リスク低減策を認識すると共に、プラントシミュレータにより体得する研修
②燃料のリスクを知り、その対応策を体得する研修

研修は夏、冬の年 2 回（トータル 5 回）とし、各 5 日間でのインターンシップ形式として、1 回約 10 名の学生を募集する形とした（応募者は 3 年間で計 193 名、参加者は計 50 名）。研修のカリキュラムを表 1 に、シミュレータ研修の様子を図 1 に示す。３年目（昨年度）はコロナ禍への対応のため、すべてオンラインでの対応とした。オンライン研修としては、オンライン会議ツールにより講義や動画を配信するとともに、仮想 PC（VDI：Virtual Desktop Infrastructure）を用いて PRA ソフトや VR システムを使用してもらうなど、情報セキュリティを確保した状態で、よりリアルな研修に近づけるよう工夫した。

２．本研修の成果（一例）

研修前後のアンケートで、各カテゴリーの理解度を調査し、良好であることを確認した。また、原子力分野への進路希望を調査したところ、「非常に関心がある」と答えた学生が、研修前の 50%に対し、研修後に 78%となり、一定の成果を得られたものと考える。

表 1. 研修カリキュラムと特徴（オンライン対応を含む）

日程	カテゴリー	研修項目	特徴【オンライン対応】
1－2日目	確率論的リスク評価の研修	1）BWR 安全設備に関する講義	弊社設計で使用している PRA ソフトを実際に使用し学習
		2）PRA＆リスクに関する講義（東京大学　山口彰　教授）	
		3）PRA の実習	【仮想 PC 上で PRA ソフトを使用】
		4）リスク情報活用の実習	
3日目	プラントシミュレータによる研修	1）主要系統・設備の実習	最新シミュレータと VR で事故事象等を体験
		2）過渡事象・過酷事故の実習	【動画と仮想 PC 上で VR 使用】
4－5日目	燃料のリスクを知り、その対応策を体得する研修	1）燃料とそのリスクに関する講義（東京大学　阿部弘亨　教授）	1. ホットラボで未使用及び使用済燃料の放射線測定を体験 2. 外気を捕集し、自然放射線を実測
		2）未使用＆使用済ウラン燃料を用いた実習	
		3）自然放射性核種検出の実習	【動画で模擬体験】

図 1. プラントシミュレータによる研修の様子（解像度は落としています）

謝辞　本発表は上記のとおり文部科学省「国際原子力人材育成イニシアティブ事業」にて実施させて頂き、また本事業の産学連携として東京大学、茨城大学にご協力頂いた事に深く感謝申し上げます。

*Tetsuya Matsui[1], Atsumu Hirabayashi[1], Kazuyoshi Hashimoto[1],Kohei Yoshida[1] and Tohru Higuchi[2]
[1] Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [2]Nippon Nuclear Fuel Development Co., Ltd.

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

[1L01-03] Liquid Metal Compatibility with Structural Material

chair: Kazunari Katayama (Kyushu Univ.)

Wed. Sep 8, 2021 10:00 AM - 11:00 AM Room L

[1L01] Liquid metal compatibility with Al-containing steel fabricated by additive manufacturing

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

10:00 AM - 10:15 AM

[1L02] Chemical compatibility of ODS FeCrAl alloys for liquid Sn divertor concepts

*Yukihiro Miyakawa[1], Masatoshi Kondo[1], Naoko Oono[2], Ryuta Kasada[3], Yu Hao[3], Kan Sakamoto[4], Teruya Tanaka[5] (1. Tokyo Tech, 2. Yokohama Natl. Univ., 3. Tohoku Univ., 4. NFD, 5. NIFS)

10:15 AM - 10:30 AM

[1L03] Corrosion behaviors of F82H steel in liquid metal heat transfer mediums Li, Na, and, NaK of A-FNS

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

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

Al 含有積層造形材の液体金属環境下における材料共存性に関する研究

Liquid metal compatibility with Al-containing steel fabricated by additive manufacturing

近藤 正聡[1]，尾ノ井 正裕[2]，唐土 庄太郎[2]，*北村 嘉規[1]，玉井 芳恵[1]，米本 朋弘[2]

[1]東京工業大学，[2]金属技研株式会社

積層造形技術は複雑な形状を溶接なしに製造可能であることから、次世代エネルギープラントへの応用が期待されている。本研究では、316L オーステナイト鋼をベースとして Al を 5wt%添加した積層造形材を製造し、エネルギープラントで用いられる各種液体金属冷却材との化学的共存性について調べた。

キーワード：積層造形，液体金属，腐食，アルミナ被膜

1. 緒言　積層造形技術は、電子ビームなどにより必要な部分の金属粉末を溶解し、凝固させて金属部品を製作する技術である。複雑な形状を造形可能であり、軽量化、生産性の向上、生産コストダウンに寄与する。液体鉛合金に対して優れた耐食性をもつ Al 含有鋼[1]の課題の 1 つは溶接であったが、積層造形技術により製造することで溶接部なしの Al 含有鋼製の機器を製造することが可能となる。こうした背景から、Al 含有積層造形材を次世代エネルギープラントに応用することが期待されるが、そのためには冷媒として期待されている各種液体金属との化学的共存性について調べることが必要である。そこで本研究では、316L オーステナイト鋼をベースとして Al を 5wt%添加した積層造形材を開発し、次世代型エネルギープラントの冷媒として期待されている各種液体金属との化学的共存性について調べた。

2. 実験手順　316L オーステナイト鋼をベースとして Al を 5wt%添加した積層造形材として、積層造形時の予熱温度が約 620℃(L 材) と約 680℃(H 材)の 2 種類の試料を作製した。試験片加工し表面を湿式研磨した後、電子プローブマイクロアナライザー(EPMA)を用いて Al 分布について調べ、エッチング処理後に組織観察を行った。また、1000℃、10 時間の空気雰囲気下で予備酸化処理を行う事により、保護性 Al_2O_3 被膜の形成挙動について調べた。予備酸化処理を行った試料に対して、Ar 雰囲気、500℃の液体金属(錫(Sn)、鉛ビスマス(Pb-Bi)、鉛リチウム(Pb-16Li))下での 250 時間の静止場腐食試験を行った。腐食試験後、試料表面の金属を除去し、腐食による重量変化を調べ、試料表面を走査型電子顕微鏡(SEM)と X 線回析装置(XRD)を用いて分析した。断面試料作製装置(CP)により試料の断面を作製し、断面観察を行った。

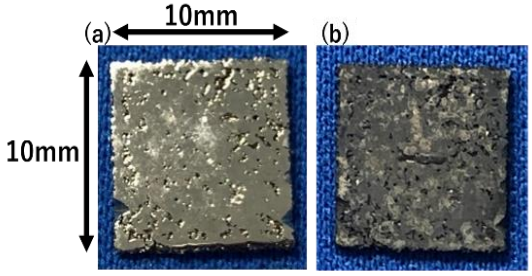


図 1　積層造形材 L 材の予備酸化処理前後の様子(a)処理前，(b)処理後

3. 実験結果・考察　L 材、H 材ともに試料内部に空隙を確認した。Al の偏析は H 材の方が小さく、エッチング後の組織観察では、H 材の結晶径が L 材よりも小さかった。予備酸化処理前後の L 材の試験片を図 1 に示す。予備酸化処理後の試験片の表面は光沢部と黒色部の領域を確認できた。SEM/EDS および EDX 分析の結果、光沢部は Al_2O_3 被膜、黒色部は Cr, Mn の酸化物であった。これは Al 濃度が高かった部分では Al_2O_3 が形成され、その他は Cr, Mn 酸化物が形成されたと考えられる。図 2 に示すように、試料表面には Cr, Mn 酸化物(厚さ：約 4 μm)と Al_2O_3 被膜(厚さ：約 1 μm)が存在しており、Cr, Mn 酸化物の下部領域において、Al-rich 領域を確認した。腐食試験による重量変化は、Sn に対しては L 材が 260g/m^2 増加, H 材が 14.4g/m^2 増加、Pb-Bi に対しては L 材が 2.23×10^{-4}g/m^2 減少, H 材が 1.05g/m^2 減少であった。

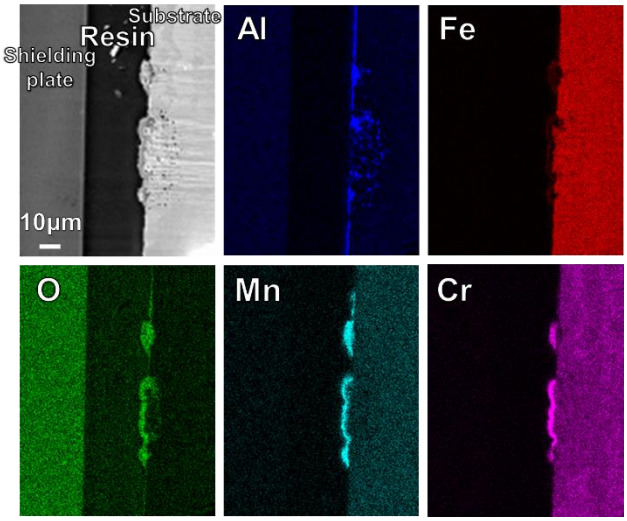


図 2　予備酸化処理後の積層造形材 L 材の断面組織マップ像

参考文献：[1] M. Kondo et al., J. Nucl. Mater. 356 (2006) 203-212

Masatoshi Kondo[1], Masahiro Onoi[2], Shotaro Morokoshi[2], *Yoshiki Kitamura[1], Yoshie Tamai[1] and Tomohiro Yonemoto[2]

[1]Tokyo Tech., [2]MTC.

核融合炉液体 Sn ダイバータにおける FeCrAl-ODS 合金の化学的共存性に関する研究

Chemical compatibility of ODS FeCrAl alloys for liquid Sn divertor concepts

*宮川幸大[1], 近藤正聡[2], 大野直子[3], 笠田竜太[4], Yu Hao[5], 坂本寛[6], 田中照也[7]
[1]東京工業大学大学院工学院機械系原子核工学コース, [2]東京工業大学科学技術創成研究院, [3]横浜国立大学大学院工学研究院, [4,5]東北大学金属材料研究所, [6]日本核燃料開発研究部, [7]核融合科学研究所ヘリカル研究部

液体金属錫中における予備酸化処理を施した FeCrAl-ODS 合金(NF12、SP10、SOC6、SOC4)と Al 含有高 Mn 鋼(RAA-7、RAA-5)の材料共存性を、773K の攪拌流動場腐食試験(986 時間)により調べた。予備酸化処理により Al_2O_3 被膜を鋼材表面に形成することで、液体錫攪拌流動場における腐食を抑制できる事が分かった。

キーワード: 核融合炉, 液体ダイバータ, 錫, 腐食, FeCrAl-ODS 合金, 材料共存性

1. 緒言　液体金属錫 (Sn)は核融合炉の液体ダイバータの冷却材として期待されている。しかし、ダイバータ候補構造材料との化学的共存性が課題とされている。本研究の目的は、液体金属 Sn 攪拌流動場における数種類の FeCrAl-ODS 合金および Al 含有高 Mn 鋼の化学的共存性を明らかにすることである。

2. 実験方法　NF12(Fe-12Cr-6Al), SP10(Fe-15Cr-6Al), SOC6(Fe-16Cr-4Al), SOC4(Fe-16Cr-2Al), RAA-7(Fe-22Mn-7Al), RAA-5(Fe-22Mn-5Al) の短冊状試片 17mm×6mm×0.5(~2.3) mm、計 12 枚を試験片ホルダーへ装荷し、液体金属 Sn (105 cc) が 100rpm で攪拌されている中に 986 時間浸漬させ腐食試験を実施した。NF12, SP10, の半数と SOC6, SOC4 は装荷前に大気中(1273K) で 10 時間の予備酸化処理を施した。Fig.1 に実験装置概略図と試験片装荷時の試験片ホルダーを示す。試験後は、試験片ホルダーから試験片を取り外し、鋼材表面に付着した Sn を除去するために、800rpm で攪拌された 333K の水酸化ナトリウム水溶液 (0.1M) を用いた。試験片の試験前後の重量を比較し、腐食に伴う重量損失を測定した。さらに SEM/EDX を用いて、試験片の表面および表層断面の腐食分析を行った。

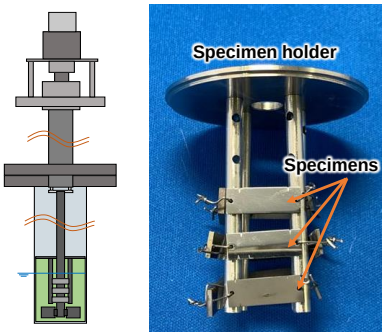


Fig.1 (a)攪拌流動場実験装置, (b)試験片装荷写

3.実験結果　予備酸化処理を施した試験片は耐食性を示したが、予備酸化処理を施さなかった全ての試験片は液体 Sn 中へ完全溶解したため回収できなかった。Fig.2 に、腐食による試験片の重量損失を、過去に実施した数種類の鉄鋼材料(予備酸化処理なし) の静止場試験 (773K, 250 時間、液体 Li 洗浄) と比較して示す。本研究における試験片の重量損失は、-25.9(重量増)～13.9g/m^2 の範囲であった。液体金属 Sn 中における数種類の鉄鋼材料の重量損失と比較して非常に小さいことが分かった。これは、腐食試験前に予備酸化処理を施したことで、試験片表面に α-Al_2O_3 被膜が形成され、Sn との合金化腐食が抑制されたためと考えられる。Fig.3 に水酸化ナトリウム水溶液で洗浄した後の試験片表面の SEM 観察の結果を示す。試験片表面はアルミナ被膜で覆われており目立った腐食跡は確認されなかった。また、矢印で示すように、Sn と Al を主成分とする直径 2μm 程度の酸化物の結晶が析出していた。

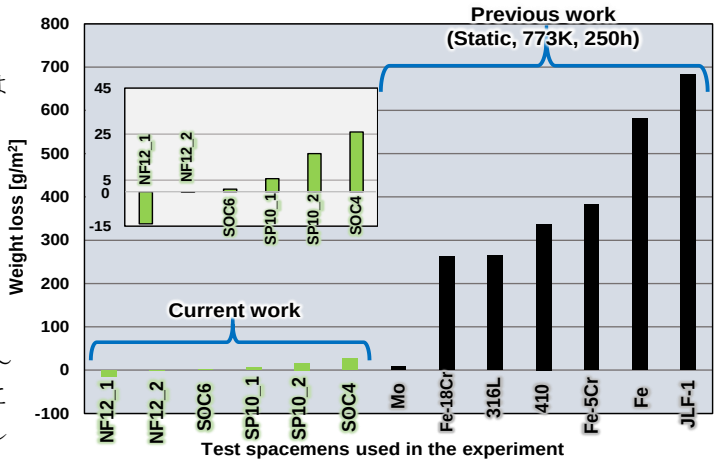


Fig.2 試験片重量損失
（Mo より右データは既往研究より）

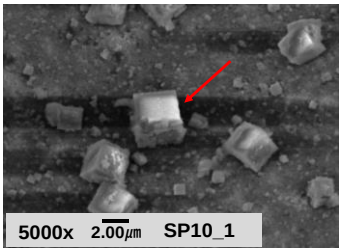


Fig.3 SP10 SEM 観察結果

*Yukihiro Miyakawa[1], Masatoshi Kondo[2], Naoko Oono[3], Ryuta Kasada[4], Yu Hao[5], Kan Sakamoto[6], Teruya Tanaka[7]
1 Tokyo Institute of Technology, School of Engineering, Department of Mechanical Engineering, Graduate Major in Nuclear Engineering, 2 Tokyo Institute of Technology, Institute of Innovative Research, Laboratory for Advanced Nuclear Energy, [3] Faculty of Engineering Yokohama National University, [4,5] Institute for Materials Research, Tohoku University, [6] Nippon Nuclear Fuel Development, [7] National Institute for Fusion Science

先進核融合中性子源における液体金属伝熱促進材の材料共存性に関する研究

Corrosion behaviors of F82H steel in liquid metal heat transfer mediums Li, Na, and, NaK of A-FNS

*保坂 龍広[1]，近藤 正聡[2]，佐藤 聡[3]，安堂 正己[3]，野澤 貴史[3]
[1]東京工業大学大学院工学院機械系原子核工学コース，[2]東京工業大学科学技術創成研究院，
[3]量子科学技術研究機構六ケ所核融合研究所

先進核融合中性子源(A-FNS)において、照射キャプセル内に試験片と共に充填する伝熱促進材として液体リチウム、液体ナトリウム、ナトリウムカリウム合金が検討されている。本研究の目的は、これらの伝熱促進材と F82H の材料共存性を明らかにする事である。

キーワード: 核融合炉, 伝熱促進材, 液体金属, 低放射化フェライト鋼, 粒界腐食

1. 緒言 F82H は核融合炉ブランケットの構造材として開発された低放射化フェライト鋼であり、A-FNS において低放射化フェライト鋼 F82H に対して中性子照射試験を行うことは重要な目的の1つである。この照射試験の温度は核融合ブランケットの温度である 250℃~550℃で実施される。試験片は円筒型の容器である照射キャプセルに封入され、電熱線とヘリウム冷却によって温度制御されるが、温度制御性を高めるために照射キャプセル内を伝熱促進材で満たす。封入する伝熱促進材として液体金属リチウム(Li)、液体金属ナトリウム(Na)、ナトリウムカリウム合金(NaK)が検討されており、試験片の中性子照射による影響のみを評価できるように伝熱促進材による腐食は最小限にする必要がある。本研究の目的は F82H とこれらの伝熱促進材の共存性を調査することである。

2. 実験条件 試験片のサイズは 15mm×10mm×1mm である。坩堝に候補伝熱促進材である液体金属と試験片を封入し Swagelok 社製のキャップで密閉して試験キャプセルを作製した。試験片と坩堝の材質は F82H である。実験温度は 350℃~550℃で試験時間は 25 時間から 295 時間の間で実施した。液体金属は Li、Na、NaK を使用した。また、V/S 比は腐食を決定する重要なパラメータで、液体金属の体積と液体金属が接触している試験片及び坩堝の表面積の比である。試験キャプセルに封入した液体金属の量は A-FNS の照射キャプセルと同じ V/S 比(=3.13×10^3)と近くなるようにした。

3. 実験結果・考察 試験前および試験後の試験片表面を SEM で観察すると、450℃の液体 Li に 250 時間浸漬させた試験片表面には大きさ 0.1~0.5μm 程度の直径を有する粒状組織が確認された。550℃の液体 Li に 250 時間浸漬させた試験片表面に大きさ 0.5~1μm 程度の程度の直径を有する粒状組織が確認され、表面に凹凸ができていることがわかった。また、試験片表面の Fe と Cr の質量比 Cr/Fe を EDX により測定した。試験前と比べて Cr が減少しており、試験温度が高いほど、試験時間が長いほど減少量が大きいことがわかった。550℃250 時間で試験した試験片の断面を観察すると、表面 6μm で粒界腐食が起きていることがわかった。液体 Li による F82H 試験片の腐食は温度に大きく依存していることが考えられる。液体 Na に 550℃295 時間で浸漬させた試験片表面を SEM で観察すると、灰色部と黒色部が観察され、黒色部では Na の三元系酸化物を生成していることがわかった。NaK に 550℃で 295 時間浸漬させた試験片表面を SEM/EDX で観察すると、表面に大きさ 1~5μm 程度の鉄の析出物が確認され、試験片表面は酸化されていることがわかった。試験片の断面は表面 10μm に粒界腐食が起きており、元素分析では O や Na のピークが検出されたが、K のピークは検出されなかった。

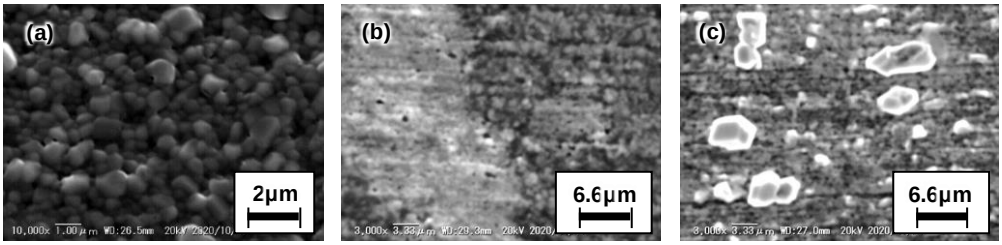


図 1 試験片表面の SEM 像
(a) 550℃の液体 Li に 250 時間浸漬 (b) 550℃の液体 Na に 295 時間浸漬 (c) 550℃の液体 NaK に 295 時間浸漬

*Tatsuhiro Hosaka[1], Masatoshi Kondo[2], Satoshi Sato[3], Masami Ando[3], Nozawa Takashi[3]
[1]Tokyo Institute of Technology, School of Engineering, Department of Mechanical Engineering, Graduate Major in Nuclear Engineering, [2]Tokyo Institute of Technology, Institute of Innovative Research, Laboratory for Advanced Nuclear Energy, [3]National institute of Quantum and Radiological Science and Technology, Rokkasho Fusion Institute

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

[1L04-06] Flow &Purity Control of Liquid Metal

chair: Teruya Tanaka (NIFS)

Wed. Sep 8, 2021 11:00 AM - 12:00 PM Room L

[1L04] On-line monitoring of liquid metal level through change of static gas pressure

*Ryunosuke Nishio[1], Masatoshi Kondo[1] (1. Tokyo Tech)

11:00 AM - 11:15 AM

[1L05] Oxide impurity removal in lead lithium eutectic alloy by an electrochemical method

*Juro Yagi[1], Yuto Murata[1], Hiroyuki Tamiya[1], Keisuke Mukai[1], Satoshi Konishi[1] (1. Kyoto Univ.)

11:15 AM - 11:30 AM

[1L06] Solubility of bismuth in Li– Pb liquid breeder

*Yuto Murata[1], Juro Yagi[1], Keisuke Mukai[1], Satoshi Konishi[1] (1. Kyoto Univ.)

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

静的なガス圧変化を介した液体金属液面の連続測定に関する基礎的研究

On-line monitoring of liquid metal level through change of static gas pressure

*西尾 龍乃介[1]，近藤 正聡[2]

[1] 東京工業大学工学院機械系, [2] 東京工業大学科学技術創成研究院

液体金属流動ループのタンク等の液位の変化を、不活性カバーガスの静的な圧力変化によりオンラインで監視する液面レベル計測法を提案する。液位計測時のモデル計算を行い、妥当性を検証した。

キーワード：液面計，液体金属，液体ブランケット，流動ループ

1. 緒言　核融合炉の炉心を取り囲む液体ブランケットは燃料増殖材、冷却材、中性子遮蔽といった重要な役割を同時に担う。その液体ブランケットのタンク等の液位の連続的な監視は、システム内での液体の漏洩や閉塞等の異常を早期に発見し、安全に稼働させるために必要不可欠である。従来の液面計測法を表 1 に纏めた。本研究の目的は、静的なカバーガス圧の変化を介した新しい液位計測法を提案することである。

表１　主な液面レベル計測法とその特徴

液面レベル計測法		原理	特徴	液体金属適性
浮子式		浮子が液面上に浮かぶことを利用	単純構造、機械的に脆弱	△
電極式		電極の導通により高さを検出	導電性必要、不連続測定	△
静電容量式		液体の比誘電率を利用	高導電性流体には不向き	×
超音波式		液面で超音波が反射する時間を測定	液面と測定機に最低限の距離が必要	○
相互インダクタンス式		２つのコイルの相互インダクタンスを利用	溶融金属用、金属の種類に依存	○
差圧式	**直接差圧式**	タンク下部とカバーガス内の差圧を計測	単純構造、液体が圧力計に直接接触	×
	ガス吹込み式	ガスを吹き込んだ時の背圧とカバーガスの差圧を利用	ガス吹込み必要	△
	静的ガス圧式（本提案）	測定管内カバーガスとタンク内カバーガスの差圧を利用	単純構造、ガスの吹込み不要	○

2.　静的ガス圧式の構造

図１のように、液面測定管をタンク内の液面に挿入する。この時、液面測定管内カバーガスの絶対圧は$\Delta P + P_{tank}$である。液位測定では、液面が変化すると液面測定管内部に密閉されたカバーガス圧が変化し、液面測定管内カバーガスとタンク内カバーガスに差圧が生まれる。その際の気体の状態方程式と圧力のつり合いの式から、差圧と液面高さの関係式を導出した。

$$h = L_1 + \left(1 - \frac{P_{tank}}{\Delta P + P_{tank}}\right) L_2 + \frac{\Delta P}{\rho g} \qquad (1)$$

ここで、タンク内カバーガスの圧力と温度が一定であり、液面測定管と差圧計をつなぐ配管と差圧計内部の体積は無視できると仮定している。ただし、ρ：液体の密度、g：重力加速度である。現在製作中の実験装置の寸法は、$L_1 = 25\text{mm}, L_2 = 80\text{mm}$であり、$h = 35\sim85\text{mm}$の範囲で測定を行う計画である。大気圧下で LBE、Li、Pb-17Li、FLiBe、水を用いたときの差圧と液面高さの関係式のグラフは図 2 のようになり、液面変化を十分計測できる事が分かった[1, 2]。

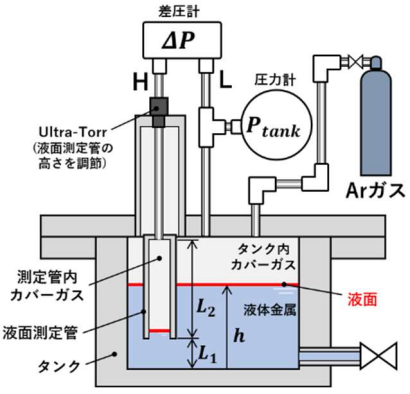


図 1. 装置概略図

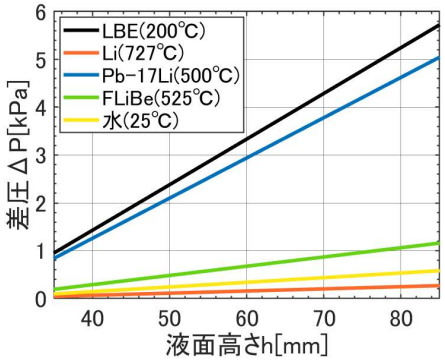


図 2. 液面高さに対する差圧の変化

参考文献

[1] Handbook on Lead-bismuth Eutectic Alloy and Lead Properties, Materials Compatibility, Thermal-hydraulics and Technologies – 2007 Edition
[2] T. Tanaka, T. Norimatsu, J. Plasma Fusion Res. Vol.92, No.2 (2016) 113

*Ryunosuke Nishio[1], Masatoshi Kondo[2]
[1]Tokyo Institute of Technology School of Engineering Department of Mechanical Engineering, [2]Tokyo Institute of Technology Institute of Innovative Research

電気化学的手法による鉛リチウム共晶合金中からの酸素不純物の除去

Oxide impurity removal in lead lithium eutectic alloy by an electrochemical method

*八木 重郎[1,2]，村田 勇斗[2]，田宮 裕之[2]，向井 啓祐[1,2]，小西 哲之[1,2]
[1]京都大学エネルギー理工学研究所，[2]京都大学大学院エネルギー科学研究科

塩化物溶融塩（LiCl-KCl 共晶塩）中に保持した酸素不純物を添加した Li-Pb を対極とし、ガラス状炭素電極を作用極（アノード）として連続通電した。炭素電極より放出されたガスのガスクロマトグラフおよび四重極質量分析計を用いた分析により、放出ガスが二酸化炭素であることを確認した。

キーワード：液体増殖材、鉛リチウム、酸素不純物、電気化学

1. 緒言

液体増殖材として期待される鉛リチウム中の酸素不純物は、配管材料や機能性材料（トリチウム透過防止コーティング、MHD 圧損低減用の絶縁コーティング、トリチウムトラップ材料など）の劣化要因となる可能性がある。これまでに塩化物溶融塩に接液させることで酸素不純物を溶融塩側に移行させ、さらに電気化学的に除去できることを明らかにしてきた[1]。本研究では当該反応の生成ガス成分の直接確認と、その定量を目的として実施した。

2. 実験・研究手法および結果

Ar 置換のグローブボックス内にて図 1 に示す電気化学体系を構築した。電解質は共晶組成の LiCl-KCl であり、その中にアルミナるつぼに収めた鉛リチウム共晶合金（Li17-Pb83）を浸漬した。鉛リチウム合金には上部より直接酸化物不純物（PbO）を投入できる構造となっている。作用極は φ3mm のガラス状炭素（GLC、接液長さ約 20mm）であり、電極周囲はアルミナ管により外部雰囲気と隔絶した状態とした。この内部をアルゴンガスによりパージし、下流に設置したガス分析装置（四重極質量分析装置およびガスクロマトグラフ）に導入して成分の分析及び定量を実施した。

溶融塩の温度を約 450℃とした状態で通電（電極電位 : 2.55V vs. Li^+/Li-Pb ）したところ、放出ガスの主成分は二酸化炭素であることを確認した。PbO 投入に対する時間応答及び電流効率についても併せて報告する。

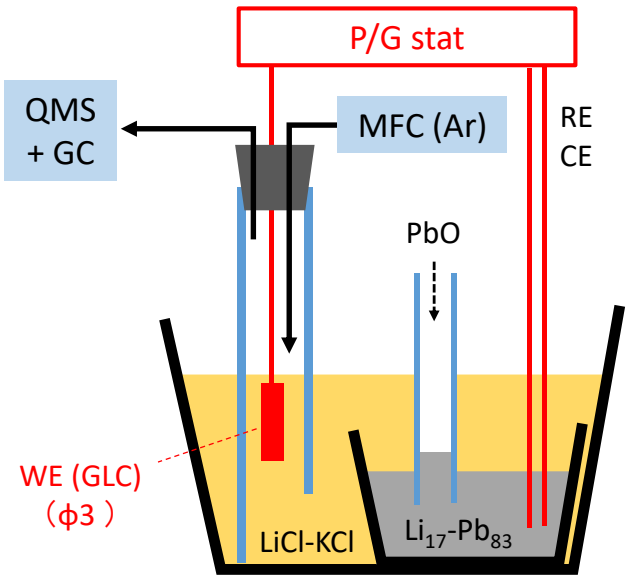


図 1：装置の概略

参考文献

[1] T. Okada et al., *Fusion Engineering and Design*, Vol 156 (2020) 111597

*Juro Yagi[1,2], Yuto Murata[2], Hiroyuki Tamiya[2], Keisuke Mukai[1,2], and Satoshi Konishi[1,2]
[1]Institute of Advanced Energy, Kyoto University, [2]Graduate School of Energy Science, Kyoto University

リチウム鉛共晶合金中へのビスマスの溶解量の測定

Solubility of bismuth in Li–Pb liquid breeder

*村田 勇斗[1]，八木 重郎[2]，向井 啓祐[2]，小西 哲之[2]

[1]京都大学エネルギー科学研究科，[2]京都大学エネルギー理工学研究所

リチウム鉛共晶合金（Li–Pb）からの放射性物質 Po の生成量削減には、Bi の低減が有効である。本研究では、Li–Pb 中の Bi の 50℃ごとの溶解量を測定し、温度と溶解量の関係性を明らかにした。

キーワード：ブランケット，液体増殖材，リチウム鉛，溶解度，不純物除去，ビスマス

1. 緒言

Li–Pb は、核融合ブランケットのトリチウム増殖材候補の一つであるが、中性子照射環境下では初期不純物または Pb の核変換によって生成される Bi を通して、揮発性をもつアルファ核種である放射性不純物 Po を生成すると懸念される[1]。そのため、Bi の除去が Po 生成量の低減に寄与すると考えられ、本研究では、Li–Pb 中の Bi の溶解量を測定を目的とする。

2. 実験手法

本研究では、グローブボックス内にて、ステンレスビーカー中の Li–Pb に 100w.ppm 及び 1000w.ppm 相当の金属 Bi を添加した。添加後の液体金属を 380℃に保持し、1 時間撹拌した後、マントルヒーターを用いて徐冷して 350℃から 50℃ごとに Li–Pb 共晶点（235℃）まで液相を採取した。ホウケイ酸ガラス管を用いて採取したサンプル（～10g）を硝酸で溶解し、ICP 質量分析装置（Agilent7700s ICP-MS システム）を用いて組成を決定した。これにより、50℃ごとの Bi の溶解量を測定することで、温度と溶解量の関係性を明らかにした。

3. 結論

温度毎の Li–Pb 中の Bi の溶解量を測定し、100w.ppm 添加時と 1000w.ppm 添加時を比較した結果を Fig.1 に示す。これにより、Li–Pb 中の Bi の溶解量の限界及び温度低下とともに溶解度も減少する温度依存性を明らかにした。低温領域（共晶点付近）での Bi 溶解量はともにおよそ 14w.ppm であった。また、測定した温度領域においては、Bi 溶解量は van't Hoff プロットを描き、350℃での溶解量は約 500w.ppm であり、ΔH は約 77kJ/mol であった。この結果は、コールドトラップ等による Li–Pb 中の Bi の低減可能性を示唆している。

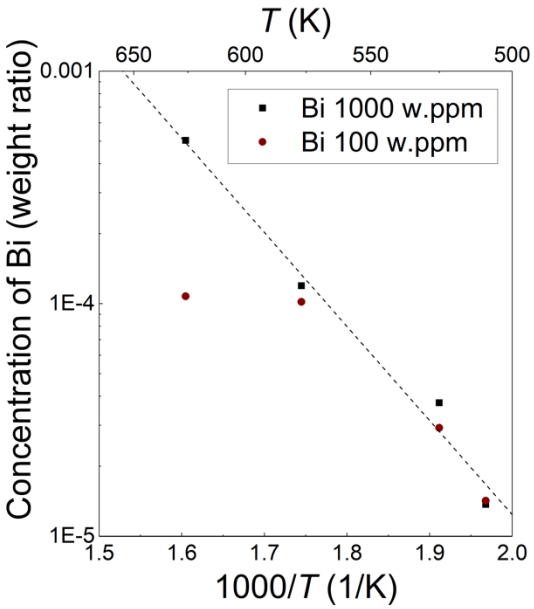


Fig.1 Li–Pb 中への Bi 溶解量の温度依存性

参考文献

[1] S. Zimin, Fusion Technology. 26 (1994), p.153-p.167

*Yuto Murata[1], Juro Yagi[2], Keisuke Mukai[2] and Satoshi Konishi[2]

[1]Graduate School of Energy Science, Kyoto University, [2]Institute of Advanced Energy, Kyoto University

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

[1L07-14] Blanket Material

chair: Keisuke Mukai (Kyoto Univ.)
Wed. Sep 8, 2021 2:45 PM - 5:00 PM Room L

[1L07] Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity

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

2:45 PM - 3:00 PM

[1L08] R&D on an innovative metal refining technology for stably securing of beryllium resources

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

3:00 PM - 3:15 PM

[1L09] R&D on an innovative metal refining technology for stably securing of beryllium resources

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

3:15 PM - 3:30 PM

[1L10] Tritium recovery behavior for tritium breeder Li_4SiO_4– Li_2TiO_3 mixture material

*Shiori Hirata[1], Kyosuke Ashizawa[1], Yuki Koyama[1], Fei Sun[2], Qilai Zhou[3], Makoto I Kobayashi[4], Yasuhisa Oya[1] (1. Grad. Sch., of Shizuoka Univ., 2. Hefei University of Technology, 3. Wuhan University of Technology, 4. NIFS)

3:30 PM - 3:45 PM

[1L11] CO_2 absorption characteristics of Li_2ZrO_3 powders under various exposure conditions

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

3:45 PM - 4:00 PM

[1L12] CO2 absorption characteristics of Li2TiO3 under various atmospheric exposures

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

4:00 PM - 4:15 PM

[1L13] CO_2 absorption characteristics of Li_2ZrO_3 under moist atmospheric exposure

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

4:15 PM - 4:30 PM

[1L14] Numerical Analyses on Transient Response for the Enrichment Process of Lithium Isotopes by Displacement Chromatography (2)

*Takahiko Sugiyama[1] (1. Nagoya University)

4:30 PM - 4:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

©Atomic Energy Society of Japan

ITER-BA 活動における先進中性子増倍材料の研究開発の現状 （32）ベリリウム金属間化合物の機械的特性評価に関する研究

Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity
(32) Researches on mechanical properties of beryllium intermetallic compounds as advanced neutron multipliers

*黄 泰現[1], 金 宰煥[1], 中野 優[1], 赤津 孔明[1],中道 勝[1]
[1]量子科学技術研究開発機構

日本の原型炉（DEMO）開発に向けた先進中性子増倍材料として、高温での安定性に優れたベリライドの製造技術の開発研究及びその特性評価をITER-BA活動を中心に進めている。本研究は、先進中性子増倍材の候補材であるベリライドのブロック材製造におけるプラズマ焼結条件と機械的特性評価について報告する。

キーワード：ベリライド、焼結性、機械的特性、

1．緒言

日本の原型炉開発に向けた先進中性子増倍材として、優れた高温安定性を有しているBe金属間化合物であるベリライドに関する造粒技術開発及びその特性研究を行っている。近年、高原子個数密度や設計の簡略化などの観点から、ベリライドを微小球ではなくブロック形状で装荷する設計が提案されつつある。本研究では、プラズマ焼結法を用いて、$Be_{12}Ti$組成のベリライドブロック材を製造し、機械的特性評価を実施し、その結果について報告する。

2．実験方法

Be-7.7at.%Tiの混合粉末（$Be_{12}Ti$の化学量論値）をアルゴン雰囲気制御炉にて1200℃で24時間の均質化処理を実施した単相粉末を原料粉末として使用した。本研究では、結晶粒径の相違による機械的特性を評価するため、原料粉末と原料粉末を更に遊星ボールミルを用いて300 rpm、5時間で粉砕処理した粉末を準備し、1050℃、20分、50 MPaの条件でプラズマ焼結（KE-PAS II、化研製）を行った。プラズマ焼結製ベリライド（$Be_{12}Ti$）の結晶粒径を調べるために、X線マイクロアナライザ（EPMA）及び光学顕微鏡を用いた。また、ベリライド試料の硬さ試験や圧縮強度試験（φ2.2 mm、長さ2.6 mm）等を実施し、ベリライドの機械的評価を行った。

3．まとめ

前述の焼結条件で、$Be_{12}Ti$単相のベリライドが得られ、結晶粒径は、原料粉末の粉砕処理によって、処理無しの約20 μmから約10 μmに微細化していた。なお、焼結密度は、どちらも約100%の焼結密度が得られた。機械的特性評価の結果として、ビッカース硬さにおいては、結晶粒径の相違による硬さの違いは認められなかったが、圧縮強度においては、結晶粒径による違いが認められた。本発表では、結晶粒径の相違による$Be_{12}Ti$ベリライドの機械的特性への影響について報告する。

---

* Taehyun Hwang[1], Jae-Hwan Kim[1], Suguru Nakano[1], Yoshiaki Akatsu[1], Masaru Nakamichi[1]
[1]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

ベリリウム資源の安定的な確保に向けた革新的金属精製技術開発研究 （4）難溶解性ベリリウム鉱石の溶解過程における反応挙動評価

R&D on an innovative metal refining technology for stably securing of beryllium resources
(4) Evaluation of reaction behavior on the dissolution process of beryllium ore as a slightly soluble substance

*中野　優[1]，金　宰煥[1]，赤津　孔明[1]，黄　泰現[1]，笠田　竜太[2]，中道　勝[1]
[1]量子科学技術研究開発機構，[2]東北大学

量研では、ベリリウム資源の安定的な確保に向けた革新的なベリリウム精製基盤技術を確立することに成功した。本発表では、難溶解性であるベリリウム鉱石を低温で溶解可能とした化学処理とマイクロ波加熱の複合化処理において、その溶解過程で生じる反応挙動についての試験研究成果について報告する。

キーワード：核融合炉，ベリリウム鉱石，溶解技術

1．緒言

核融合炉ブラケットに大量に必要となる中性子増倍材のベリリウムは、ベリリウムを含有する鉱石から精製されるが、ベリリウム鉱石は非常に安定であるため、従来の精製法では、溶解過程において2000℃を超える溶融・急令によってフリット化する工程が必要になる。量研では、難溶解性のベリリウム鉱石に対し溶解過程において、化学処理とマイクロ波加熱の複合化処理により、熱処理温度を250℃以下へ極端に下げることに成功した。本発表では、極端な低温化が実現された化学処理とマイクロ波加熱の複合化処理において、ベリリウム鉱石に生じる溶解反応挙動について報告する。

2．実験法

今回は、Beを含有する鉱石としてベリル（$Be_3Al_2Si_6O_{18}$）を出発原料として用いた。単結晶のベリルに対し、化学処理とマイクロ波加熱の複合化処理として塩基溶液中でのマイクロ波加熱を行い、処理後の試料の表面観察及びXPS（X線光電子分光法）測定を実施した。

3.まとめ

化学処理とマイクロ波加熱の複合化処理により、試料表面には一様な方向性を有するエッチピットのような幾何学的な腐食が生じた（図１）。またマイクロ波加熱温度を変化させることにより、エッチピットの大きさは大きく変化する様子が観察された。本発表では、化学処理とマイクロ波加熱の複合化処理が試料表面に与える効果及び溶解挙動について、試料のXPS測定結果とともに詳細に報告する。

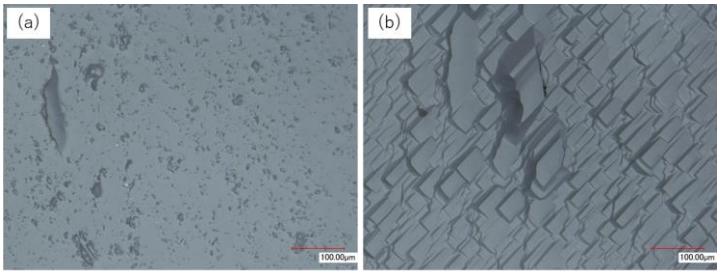


図１：(a)未処理のベリル試料、(b)250°C処理のベリル試料

*Suguru Nakano[1], Jae-Hwan Kim[1], Yoshiaki Akatsu[1], Tae-Hyun Hwang[1], Ryuta Kasada[2], Masaru Nakamichi[1]
[1]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, [2]Tohoku University

ベリリウム資源の安定的な確保に向けた革新的金属精製技術開発研究 （5）増殖機能材料リサイクル技術への適用検討

R&D on an innovative metal refining technology for stably securing of beryllium resources
(5) Evaluation of the application of new metal refining technology using the combination of chemical reaction and microwave heating to the recycle technology of breeding functional materials

*赤津　孔明[1]，金　宰煥[1]，中野　優[1]，黄　泰現[1]，中道　勝[1]
[1]量子科学技術研究開発機構

量研では、核融合原型炉ブランケットに装荷するトリチウム増殖材であるチタン酸リチウム(Li_2TiO_3)について様々な研究を行っている。本発表では、チタン酸リチウム微小球に化学処理とマイクロ波加熱の複合化処理を用いたリチウム回収技術についての試験研究成果について報告する。

キーワード：核融合炉、中性子増倍材、トリチウム増殖材、ベリリウム、リチウム、リサイクル

1. 緒言

核融合原型炉ブランケットには増殖機能材料である中性子増倍材微小球が 1 基あたり約 500 トン、トリチウム増殖材微小球が 1 基あたり約 300 トン装荷され、そのブランケットは 2〜5 年毎に交換される。現在の原型炉ブランケット設計では、トリチウム増殖材と中性子増倍材の微小球の混合充填の設計案があり、その交換時においては資源の有効利用の観点から、増殖機能材料のリサイクル技術開発は不可欠である。本研究では､QST が開発した化学処理及びマイクロ波加熱による金属精製技術のリサイクルプロセスへの適用検討について報告する。

2. 実験法

今回は、リチウムを含むトリチウム増殖材としてチタン酸リチウムの微小球を出発原料として用いた。チタン酸リチウム微小球に対し、化学処理とマイクロ波加熱の複合化処理として酸性溶液中でのマイクロ波加熱を行い、処理後の試料について分離・抽出処理を実施した。

3. 結果及びまとめ

酸性溶液中でチタン酸リチウムをマイクロ波加熱処理することにより、リチウムの大部分が液相に溶出し、チタンは酸化チタンの沈殿物として析出した。また処理後の試料を液相と固相に分離し、リチウムを含む液相に炭酸塩を添加することにより炭酸リチウムを生成した。生成した炭酸リチウムに有機溶媒で分離・抽出による精製を行うことによって、チタン酸リチウムから高収率（85%）で炭酸リチウムを回収することに成功した。（図１）。

図１．回収した炭酸リチウム

本発表では、詳細な試験条件及び試験結果を報告する。

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

Li_4SiO_4-Li_2TiO_3 混合セラミックス試料のトリチウム脱離挙動

Tritium recovery behavior for tritium breeder Li_4SiO_4–Li_2TiO_3 mixture material

*平田 詩織[1], 芦沢 京祐[1], 小山 優輝[1], 孫 飛[2], 周 啓来[3],小林 真[4], 大矢 恭久[1]

[1] 静岡大院, [2] 合肥工業大学, [3] 武漢理工大学, [4] 核融合科学研究所

本研究では Li_4SiO_4-Li_2TiO_3 比を変えた Li_4SiO_4-Li_2TiO_3 混合セラミックス材に中性子照射を行い、昇温速度を変えた際のトリチウム脱離挙動を昇温脱離法(TDS)によって測定した。TDS 測定によって得られたスペクトルから Li_4SiO_4-Li_2TiO_3 比を変えた場合の脱離挙動を解析した。

キーワード：混合セラミックス, トリチウム挙動, ブランケット

1. 緒言

核融合炉ブランケットではリチウムと中性子の反応によってトリチウムの生成を行う。Li_4SiO_4 はリチウム密度が高いが、Li_2TiO_3 はトリチウム回収が容易であることから、この 2 つは固体トリチウム増殖材として注目されている。そのため、Li_4SiO_4-Li_2TiO_3 混合セラミックス材は両方の長所を兼ね備えることが期待されている。そこで本研究では Li_4SiO_4-Li_2TiO_3 混合セラミックス材に中性子照射を行い、Li_4SiO_4-Li_2TiO_3 比を変えた場合のトリチウム脱離挙動の解析を行った。

2. 実験方法

中国西南物理研究所で作成した試料を京都大学複合原子力科学研究所の研究用原子炉(KUR)にてフルエンス 7.92 - 79.2×10^{15} n cm^{-2} で中性子照射を行った。その後、静岡大学のトリチウム TDS 装置にて室温から 1113 K まで昇温速度を 5 – 20 K min^{-1} で TDS を行った。また、加熱によって放出されたトリチウムを水バブラーに集積し、液体シンチレーションカウンターによってトリチウム放出量を測定した。今回は Li_4SiO_4-2Li_2TiO_3 (Sample 1)、Li_4SiO_4-Li_2TiO_3 (Sample 2)、Li_4SiO_4-0.5Li_2TiO_3 (Sample 3)の 3 種類の試料を用いた。

3. 結果・結論

図 1 は 20 K min^{-1} でのトリチウム TDS スペクトルを示している。図から Sample 1 と Sample 2 はピークが 1 つであるのに対し、Sample 3 では種々のピークがみられる。この TDS スペクトルの形状を Li_2TiO_3 や Li_4SiO_4 の TDS スペクトルと比較すると、Sample 1 は Li_2TiO_3 に、Sample 3 は Li_4SiO_4 によって脱離挙動が支配されていると推察できる[1]。また、どの試料も放出化学形は主に水状であり、総放出量に対する水分子形の放出率は Sample 1 と Sample 2 が 100%、Sample 3 は 80%であった。以上のことから Li_4SiO_4-Li_2TiO_3 比を変えると脱離挙動だけでなく放出化学形の割合も変化することが分かった。発表ではより詳細に Li_4SiO_4-Li_2TiO_3 比を変えた場合の脱離挙動について議論する。

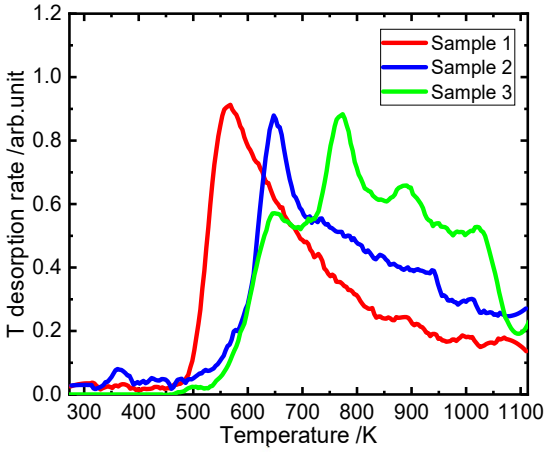


図 1 20 K min^{-1} における各試料の TDS スペクトル

参考文献

[1] Qilai Zhou et al., J. Nucl. Mater. 522 (2019) 286-293.

*Shiori Hirata[1], Kyosuke Ashizawa[1], Yuki Koyama[1], Fei Sun[2], Qilai Zhou[3], Makoto I. Kobayashi[4] and Yasuhisa Oya[1]

[1] Grad. Sch., of Shizuoka Univ., [2] Hefei University of Technology, [3] Wuhan University of Technology, [4] National Institute for Fusion Science

様々な曝露雰囲気における Li_2ZrO_3粉末の CO_2吸収特性

CO_2 absorption characteristics of Li_2ZrO_3 powders under various exposure conditions

*平野 晃大，冨浪 洸亮，壷井 裕気，谷池 晃，古山 雄一
神戸大学大学院 海事科学研究科

作製した低・中密度の Li_2ZrO_3試料及びこれらを粉砕して作製した粉末試料を乾燥 CO_2ガス、乾燥空気、大気、湿潤空気にそれぞれ曝露し CO_2吸収特性を調べた。実験には非ラザフォード後方散乱分光法(NRBS)及び重量測定を用いることで、試料表面近傍及び試料全体における CO_2吸収量を評価した。

キーワード：Li_2ZrO_3、粉末試料、NRBS 分析、重量測定、CO_2吸収特性

1. 緒言

ブランケット候補材である Li_2ZrO_3は室温で CO_2を吸収することが知られており、材料表面に Li_2CO_3を形成してトリチウムの生産効率を低下させる可能性がある。そこで作製した低・中密度の Li_2ZrO_3試料及びその粉末を乾燥 CO_2ガス、乾燥空気、大気、湿潤空気にそれぞれ曝露し CO_2吸収の基礎的特性を調べた。固形試料に比べ表面積が大きい粉末試料を用いることで、曝露条件が Li_2ZrO_3の CO_2吸収特性に与える影響をより詳しく調べた。実験には NRBS 分析及び重量測定を用いて CO_2吸収量を評価した。NRBS 分析においては炭素面密度を試料表面近傍領域の、重量測定においては重量増加率を試料全体の CO_2吸収量として考えた。

2. 実験

Li_2CO_3と ZrO_2を粉砕・攪拌し、焼結することで固形試料として密度 45 % T.D.程度の低密度 Li_2ZrO_3試料を作製した。この低密度試料をさらに粉砕・攪拌し、焼結条件を制御することで固形である密度 70 % T.D.程度の中密度試料を作製した。これらの固形試料を粉砕したものを粉末試料とした。% T.D.とは理論密度に対する実測密度の割合である。作製した試料を各雰囲気に曝露し、NRBS 分析及び重量測定を行った。

3. 結果と考察

NRBS 分析より得た各雰囲気に曝露された低密度試料の炭素面密度を図 1 に示す。縦軸は炭素面密度、横軸は曝露時間を表す。400 時間曝露後の炭素面密度は湿潤空気が 1.27×10^{18} [cm^{-2}]、乾燥 CO_2ガスが 1.09×10^{18} [cm^{-2}]、乾燥空気が 0.54×10^{18} [cm^{-2}]となり、低密度試料は曝露条件が湿潤空気、乾燥 CO_2ガス、乾燥空気の順に CO_2を多く吸収した。

図 2 に NRBS 分析より得た各雰囲気に曝露された低密度試料から作製した粉末試料の炭素面密度を示す。300 時間曝露後の炭素面密度は乾燥 CO_2ガスが 1.51×10^{18} [cm^{-2}]、湿潤空気が 1.36×10^{18} [cm^{-2}]、乾燥空気が 0.61×10^{18} [cm^{-2}]となった。全ての曝露雰囲気において固形試料よりも粉末試料の方が CO_2吸収量は多くなった。

図 1 と図 2 を比較して、乾燥空気に曝露された試料は固形と粉末で炭素面密度の差はわずかであった。一方で、乾燥 CO_2ガス及び湿潤空気に曝露された試料は固形よりも粉末の方が炭素面密度は大きくなった。これより、粉末試料は固形試料よりも曝露雰囲気に接する表面積が大きく、雰囲気中の H_2O は試料表面近傍において特に CO_2吸収を促進することが考えられる。

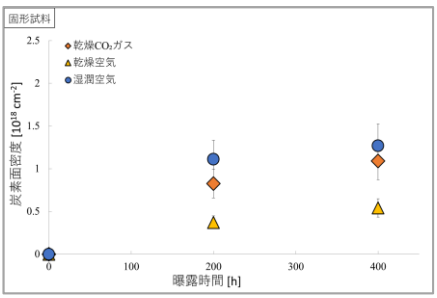


図 1. 各雰囲気に曝露された固形試料における炭素面密度の時間変化

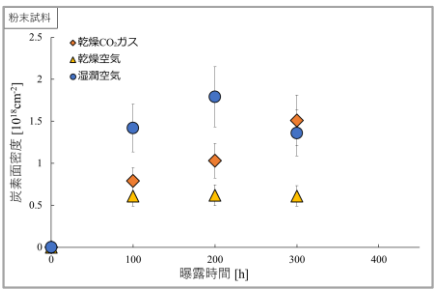


図 2. 各雰囲気に曝露された粉末試料における炭素面密度の時間変化

*Akihiro Hirano, Kosuke Tominami, Hiroki Tsuboi, Akira Taniike, Yuichi Furuyama
Graduate School of Maritime Sciences Kobe University

種々の曝露雰囲気下における Li_2TiO_3の CO_2吸収特性

CO_2 absorption characteristics of Li_2TiO_3 under various atmospheric exposures

*壷井 裕気，平野 晃大，冨浪 洸亮，谷池 晃，古山 雄一
神戸大学大学院 海事科学研究科

本研究では Li_2TiO_3試料を乾燥 CO_2ガス、湿潤空気、大気、乾燥空気に曝露することによって、Li_2TiO_3の CO_2吸収特性を調べた。各雰囲気に曝露された試料は、重量測定及び非ラザフォード後方散乱分光法(NRBS)を用いて、CO_2吸収量を評価した。

キーワード： Li_2TiO_3、重量測定、NRBS 分析、CO_2吸収特性、湿潤空気曝露

1. 緒言

Li 金属化合物である Li_2TiO_3はトリチウムの生産、熱交換、中性子遮蔽等の役割を持つため、核融合炉ブランケット候補材料の一つとして考えられている。一方で、Li_2TiO_3は室温で CO_2を吸収することが知られている。CO_2を吸収した Li_2TiO_3をブランケット材料として使用すると、トリチウムの生産効率や材料強度の低下を引き起こす。これらのことより、Li_2TiO_3の CO_2吸収特性を詳しく研究する必要がある。そこで、本研究では Li_2TiO_3試料を種々の雰囲気に曝露し、重量測定による試料全体の重量増加率と NRBS 分析による試料表面近傍の炭素面密度から CO_2吸収量を調べた。

2. 実験

Li_2CO_3と TiO_2を攪拌、焼結し Li_2TiO_3試料を作製した。これらの試料を室温で乾燥 CO_2ガス、湿潤空気、大気、乾燥空気に曝露し、100 時間毎に重量測定および NRBS 分析を行った。重量測定では、試料の重量増加率を CO_2吸収量として、NRBS 分析では、炭素面密度を CO_2吸収量として評価した。

3. 結果と考察

図 1 は、重量測定で得た各雰囲気に曝露された低密度試料における重量増加率の時間変化を示したものである。縦軸は重量増加率、横軸は曝露時間を表している。3000 時間曝露時での重量増加率は、雰囲気中の CO_2量が最も多い乾燥 CO_2ガス曝露試料で最も大きくなった。曝露雰囲気中の湿度は、湿潤空気（＞16,000ppm）、大気（6,000~12,000ppm）、乾燥 CO_2ガス（＜5,000ppm）、乾燥空気（＜5,000ppm）であるので、湿潤空気と大気の曝露においては、雰囲気中の H_2O 量の多い順の重量増加率を示し、これらのことから、試料全体の CO_2吸収量は曝露雰囲気中の CO_2量だけでなく、H_2O 量にも依存することが分かった。

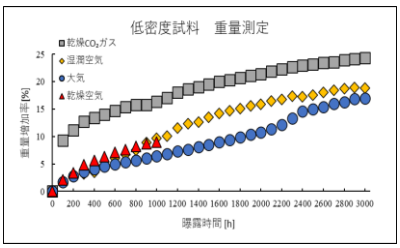


図 1　各雰囲気に曝露された低密度試料における重量増加率の時間変化

図 2 は、NRBS 分析で得た各雰囲気に曝露された低密度試料における炭素面密度の時間変化を示したものである。縦軸は炭素面密度、横軸は曝露時間を表している。2000 時間曝露時での炭素面密度の値は、湿潤空気、大気、乾燥 CO_2ガス、乾燥空気の順番に大きくなったことから、試料表面近傍での CO_2吸収量は H_2O 量の多い順となった。

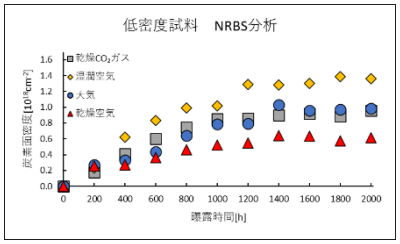


図 2　各雰囲気に曝露された低密度試料における炭素面密度の時間変化

以上のことから、Li_2TiO_3試料の CO_2吸収特性は、試料表面近傍と試料全体の両方で曝露雰囲気中の H_2O 量が強く影響を与えることが示唆された。

*Hiroki Tsuboi, Akihiro Hirano, Kosuke Tominami, Akira Taniike, Yuichi Furuyama
Graduate School of Maritime Sciences Kobe University

湿潤雰囲気下での Li_2ZrO_3 の CO_2 吸収特性

CO_2 absorption characteristics of Li_2ZrO_3 under moist atmospheric exposure

*冨浪　洸亮, 平野　晃大,　壷井　裕気,　谷池　晃,　古山　雄一

神戸大学大学院　海事科学研究科

本研究では作製した Li_2ZrO_3 試料を乾燥空気、乾燥 CO_2 ガス、湿潤空気、湿潤 Ar ガスに曝露することにより、曝露雰囲気中の H_2O が Li_2ZrO_3 の CO_2 吸収特性に与える影響について調べた。

キーワード: Li_2ZrO_3, H_2O 濃度, CO_2 吸収特性, NRBS 分析, 重量測定

1. 緒言

ブランケット候補材料である Li_2ZrO_3 は室温で CO_2 を吸収することが報告されており、材料表面に Li_2CO_3 を形成し、材料強度やトリチウムの回収効率が低下する可能性がある。しかし、Li_2ZrO_3 の CO_2 吸収現象には不明点が多い。本研究では H_2O および CO_2 濃度の異なる雰囲気における、雰囲気中 H_2O の試料表面近傍領域と試料全体での Li_2ZrO_3 の CO_2 吸収特性に与える影響について調べた。

2. 実験方法

本実験で使用した試料は、Li_2CO_3 と ZrO_2 粉末を混合・焼結することで作製した。作製した試料を乾燥空気、乾燥 CO_2 ガス、湿潤空気、湿潤 Ar ガスに曝露した。湿潤 Ar ガス曝露では Ar ガスを静かに導入し続け、曝露容器内の空気と Ar ガスを置換することにより CO_2 を排除した雰囲気である。これらの試料に対して非ラザフォード後方散乱分光法(NRBS)および重量測定を用いた実験を行った。NRBS 分析より試料表面近傍領域の炭素面密度を CO_2 吸収量として、一方、重量測定より重量増加分を試料全体の CO_2 吸収量として評価した。H_2O 濃度は乾燥空気(<5000ppm)、乾燥 CO_2 ガス(<5000ppm)、湿潤空気(>16000ppm)、湿潤 Ar ガス(>16000ppm)である。

3. 実験結果・考察

図 1 に NRBS 分析から得た各雰囲気に曝露された試料における炭素面密度の時間変化を示す。縦軸は炭素面密度、横軸は曝露時間を表す。湿潤 Ar ガスは 100 時間曝露ごとに、乾燥空気、乾燥 CO_2 ガスおよび湿潤空気は 200 時間曝露ごとに分析した。炭素面密度の値は、湿潤空気・湿潤 Ar ガス・乾燥 CO_2 ガス・乾燥空気の曝露条件の順に大きくなった。

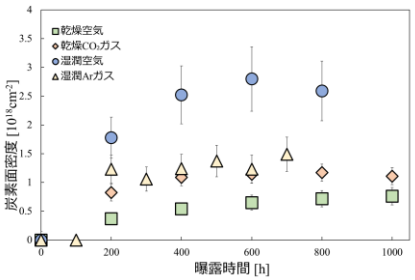


図 1.各雰囲気に曝露された低密度試料の炭素面密度の時間変化

図 2 は重量測定から得た各雰囲気に曝露された試料における重量増加率の時間変化を示したものである。縦軸は重量増加率、横軸は曝露時間を表している。重量増加率は、湿潤空気が一番大きくなり、乾燥空気・乾燥 CO_2 ガス・湿潤 Ar ガスはほぼ同程度の値となった。

乾燥空気と湿潤 Ar ガスに曝露した試料を比較すると、図 1 で示すように、雰囲気中の CO_2 濃度は湿潤 Ar ガスの方が乾燥空気よりも低いが、表面近傍領域における CO_2 吸収量は湿潤 Ar ガスの方が乾燥空気よりも多い。一方で、図 2 より、試料全体における CO_2 吸収量は乾燥空気と湿潤 Ar ガスは同程度であることが分かる。これらより、雰囲気中の H_2O が試料表面における CO_2 吸収を増大させる可能性が示唆される。

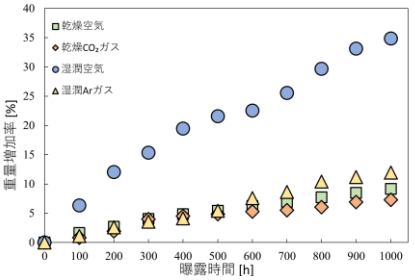


図 2.各雰囲気に曝露された低密度試料の重量増加率の時間変化

*Kosuke Tominami, Akihiro Hirano, Hiroki Tsuboi, Akira Taniike, Yuichi Furuyama

Graduate School of Maritime Sciences Kobe University

置換クロマトグラフィー法によるリチウム同位体濃縮プロセスの過渡応答解析(2)

Numerical Analyses on Transient Response for the Enrichment Process of Lithium Isotopes by Displacement Chromatography (2)

*杉山 貴彦[1]
[1]名古屋大学大学院工学研究科

核融合ブランケット材料製造を目的とした置換クロマトグラフィー法によるリチウム同位体濃縮プロセスについて，供給抜き出しを考慮した過渡応答を解析した．所定の吸着帯長さおよび展開速度などの運転条件において，分離パワーを最大とする最適な供給抜き出し割合や濃縮流割合があることがわかった．

キーワード：リチウム同位体，ブランケット，置換クロマトグラフィー，同位体濃縮，数値計算

1. 緒言　核融合炉ブランケット材である 6 リチウムの同位体濃縮を目的として，置換クロマトグラフィー法の研究を行っている．この方法による同位体濃縮プロセスでは，吸着帯を展開して所定の濃度分布を達成した後，吸着帯の前端から減損流を後端から濃縮流を抜き出し，吸着帯の中ほどに原料を供給する．その後，再び吸着帯を展開し，所定の濃度分布を再形成する．本研究では，供給抜き出しの割合と濃縮流の割合が分離性能に及ぼす影響を数値シミュレーションにより評価することを目的とした．

2. 解析手法　液相中および固相中の物質収支式を差分化し，数値的に解くことにより各相中の濃度分布の経時変化を計算した．抜き出し液中の平均濃度を用いて濃縮側分離係数αと減損側分離係数βを計算した．分離性能の指標として分離パワーδUを式(1)により計算した．ここで，Lは抜き出し流量である．計算条件は，内径 8 mm のカラムに直径が 60 μm のイオン交換樹脂を充填し，濃度が 0.5 mol dm^{-3}，^{6}Li の存在比が 0.082 の酢酸リチウム水溶液を 1 cm^{3}min^{-1} で流し，吸着帯長さを 0.1 m とした．

$$\delta U = L\frac{\beta(\alpha-1)\log_e\beta-(\beta-1)\log_e\alpha}{\alpha\beta-1} \quad (1)$$

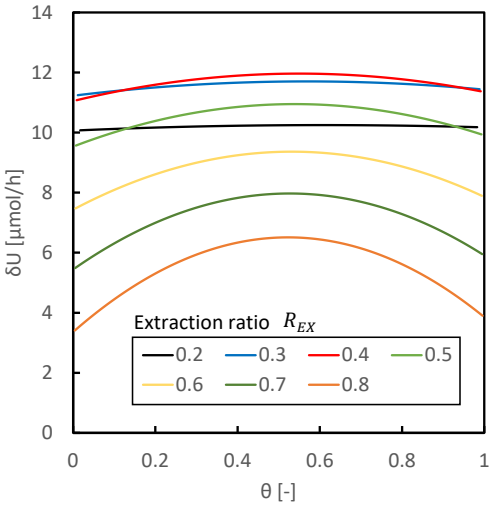


図 1 分離パワーの評価

3. 結果と考察　結果を図 1 に示す．吸着帯容量に対する供給抜き出し割合R_{EX}が 0.4，抜き出し量全体に対する濃縮流の割合θが 0.55 のとき，δUの最大値として 12 μmol/h を得た．R_{EX}を大きくすると，1 回当たりの抜き出し量が増えて有利だが，図 2 に示すように，濃度分布を再形成するのに必要な展開距離DLが大きくなり，間欠抜き出しによりLが小さくなる．R_{EX}が小さくなるほどδUのθ依存性は小さくなり，これはクロマトグラフィー操作への要求精度に余裕をもたせることができるので有利である．

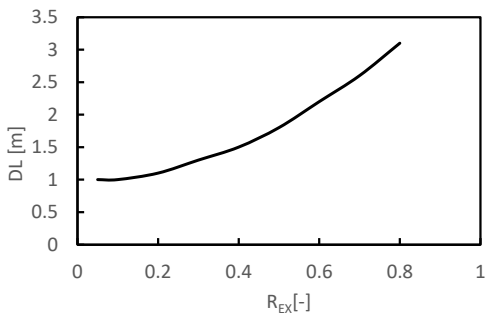


図 2 必要展開距離

4. 結論　供給抜き出しのある置換クロマトグラフィープロセスによるリチウム濃縮について，数値解析を行い，分離パワーを最大とする最適な供給抜き出し割合や濃縮流割合があることがわかった．

*Takahiko Sugiyama[1]
[1]Graduate School of Engineering, Nagoya University

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

[1M01-04] Atmospheric Dispersion

chair: Kimiaki Saito (JAEA)

Wed. Sep 8, 2021 10:45 AM - 12:00 PM Room M

[1M01] Performance evaluation of atmospheric dispersion model ensemble for plume arrival prediction performance near the nuclear power plant

*Yusaku Kiriyama[1], Hiromi Yamazawa[1], Jun Moriizumi[1] (1. Nagoya Univ.)

10:45 AM - 11:00 AM

[1M02] Development of an estimation method of concentration distribution and release amount of radionuclide discharged to the atmosphere using gamma-ray imaging

*Haruyasu Nagai[1], Yoshihiro Furuta[2], Daiki Satoh[1], Hiromasa Nakayama[1] (1. JAEA, 2. CLEAR-PULSE)

11:00 AM - 11:15 AM

[1M03] Development of an estimation method of concentration distribution and release amount of radionuclide discharged to the atmosphere using gamma-ray imaging

*Hiromasa Nakayama[1], Daiki Satoh[1], Haruyasu Nagai[1] (1. JAEA)

11:15 AM - 11:30 AM

[1M04] Examination of error factors in dry deposition of atmospheric dispersion calculation for the Fukushima Daiichi nuclear power plant accident

*Ryota Ii[1], Hiromi Yamazawa[1], Jun Moriizumi[1] (1. Nagoya Graduate School)

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

大気拡散モデルアンサンブルの原発近傍プルーム飛来予測性能の評価

Performance evaluation of atmospheric dispersion model ensemble for plume arrival prediction performance near the nuclear power plant

*桐山勇作[1],山澤弘実[1],森泉純[1]
[1]名大院工

国際モデル比較プロジェクトに提出された 9 モデルの計算結果を用いて、原子力事故時の原子力サイト近傍でのプルー飛来予測方法を検討した。アンサンブル平均と安全裕度時間を導入し、原子力発電所から約 30 km の UPZ に対応する地域内 7 地点でのプルーム飛来予測を行った結果、これらの有効性が示された。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、大気中放射能濃度、緊急時応用

1. 緒言

複数の大気拡散モデル計算結果を利用して原子力事故時のサイト近傍でのプルームの飛来予測法の検討を目的とする。原災指針では大気拡散予測を用いないとしているが、実測値のみへの依存ではプルーム防護の観点からは被ばくが起こった後の対応となることが課題である。緊急時対応での大気拡散モデル使用を想定し、国際モデル比較試験に提出された計算結果を用いて、アンサンブル評価と安全裕度時間を導入して UPZ に相当する領域内でのプルーム飛来有無の予測結果を実測値に基づき評価する。

2. 方法

提出された 9 モデルの ^{137}Cs 大気中濃度計算結果と 1F 周辺のモニタリングポスト(以下 MP)で得られた空間線量率を用いてプルームの飛来と通過の再現性の検討を行った。評価対象の MP は 1F から半径 30km 圏内にある 7 地点を選んだ。大気拡散計算の水平格子間隔は 1 km である。プルーム飛来は濃度計算値及び線量率の増加、減少の程度で判断する。計算結果の誤差影響緩和のため、計算で得られた飛来時間帯前後に安全裕度時間を設け、その時間帯はプルーム飛来ありと判断することとし、適切な安全裕度時間の検討を行った。

3. 結果

9 モデルのアンサンブル（濃度平均値）を用いたプルーム飛来予測評価（7 地点合計）を Table1 に示す。表は 4 象限に区分され、実測と計算それぞれでのプルームの飛来(Plume)・未飛来(No) の時間割合を表す。現実にプルームが来ている場合に計算で飛来を見逃す割合(危険な飛来なし予測)は、アンサンブル評価では 0.026 となり、アンサンブル平均の有効性が示された。これは、あるモデルで逃した飛来を別の複数モデルで予測できれば、アンサンブル評価では飛来を予測できるためである。より長い安全裕度時間を設けることで危険な飛来なし予測が減少し安全裕度時間の有効性が示された(Fig.1)。一方、実際にプルームが飛来しない場合でも飛来と予測する割合(無効な飛来予測)が増加した。危険な飛来なし予測は 3 時間を超えた安全裕度時間では概ね減少が見られず、3 時間を超えた設定にはメリットがないことが示された。

Table1. プルーム飛来予測評価(安全裕測度時間なし)

		Model.	
		Plume	No
Obs.	Plume	0.150	0.026
	No	0.361	0.463

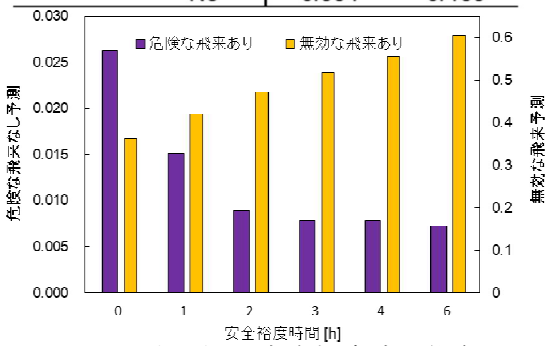


Fig1. 飛来予測の安全裕度時間依存

*Yusaku Kiriyama[1], Hiromi Yamazawa[1] and Jun Moriizumi[1]
[1]Nagoya Univ. 本研究は環境研究総合推進費（課題番号 1-1802）によるものである。

大気放出された放射性核種の濃度分布と放出量をγ線画像から推定する手法開発（4）推定手法の試作

Development of an estimation method of concentration distribution and release amount of radionuclide discharged to the atmosphere using gamma-ray imaging: (4) A prototype of estimation method

*永井 晴康[1]，古田 禄大[2]，佐藤 大樹[1]，中山 浩成[1]
[1]原子力機構, [2]クリアパルス

大気拡散計算と放射線計測を融合して大気放出された放射性核種の濃度分布と放出量を推定する手法の開発を進めている。γ線画像から濃度分布を推定する手法を試作し、簡易拡散計算結果を用いた試験を実施した。

キーワード：大気拡散計算，放射線計測，放射性核種濃度分布，放出量推定，γ線画像

1. 緒言

原子力機構では、放射性物質の大気拡散予測の信頼性を向上するための研究開発として、大気拡散計算と放射線計測を融合して大気放出された放射性核種の濃度分布と放出量を推定する手法の開発を進めている。放射線計測技術としては、京都大学が新規開発した電子飛跡検出型コンプトンカメラ（ETCC）[1]を用いる。ETCC により得られるγ線の定量的画像（入射角度分布）は放射性核種ごとにその量と方向分布を特定できることから、複数箇所で測定されたγ線画像の組み合わせから大気中の放射性物質の核種ごとの 3 次元濃度分布を一定の時間間隔（数分）で再構成するとともに、時間間隔ごとの濃度増加量から放出量も推定することを目指している。手法開発は、原子力機構が開発した高分解能大気拡散予測コード LOHDIM-LES[2]と放射線輸送計算コード PHITS[3]を活用し、シミュレーションベースで実施している。これまでに、LOHDIM-LES を用いた気流・拡散計算による大気中核種濃度分布の生成（本シリーズ発表（2））、任意の大気中核種分布からγ線画像データを計算する応答関数の構築と PHITS 計算との比較による確認（同（3））を行った。本発表では、γ線画像データから応答関数行列を逆解析し濃度分布を復元する手法の試作と試験結果を報告する。

2. 推定手法の試作と試験

γ線画像データから応答関数行列を逆解析し濃度分布を復元するには、γ線画像データ数を大気中核種濃度分布の 3 次元格子数に合わせる必要がある。しかし、3 次元の濃度格子数に対して、2 次元のγ線画像データ数（ETCC の視野 100 度×100 度、角分解能 5～10 度程度）に限界があり、通常は解析不能である。そこで、風速場観測に基づく簡易拡散計算結果を先験情報としたベイズ推計による問題の解決法を検討し、次の手順による解析手法を試作した。まず、放出開始後 1 分間の放出核種について、γ線画像データから応答関数行列を逆解析して大気中濃度分布と放出量を推定する。次に、その大気中濃度分布を初期状態として拡散計算を行い、放出開始 2 分後の大気中濃度分布に対してγ線画像推定値を作成する。このγ線画像推定値と実際のγ線画像測定値の差分を求め、放出開始 1 分後から 1 分間に放出された放射性核種に対するγ線画像データと考え、それに対する大気中濃度分布と放出量を逆推定する。この大気中濃度分布と前 1 分間の放出に対して拡散計算で求めた大気中濃度分布を合成することにより、放出開始 2 分後の大気中濃度分布を再構築する。2 分後以降は、この手順を繰り返す。試験解析の結果、先験情報となる簡易拡散計算結果で放射性プルームの拡散方向が再現できていれば、高濃度域の濃度分布及び放出量を良好に再現できることを確認した。

参考文献

[1] T. Tanimori, et al., Scientific Reports 7, 41511 (2017). [2] H. Nakayama, et al., J. Nucl. Sci. Technol. https://doi.org/10.1080/00223131.2021.1894256 (2021). [3] T. Sato et al., J. Nucl. Sci. Technol. 55, 684-690 (2018).

*NAGAI Haruyasu[1], FURUTA Yoshihiro[2], SATOH Daiki[1] and NAKAYAMA Hiromasa[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]CLEAR-PULSE Co., LTD.

大気放出された放射性核種の濃度分布と放出量をγ線画像から推定する手法開発（5）観測データを用いた簡易大気拡散計算

Development of an estimation method of concentration distribution and release amount of radionuclide discharged to the atmosphere using gamma-ray imaging: (5) A simple atmospheric dispersion calculation using meteorological observation data

*中山 浩成[1]，佐藤 大樹[1]，永井 晴康[1]
[1]原子力機構

大気拡散計算と放射線計測を融合して大気放出された放射性核種の濃度分布と放出量を推定する手法の開発を進めている。この研究の気象観測データを用いた大気中核種濃度分布の簡易拡散計算方法について述べる。

キーワード：大気拡散計算，放射線計測，放射性核種濃度分布，放出量推定，γ線画像，気象観測

1. 緒言

原子力機構では、放射性物質の大気拡散予測の信頼性を向上するための研究開発として、大気拡散計算と放射線計測を融合して大気放出された放射性核種の濃度分布と放出量を推定する手法の開発を進めている。この手法により得られる放射性物質の放出量と放出地点近傍の濃度分布データを大気拡散計算に取り入れることで、より現実に近い大気拡散状況の予測が可能となる。本研究では、気象観測データを用いた簡易大気拡散計算の有効性を評価するために、原子力機構原子力科学研究所構内においてドップラーライダーを用いた気象観測及び簡易的な拡散実験を実施し、簡易拡散計算によるプルームの再現性を確認した。この観測データを用いた簡易大気拡散計算手法について報告する。

2. 観測データを用いた簡易大気拡散計算の概要

まず、原子力機構内にある建物を原子炉建屋と見なして、原子力機構が開発した局所域高分解能大気拡散予測コード LOHDIM-LES[1]により、個々の建物を解像し 10 度間隔の平均風向毎に詳細乱流計算を実施し、平均・乱流風速のデータベースを作成した。この LOHDIM-LES コードは、非定常乱流現象の再現に優れた Large-Eddy Simulation (LES)と呼ばれる乱流モデルを基本とし、数値標高・数値表面データを用いて地表面被覆形状を精緻に解像することにより、建物・局所地形の影響を受けた気流・拡散場の非定常・複雑分布を表現することが可能である。計算領域は水平方向に 1.2km、鉛直方向に 200m、計算格子サイズは水平方向に 1m、鉛直方向に 1m-10m とした。次に、原子力機構内において、気流の集中観測とミスト放出による簡易的な拡散実験を実施した。気流の集中観測としては、対象建物よりやや離れた所に気象観測装置ドップラーライダー（レーザー光を上空に向けて発射し大気中に浮遊するエアロゾル粒子からの散乱光を受信することで上空の風向・風速を測定するリモートセンシング機器）を設置して、上空の風速を 3 次元的に測定・取得した。また、建物屋根面に超音波風速計を設置して、建屋の影響で生じる非定常性の強い複雑な乱流の情報として、高周波変動風速も測定・取得した。簡易的な拡散実験としては、放射性物質の放出をミスト散布により模擬し、ミストの拡散の様子をビデオカメラで撮影した。

簡易大気拡散計算として粒子拡散モデルを用い、3 次元風速場気象観測値の内挿と LOHDIM-LES 事前計算データベースの乱流風速データとを融合させて入力し、拡散シミュレーションを行った。ビデオカメラで撮影したミスト拡散と比較したところ、ミストプルームの拡散方向などを良好に再現することができた。

参考文献

[1] H. Nakayama, et al., J. Nucl. Sci. Technol. https://doi.org/10.1080/00223131.2021.1894256 (2021).

---

*Hiromasa Nakayama[1], Daiki Satoh[1] and Haruyasu Nagai[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency.

福島第一原子力発電所事故大気拡散における乾性沈着量誤差要因検討

Examination of error factors in dry deposition of atmospheric dispersion calculation for the Fukushima Daiichi nuclear power plant accident

*井伊亮太[1]，山澤弘実[1]，森泉純[1]
[1]名大院工

大気拡散計算での栃木県宇都宮市の乾性沈着量誤差要因を検討し、2011 年 3/15 のプルーム中の不溶性セシウム含有粒子を考慮して、粒径を考慮した乾性沈着過程モデルに変更した。

キーワード：原子力・福島第一原子力発電所事故

1. 緒言　1F 事故を対象とし、名大モデルにより大気拡散計算を行い、放射性物質大気中濃度及び沈着量を再現した。栃木県宇都宮市で Cs-137 の沈着量過大評価が、3/15 に到達したプルームの乾性沈着過大評価によるものである可能性が高いことが明らかとなった。本報告では、モデル内の乾性沈着量計算式を、粘性低層でのブラウン拡散の粒径依存性を表現できる式に変更し、その結果について報告する。

2. 方法　第 5 次航空機モニタリング沈着量分布実測値と計算値を比較し、不整合について定量的に評価した。計算された総沈着量の沈着過程の内訳と実測気象データから、乾性沈着のみが寄与した地点を選択し、プルーム飛来と沈着量計算の経時変化を評価するために、線量率実測値と大気中濃度計算値を比較した。沈着量の計算値と実測値の比較から、誤差要因を検討し、得られた結果から沈着過程モデルを改良する。放出現情報は Katata et al.,[1]の推定値を用いた。大気拡散計算は、水平格子間隔は 3 km、鉛直格子は 47 層であるラグランジュ型のモデルを用いた。計算期間は 2011 年 3/12 4:00 ~ 4/1 8:00(JST)である。

3. 結果　沈着量計算値と第 5 次航空機モニタリング実測値の比較から、常陸大宮市、宇都宮市、一関市、郡山市、土浦市、みなかみ市の 6 地点について再現性を評価した。特に、宇都宮市では乾性沈着が総沈着量の 99.5%以上を占めていること、プルーム到達時刻で降水量実測値が測定下限値 5 mm/h より少ないことから本研究の主対象とした。線量率実測値と大気中濃度計算値の比較から、宇都宮市ではプルーム到達は再現されており、沈着は 3/15 のプルームによると示された。現モデルでは、乾性沈着の粘性低層内輸送効率は、ガス状物質を想定して定式化されている。また、文献[2]に基づき接地層の静的安定度への依存性も考慮されているが、その根拠は必ずしも明確でない。そこで、この計算過程を、粘性低層でのブラウン拡散の粒径依存性を表現できる式に変更し、プルーム 2 の特性を考慮した乾性沈着モデルに変更することで、宇都宮市について沈着再現を改善した。しかし、未だ誤差は無視できず、さらなるモデル改良が必要である。

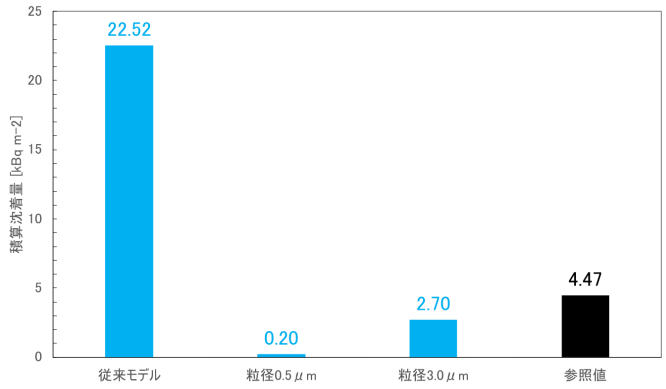


図　宇都宮市の総沈着量の比較 (2011 年 4/1 8:00JST)

参考文献

[1] Katata et al., Atmos. Chem. Phys.,15, 2015.
[2] Wesely et al., J. Geophys. Res., 90, 1985.

*Ryota Ii[1], Hiromi Yamazawa[1] and Jun Moriizumi[1]
[1]Nagoya Univ.

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

[1M_PL] Evaluation of Atmospheric Dispersion Models Using the Environmental Data on the Nuclear Accident and their Application to Nuclear Emergency

chair: Hiromi Yamazawa (Nagoya Univ.)

Wed. Sep 8, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room M

[1M_PL01] Present State of Advanced Atmospheric Dispersion Models and their Performance Examination

*Yousuke Sato[1] (1. Hokkaido Univ.)

[1M_PL02] Applications of an Atmospheric Dispersion Model

*Hiroaki Terada[1] (1. JAEA)

[1M_PL03] Usage of Atmospheric Dispersion Models in the Nuclear Emergency Scheme

*Hiromi Yamazawa[1] (1. Nagoya Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

2021年秋の大会

保健物理・環境科学部会セッション

大気拡散モデルの原発事故環境データによる評価とその緊急時応用
Evaluation of Atmospheric Dispersion Models Using the Environmental Data on the Nuclear Accident and their Application to Nuclear Emergency

（1）先端大気拡散モデルの現状と性能評価

(1) Present State of Advanced Atmospheric Dispersion Models and their Performance Examination

*佐藤 陽祐[1]

[1]北海道大学理学研究院

1. はじめに

2011 年 3 月に発生した東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故によって大気中に放出された放射性物質の動態を把握するために、地上の大気濃度の観測とともに、大気拡散モデルを用いた数値実験が用いられてきた。1F 事故直後には、世界中の様々な機関によって大気拡散モデルによって数値実験が行われ、1F より放出された放射性物質の大気中の動態を把握するために利用されてきた(Kitayama et al. 2018; 日本学術会議 2014)。この大気拡散モデルは、計算領域全体を網羅した時空間的に密なデータを取得することが可能であるため、観測測器が設置されていない場所での放射性物質の動態を把握するのに役立つとともに、その計算結果は、内部被ばく評価に利用できる可能性がある。しかしながら、観測データに不確実性が伴うように、大気拡散モデルにも不確実性が存在する。この不確実性によって、事故直後に行われた複数の大気拡散モデルの計算結果は同じ 1F から放出された放射性物質を対象とした計算を行っているにもかかわらず、モデルごとに大きく異なっていた(Kitayama et al. 2018; 日本学術会議 2014)。本発表ではこれらの不確実性を生み出す要因を紹介し、その不確実性の低減を目指して環境研究総合推進費 1-1802「原子力事故データの総合解析による事故時の有害物質大気中動態評価法の高度化」（以下 1-1802 と表記）プロジェクトにて行った、1F 起源の放射性セシウム（^{137}Cs）を対象とした国際モデル比較プロジェクトの成果を紹介する(Sato et al. 2018, 2020)。同時に大気拡散モデルの計算について基礎的な部分から説明を行い、大気拡散モデルにおける現状やその問題点を共有し議論することを目的とする。

2. 大気拡散モデルによる計算

本発表で紹介する「モデル間比較」とは、複数のモデルで同一の事例を対象とした数値実験を行い、それぞれのモデルの結果を相互に比較するものである。この「モデル間比較」を通して、「モデル間比較」に参加した間のモデルの計算結果のばらつきの幅を明らかにするとともに、モデル間で結果がばらつく要因を明らかにすることを目的としている。モデルの計算結果のばらつきには様々な原因が考えられる。それを解説するためには大気拡散モデルとはどのような計算を行っているかを示す必要があるため、まずその説明を行う。なお、大気拡散モデルは、分野によっては化学輸送モデルなどの様々な呼称で呼ばれるが、本発表では、原子力学会でよく用いられている大気拡散モデルという文脈での説明となることを注意されたい。

大気拡散モデルによる計算は、対象とする領域の気象場（風向風速、気温、気圧、湿度）の情報を用いて放射性物質の輸送と物理プロセスの計算を行う（図１）。対象とする領域全体を 3 次元的に網羅した気象場を観測から得ることは事実上不可能であるため、気象場もモデルによって計算することが一般的である。

この気象場を計算するモデルのことを力学コアや気象モデルと呼ぶ。大気拡散モデルの中には力学コアを持ち、独自に気象場を計算するモデル（models include their Own Dynamical core: OD）と、力学コアをもたず、別のモデルが計算した気象場をそのまま用いるモデル（models, which do Not have their own Dynamical core : ND）が存在する。OD モデルで気象場を計算する場合でも、その計算には対象とする領域全体の気象場のデータが初期値・境界値として必要である。一方、放射性物質の輸送や乱流拡散、放出や沈着による除去といった物理プロセスは、物理スキームによって計算され、物理スキームは、全ての大気拡散モデルに存在する。

物理スキームで計算された放射性物質の効果が気象場に与える影響（フィードバック）を考慮するモデルはonlineモデル、放射性物質の効果が気象場に与える影響を考慮せず、物理スキーム単体で動くモデルは offline モデルと呼ばれる。このように、大気拡散モデルには、気象モデル（力学コア）を持つのか否か、また offline か online かといった違いがモデル間に存在する。加えて、放射性物質の輸送と物理プロセスの計算一つとっても様々なスキーム（モデル化）が存在する。そのため、一言で大気拡散モデルといっても、それに含まれる（内在する）要素はモデルによってそれぞれ異なっている。さらに、大気拡散モデルに内在する様々な違いに加え、計算に用いる気象場や放出源情報といった外部からモデルに与える条件やモデルの水平・鉛直解像度にも自由度がある。そのため、1F 起源の放射性物質の大気中の輸送という現象という同じ現象を対象とした計算を行っているにも関わらず、モデルごとに計算結果が異なってしまうのが現状であり、大気拡散モデルの計算結果には不確実性を伴う。しかしながら、たとえ計算結果が異なっていたとしても、モデルの結果に違いをもたらす要因は数多くあり、何が原因で計算結果に違いをもたらさせるのかを突き止めるのは容易ではない。

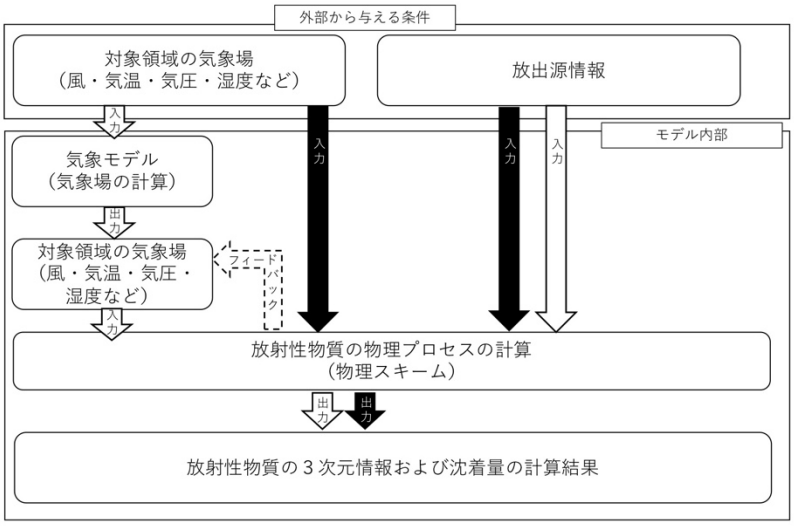


図１：大気拡散モデルの計算の流れを示した模式図。白抜き矢印は OD モデル、黒矢印は ND モデルの流れを示す。白抜きの点線で示した矢印は online モデルで考慮される、フィードバック機構である

3. 大気拡散モデルのモデル間比較 (Sato et al. 2018, 2020)

2 で示したように、大気拡散モデルには様々な不確実性を生み出す要素が内在しているため、仮に複数のモデルで計算を行って、計算結果が異なったとしてもどの要素が原因なのかを切り分けるのが難しい。そのため、1F 事故直後に行われた様々な大気拡散モデルの計算結果は大きくばらついているが(Kitayama et al. 2018; 日本学術会議 2014)、その原因を特定することは困難であった。

そこで、1-1802 では 1F 事故によって 1 F から放出された ^{137}Cs を対象とした 2 回のモデル間比較（Sato et al. 2018, 2020）を行ったが、その際、各大気拡散モデルに内在する違いが計算結果にもたらす影響に焦点を当てるため、外部からモデルに与える条件を可能な限り揃えたモデル間比較を行った。具体的には、モデルに与える気象場 (Sekiyama et al. 2015; Sekiyama and Kajino 2020)と放出源情報(Katata et al. 2015)、および水平解像度を統一（Sato et al. 2018 では 3 km、Sato et al. 2020 では 1 km）したモデル間比較を行った。計算期間は 2011 年 3 月 11 日 00 UTC から 2011 年 3 月 31 日 00UTC（Sato et al. 2020 では 3 月 24 日 00UTC まで）であり、その期間中に大気環境測定局 SPM 計ろ紙で観測されていた ^{137}Cs の大気濃度の時系列(Tsuruta et al. 2014, 2018)と航空機モニタリングによって観測された総沈着量(文部科学省 2011)のデータをモデルの評価のために用いた。このモデル間比較には国内外から最先端の大気拡散モデルが 12 モデル(Sato et al. 2018)および 9 モデル(Sato et al. 2020)が参加した（評価に用いた手法などは Sato et al. 2018, 2020 を参照されたい）。

これらのモデル間比較を通して、外部からモデルに与える条件を可能な限り揃えたとしても、モデルごとに計算結果は大きくばらつくことが明らかになった。また、2011 年 3 月に大気環境測定局 SPM で観測されていた 9 つの高濃度イベント（プルーム）ごとにモデルの評価を行い、各プルームを大気拡散モデルが再現するために最も重要であった要素を、再現性の良いモデルと悪いモデルとの比較から明らかにした。個々のプルームの再現性を決める要素は発表で詳しく述べる予定であるが、このような結論はモデル間比較によってパフォーマンスが良いモデルと悪いモデルが複数あるために初めて得ることができたものである。

同時に、総沈着量や9プルームの再現性評価から、「あるモデルが全てのプルームに対して良いパフォーマンスを示すわけではなく、あるプルームに対して再現性が高いモデルが別のプルームでは再現性が悪くなることがある」こと、また「3月の総沈着量や9プルーム全体で見ると、個々のモデルの再現性よりも、参加モデルの計算結果の平均（マルチモデルアンサンブルという）をとった結果の方が、再現性が高いこと」が明らかになった。これらの結果の意味するところは、大気拡散モデルは不確実性を伴うものであるが、単一のモデルで仮にプルームや沈着を再現できない可能性はあるとしても、複数のモデルを組み合わせることで、モデルの再現性を向上できる可能性があることを示している。すなわち、非常時おいても、単一のモデルが不確実性を持つことからその利用価値が低いと結論づけるのではなく、複数の大気拡散モデルの結果を組み合わせることで大気拡散モデルの利用価値を高めることができるということである。

4. 参考文献

Kitayama, K., and Coauthors, 2018: Atmospheric Modeling of 137 Cs Plumes From the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant-Evaluation of the Model Intercomparison Data of the Science Council of Japan. *J. Geophys. Res. Atmos.*, **123**, https://doi.org/10.1029/2017JD028230.

Ministry of Education, Culture, Sports, S. and T., 2011: *Results of the Fourth Airborne Monitoring Survey by MEXT*. http://radioactivity.nsr.go.jp/en/contents/4000/3179/24/1270_1216.pdf.

Sato, Y., and Coauthors, 2018: Model Intercomparison of Atmospheric 137 Cs From the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accident: Simulations Based on Identical Input Data. *J. Geophys. Res. Atmos.*, **123**, 1–18, https://doi.org/10.1029/2018JD029144.

Sato, Y., and Coauthors, 2020: A model intercomparison of atmospheric 137Cs concentrations from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident, phase III: Simulation with an identical source term and meteorological field at 1-km resolution. *Atmos. Environ. X*, 100086, https://doi.org/10.1016/j.aeaoa.2020.100086.

Science Council of Japan, 2014: *A review of the model comparison of transportation and deposition of radioactive materials released to the environment as a result of the Tokyo Electric Power Company's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident*. 103 pp. http://www.scj.go.jp/en/report/index.html.

Sekiyama, T. T., and M. Kajino, 2020: Reproducibility of Surface Wind and Tracer Transport Simulations over Complex Terrain Using 5-, 3-, and 1-km-Grid Models. *J. Appl. Meteorol. Climatol.*, **59**, 937–952, https://doi.org/10.1175/JAMC-D-19-0241.1.

Sekiyama, T. T., M. Kunii, M. Kajino, and T. Shimbori, 2015: Horizontal Resolution Dependence of Atmospheric Simulations of the Fukushima Nuclear Accident Using 15-km, 3-km, and 500-m Grid Models. *J. Meteorol. Soc. Japan. Ser. II*, **93**, 49–64, https://doi.org/10.2151/jmsj.2015-002.

Tsuruta, H., Y. Oura, M. Ebihara, T. Ohara, and T. Nakajima, 2014: First retrieval of hourly atmospheric radionuclides just after the Fukushima accident by analyzing filter-tapes of operational air pollution monitoring stations. *Sci. Rep.*, **4**, 6717, https://doi.org/10.1038/srep06717.

Tsuruta, H., Y. Oura, M. Ebihara, Y. Moriguchi, T. Ohara, and T. Nakajima, 2018: Time-series analysis of atmospheric radiocesium at two SPM monitoring sites near the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant just after the Fukushima accident on March 11, 2011. *Geochem. J.*, **52**, 103–121, https://doi.org/10.2343/geochemj.2.0520.

*Yousuke Sato[1]

[1]Faculty of Science, Hokkaido University.

2021年秋の大会

保健物理・環境科学部会セッション

大気拡散モデルの原発事故環境データによる評価とその緊急時応用

Evaluation of Atmospheric Dispersion Models Using the Environmental Data on the Nuclear Accident and their Application to Nuclear Emergency

(2) 大気拡散モデルの応用

(2) Applications of an Atmospheric Dispersion Model

*寺田 宏明[1], 永井 晴康[1]

[1]原子力機構

1. はじめに

福島第一原子力発電所（1F）事故では、放射性物質が長期間環境中に放出され、大気中を拡散して広範囲に地表汚染をもたらした。このような事態に対処するためには、放射性物質の拡散と汚染状況を正確に把握する必要があり、環境モニタリングによる実測と大気拡散モデルを用いた計算による予測を相補的に用いた放射性物質の時間空間分布の評価が有効である。この大気拡散予測の計算シミュレーションシステムとしては、緊急時環境線量情報予測システム（System for Prediction of Environmental Emergency Dose Information: SPEEDI）が旧日本原子力研究所（現在の日本原子力研究開発機構、以下原子力機構）により開発され、国内事故対応のための「緊急時迅速放射能影響予測ネットワークシステム」として文部科学省により運用されていた。一方、原子力機構では、SPEEDI を世界版として発展させた予測システム Worldwide version of SPEEDI（WSPEEDI）を開発し、原子力事故及び非原子力分野への応用に取り組んできた。1F 事故においては、SPEEDI および WSPEEDI を活用し、大気拡散シミュレーションと環境モニタリングデータの組み合わせによる放射性物質の放出量推定や大気拡散状況の解析を行い、被ばく評価や環境汚染への対策立案に貢献してきた。本発表では、SPEEDI および WSPEEDI について、システム開発の経緯と概要、及び 1F 事故等の放射性物質の放出事象への応用について解説する。

2. SPEEDI および WSPEEDI の開発

SPEEDI は、1979 年の米国スリーマイル島原子力発電所事故を契機として、日本国内で原子力事故が発生した際に、大気中に放出された放射性物質の濃度や被ばく線量を予測し防災対策に役立てるために、旧日本原子力研究所（現在の原子力機構）により研究開発が開始され、1984 年に基本システムが完成した（Imai et al., 1985）。その後 1986 年に原子力安全技術センターに移管され、ネットワークシステムとして整備されて運用が開始された。SPEEDI の計算プログラムは、開発元の旧日本原子力研究所で予測精度向上のための改良や機能拡張の研究開発が継続され、その成果を導入した高度化 SPEEDI（永井ほか, 1999）が 2005 年から 2016 年まで運用された。SPEEDI の計算プログラムの検証は、解析解との比較によるベンチマークテストおよび野外拡散実験や拡散風洞実験データの再現試験により行われた。高度化 SPEEDI においては、新たに導入された局地気象予測モデルにより計算される気象場の再現性確認が行われた。

WSPEEDI は、1986 年のチェルノブイリ原子力発電所事故を契機に、国外での原子力事故の日本への影響をリアルタイムで評価することを目的として、旧日本原子力研究所により開発された（Chino et al., 1995）。WSPEEDI は初版が 1997 年に完成したが、その後の使用経験に基づきさらに改良を重ね、2009 年に WSPEEDI 第 2 版が完成した（寺田ほか, 2008）。WSPEEDI 第 2 版では、世界の任意の地点からの放出を対象として、放出点周辺の数十 km から半地球規模までの拡散予測が可能となった。WSPEEDI は、国の防災体制に組み込まれて運用されているものではなく、原子力機構がシステムを保有し、精度向上を図るための研究開発を進めるとともに、様々な応用研究に利用してきた。その後、1F 事故などへの WSPEEDI-II の適用経験に基づき、原子力緊急時における多様な大気拡散予測のニーズに対応して様々な条件に対する詳細な大気拡散計算結果を効率的に提供することを可能とするため、大気拡散データベースシステム WSPEEDI-DB が開発された（Terada et al., 2020a）。このシステムでは、設定した地点から放出された放射性物質の大気拡散計算結果のデ

ータベースを予め構築しておき、後から具体的な放出条件を適用することで、任意の条件の大気拡散計算結果を迅速に取得することを可能としている。WSPEEDI の検証は、大気中輸送モデル評価研究（ATMES: Atmospheric Transport Model Evaluation Study）および欧州拡散実験（ETEX: European Tracer Experiment）の 2 つの国際協力研究に参加することにより実施された。ATMES は、チェルノブイリ原発事故時のモニタリングデータを用いた長距離輸送・拡散モデルの性能評価を目的としたものであるが、放出源情報の不確かさによりモデル性能を定量的に評価できなかった。そこで、トレーサガスの放出がコントロールされた広域拡散実験によるモデルの性能評価を目的とした ETEX が 1992 年から実施された。WSPEEDI 第 2 版においては、ETEX およびチェルノブイリ原発事故データを再利用して第 1 版からの再現性の向上を確認するとともに、日本国内のデータを用いた中距離スケールの水平拡散係数に関して検証が行われた。

3. SPEEDI および WSPEEDI の応用

原子力機構では、SPEEDI および WSPEEDI を用いて、原子力施設の事故等による様々な放射性物質の放出事象への対応を行ってきた。1997 年に発生した動力炉・核燃料開発事業団東海再処理施設の火災爆発事故においては、放射性物質が環境中に放出され、茨城県内の数地点で放射性セシウムが検出された。これに対して、高度化 SPEEDI を活用してモニタリングデータからの逆解析により ^{137}Cs の放出量を推定した（茅野・永井, 1997）。1999 年に発生した JCO ウラン加工工場での臨界事故においては、高度化 SPEEDI を用いて希ガスの放出量推定とその結果を用いた外部被ばく線量評価を行った（JCO 臨界事故調査支援原研タスクグループ, 2000）。1998 年にスペインの Algeciras の溶鉄炉で医療用 ^{137}Cs が誤焼却され ^{137}Cs が大気放出される事故が発生し、欧州の広い範囲で ^{137}Cs が検出された。これに対して WSPEEDI 初版を適用し、放出源情報の推定と影響評価を行った（山澤, 1998）。北朝鮮による地下核実験が実施された際には、国内のモニタリングが強化され、防衛省の航空自衛隊機による高空の大気浮遊じん等の試料採取が行われる。この試料採取を行う領域と高度の決定など計画策定のための参考情報として、放射性物質の大気拡散予測結果が活用されてきた。これまでに実施された計 6 回の北朝鮮による地下核実験では、2009 年の第 2 回実験以降、WSPEEDI 第 2 版による大気拡散予測（石崎ほか, 2018）の結果が文部科学省または原子力規制庁のホームページで公開された。

2011 年に発生した 1F 事故においては、事故当初、電源喪失等により排気筒モニタは動作せず、旧原子力安全・保安院の緊急時対策支援システム ERSS もプラント情報が入手できず機能していなかったため、大気中への放射性物質の放出状況は全く不明であった。そこで、原子力機構は原子力安全委員会と協力し、事故後早期から高度化 SPEEDI および WSPEEDI 第 2 版を活用して放射性物質の大気中への放出量の推定に取り組んだ。その後、環境影響や公衆の被ばく線量の評価を目的として、放出量推定の精緻化とその結果を用いた大気拡散解析を今日まで実施してきた。以降では、一連の放出量推定研究の概要について述べる。

事故後早期から 2016 年までの放出量推定では、単位放出率（1Bq/h）を仮定した大気拡散計算結果と環境モニタリングデータを比較して核種ごとの放出率の推移を逆推定する手法を用いた。放射性核種の大気中濃度の測定値が得られている場合は、濃度測定値を同じ地点の濃度計算値で除することで、その測定値に寄与した放出期間の放出率を求めることができる。濃度測定値が得られていない場合は、不確かさは増えるが核種構成比を仮定した空間線量率の比較によっても推定した。事故後早期に原子力安全委員会と協力して実施した放出量推定（Chino et al., 2011）では，3 月 12 日から 4 月 5 日までの ^{131}I と ^{137}Cs の放出率の推移を推定した。この解析による ^{131}I および ^{137}Cs の総放出量は、それぞれ 150 PBq ($P=10^{15}$)および 12 PBq（最終的に 13 PBq に改訂）であった。その後、モニタリング値の増加や WSPEEDI の計算モデル改良に伴い、放出量推定値を改訂した（Terada et al., 2012）。この解析による ^{131}I および ^{137}Cs の総放出量は、それぞれ 124 PBq および 8.8 PBq であった。この推定値は、原子放射線の影響に関する国連科学委員会（UNSCEAR）の 2013 年レポート（UNSCEAR, 2014）において事故影響評価に利用された。しかし、この推定値には不確実性があり、改善が必要であることが指摘されていた。そこで、新たな環境モニタリングデータの利用と大気拡散計算の沈着過程の精緻化により、詳細な放出量推定を行った（Katata et al., 2015）。この解析による ^{131}I および ^{137}Cs の総放出量は、それぞれ 151 PBq および 14.5 PBq であった。この推定値を用いた大気拡散計算により、航空機サーベイによる ^{131}I と ^{137}Cs の沈着量分布が良好に再現された。また、環境データに基づく解析と炉内事故進展解析との融合解析として、環境モニタリングの沈着量測定と炉内インベントリの ^{134}Cs と ^{137}Cs の放射能比を比

較し、各放出期間の大気拡散シミュレーション結果との対応を解析することで、1 号機から 3 号機の各原子炉における期間ごとの放出状況の推定を試みた（Chino, et al. 2016）。

これまでの研究では、観測値の不足から気象場の再現性が十分でなく、放射性プルームの時間空間分布の再現性に不確かさがあった。このため、拡散計算結果と環境モニタリングデータの比較において、専門的知見と経験に基づく主観的評価により拡散計算の補正と比較に使用するデータを選定する必要があり客観性に課題があった。そこで、最適解を探索する統計的手法であるベイズ推計手法を導入し、大気拡散計算結果と多種多数の環境モニタリングデータの比較から放出率を最適化するとともに比較結果をフィードバックすることで気象場の再現性を向上する新たな解析手法を開発した。この解析手法と、新たに公開された多数の大気汚染測定局で捕集された浮遊粒子状物質（SPM）の分析による 1 時間間隔の ^{137}Cs 大気中濃度データを活用した放出量推定を行った（Terada et al. 2020b）。この解析により、^{131}I および ^{137}Cs の 2011 年 3 月末までの放出総量は、120 PBq および 10 PBq と推定され、最適化した放出源情報を使用した大気拡散計算結果は、従来研究に比べ大気中濃度と地表沈着量の再現性が向上した。この推定値を用いた大気拡散計算により構築した主要放射性核種（^{131}I, ^{134}Cs, ^{137}Cs, ^{132}Te）の環境中時間空間分布データベースは、環境省の平成 30 年度放射線の健康影響に係る研究調査事業および UNSCEAR2020 年レポート（UNSCEAR, 2021）において、公衆の被ばく線量評価に活用された。さらに、このベイズ推計に基づく放出率最適化手法について、環境研究総合推進費 1-1802「原子力事故データの総合解析による事故時の有害物質大気中動態評価法の高度化」において、局所域から半地球規模までのデータ利用に向けた機能拡張と緊急時応用の有効性評価を行った。

4. 参考文献

Chino, M., H. Ishikawa, H. Yamazawa, H. Nagai, and S. Moriuchi, 1995: WSPEEDI (Worldwide Version of SPEEDI): A computer Code System for the Prediction of Radiological Impacts on Japanese due to a Nuclear Accident in Foreign Countries. JAERI 1334, Japan Atomic Energy Research Institute, 54pp.

Chino, M., H. Nakayama, H. Nagai, H. Terada, G. Katata, and H. Yamazawa, 2011: Preliminary Estimation of Release Amounts of ^{131}I and ^{137}Cs Accidentally Discharged from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant into the Atmosphere. J. Nucl. Sci. Technol., **48**, 1129-1134.

Chino, M., H. Terada, H. Nagai, G. Katata, S. Mikami, T. Torii, K. Saito, and Y. Nishizawa, 2016: Utilization of ^{134}Cs/^{137}Cs in the environment to identify the reactor units that caused atmospheric releases during the Fukushima Daiichi accident. Sci. Rep., **6**, 31376.

Imai, K. et al., 1985: SPEEDI: A Computer Code System for the Real-Time Prediction of Radiation Dose to the Public due to an Accident Release. JAERI-1297, Japan Atomic Energy Research Institute, 89pp.

JCO 臨界事故調査支援原研タスクグループ, 2000: JCO 臨界事故における原研の活動. JAERI-Tech 2000-074, 日本原子力研究所, 216pp.

Katata, G., M. Chino, T. Kobayashi, H. Terada, M. Ota, H. Nagai, M. Kajino, R. Draxler, M.C. Hort, A. Malo, T. Torii, and Y. Sanada, 2015: Detailed source term estimation of the atmospheric release for the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident by coupling simulations of an atmospheric dispersion model with an improved deposition scheme and oceanic dispersion model. Atmos. Chem. Phys., **15**, 1029-1070.

Terada, H., G. Katata, M. Chino, and H. Nagai, 2012: Atmospheric discharge and dispersion of radionuclides during the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant accident. Part II: verification of the source term and analysis of regional-scale atmospheric dispersion. J. Environ. Radioact., **112**, 141-154.

Terada, H., H. Nagai, A. Tanaka, K. Tsuduki, and M. Kadowaki, 2020a: Atmospheric-dispersion database system that can immediately provide calculation results for various source term and meteorological conditions. J. Nucl. Sci. Technol., **57**, 745-754.

Terada, H., H. Nagai, K. Tsuduki, A. Furuno, M. Kadowaki, and T. Kakefuda, 2020b: Refinement of source term and atmospheric dispersion simulations of radionuclides during the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident. J. Environ. Radioact., **213**, 106104.

UNSCEAR (United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation), 2014: UNSCEAR 2013 Report: Sources, Effects and Risks of Ionizing Radiation, vol I. United Nations, New York, 311pp.

UNSCEAR (United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation), 2021: UNSCEAR 2020 Report: Sources, Effects and Risks of Ionizing Radiation, Scientific Annex B, United Nations, 248pp.

石崎修平, 早川剛, 都築克紀, 寺田宏明, 外川織彦, 2018: 北朝鮮による地下核実験に対する大気拡散予測の対応活動. JAEA-Technology 2018-007, 日本原子力研究開発機構, 43pp.

茅野政道, 永井晴康, 1997: 動燃アスファルト固化処理施設事故による ^{137}Cs の環境放出量の推定. 日本原子力学会誌, **39**, 644-646.

寺田宏明, 永井晴康, 古野朗子, 掛札豊和, 原山卓也, 茅野政道, 2008: 緊急時環境線量情報予測システム（世界版）WSPEEDI 第 2 版の開発. 日本原子力学会誌和文誌, **7**, 257-267.

永井晴康, 茅野政道, 山澤弘実, 1999: 大気力学モデルを用いた緊急時の放射能大気拡散予測手法の開発. 日本原子力学会誌, **41**, 777-785.

山澤弘実, 1998: Algeciras での Cs-137 大気中放出事故の長距離拡散解析. 日本原子力学会誌, **41**, 114-116.

---

*Hiroaki Terada[1] and Haruyasu Nagai[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

2021年秋の大会

保健物理・環境科学部会セッション

大気拡散モデルの原発事故環境データによる評価とその緊急時応用

Evaluation of Atmospheric Dispersion Models Using the Environmental Data on the Nuclear Accident and their Application to Nuclear Emergency

（3）大気拡散モデルの緊急時利用法の検討

(3) Usage of Atmospheric Dispersion Models in the Nuclear Emergency Scheme

*山澤弘実[1]，大浦泰嗣[2]，森口祐一[3]，寺田宏明[4]，関山剛[5]，五藤大輔[3]，鶴田治雄[6]，佐藤陽祐[7]

[1]名大，[2]都立大，[3]国環研，[4]原子力機構，[5]気象研，[6]RESTEC，[7]北大

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故の内部被ばく線量の評価では、大気中濃度実測値に基づく評価が困難であり、その代替として大気拡散モデルを用いる手法が使われてきた。しかし、1)大気中濃度の分析が未了でプルーム動態が十分解明されていないこと、2)放出源情報及びその推定方法と事故当時の気象場にデータに不確かさが残されていること、3)先端的大気拡散モデルであっても不確かさが残されていることが課題であった。また、1F 事故環境データは、点源放出物質の降水を伴う複雑地形上での約 200km 範囲の大気中動態を捉えた国内唯一のデータであり、事故影響解析に加えて、点源から放出された大気中有害物質の動態解明の基礎データとして大気拡散モデルの検証等に用いられることが期待される。

大規模自然災害に伴い発生することが危惧される原子力事故を含む有害物質大気中放出事故初期の緊急時においては、大気拡散モデル計算が唯一の迅速かつ合理的な影響評価方法となることが想定されることから、これらの 1F 事故内部被ばく評価等で残された課題の解決は、今後の原子力事故やその他の有害物質放出事故での影響及びリスクの評価の不確かさを低減する上で不可欠であることが UNSCEAR2017 年報告書にも述べられている。しかし、大気拡散モデルとその入力データの不確かさが、緊急時でのモデル利用の大きな制約となっており、モデル予測結果の不確かさの低減と不確かさを踏まえた緊急時利用法の検討が必要である。

そこで、環境研究総合推進費 1-1802「原子力事故データの総合解析による事故時の有害物質大気中動態評価法の高度化」では、大気中濃度データ等からの放出源情報推定法の改良と、データ同化を用いた気象場再現方法及び沈着過程に着目した大気拡散モデルの検証・改良を目的とした。また、1F 事故時の大気環境測定局 SPM 計ろ紙の分析及び放射線監視局データの解析による大気中濃度データ整備、複数の大気拡散モデルによる計算結果と測定値を総合化した情報提供法枠組みの提案を目的とした。本発表では、これらの研究成果全体を概観するとともに、主に大気拡散モデルの緊急時利用法についての検討結果を議論する。

2. 成果の全体概要

課題全体は、1) 未分析試料の分析等により既取得データと合わせた 1F 事故大気中濃度データの整備とプルーム動態解析、及び線量率データによるモデル検証法の検討、2)狭域から北半球規模の実測データを総合的に用いる放出源情報推定法の改良と 1 F 事故放出源情報の再推定、3)詳細な地形を計算に取り入れた気象場再現法の検討及び事故時気象場データの整備と、湿性沈着過程の詳細検討による大気拡散数値モデルの高度化、4)国際大気拡散モデル比較試験、及び 5)予測の不確かさを考慮した大気拡散モデルを用いた緊急時利用法プロトタイプ構築から構成され、6 研究機関による共同研究として実施された。これらのうち 2)及び 4)の成果については、本企画セッションの講演 1 及び 2 で取り上げられている。

---

*Hiromi Yamazawa[1], Yasuji Oura[2], Yuichi Moriguchi[3], Akihiro Terada[4], Tsuyoshi T. Sekiyama[5], Daisuke Goto[3], Haruo Tsuruta[6], Yousuke Sato[7]

[1]Nagoya Univ., [2]Tokyo Metropolitan Univ., [3]NIES, [4]JAEA, [5]MRI-JMA, [6]RESTEC, [7]Hokkaido Univ.

本研究は環境研究総合推進費 JPMEERF20181002 による。

2021年秋の大会

大気中濃度データの整備では、SPM ろ紙の放射性セシウム分析により、既存結果と合わせて関東地方に到達した主なプルームの詳細な空間構造と輸送経路を明らかにし、2011 年 3 月 29-31 日に福島県東部・関東地方にこれまで知られていなかったプルームが存在したこととその輸送過程を解明し、原発から約 400km までの東北地方・中部地方を対象にプルームの長距離輸送過程を明らかにした。これにより、SPM ろ紙が保存されていなかった関東地方北部を除く我が国の陸地に 2011 年 3 月中に影響を与えた主要プルームの全てを把握できた。図 1 に示した例では、プルーム 9 が関東平野から東京湾に抜けていく様子が明瞭に捉えられている。1F 事故による放射性物質放出開始の 3 月 12 日から 31 日までに全部で 27 個のプルームが東日本に運ばれたことがわかった。その中で、本課題によりこれまで分析されていなかった 3 月 28 日から 31 日に比較的高濃度の 8 つのプルームが存在したことが新たに発見された。また、SPM 測定データが得られていない茨城県中央部について、放射線監視局のγ線スペクトルデータから希ガス、^{131}I を含む複数核種の 10 分毎の大気中濃度データを解析し、3 月 15 日に南下したプルーム動態の詳細が明らかとなった。また、大気中濃度が得られない地点・時刻について線量率データを用いた大気拡散計算結果の検証法を検討し、線量率データによるモデル検証が可能であることを示した。

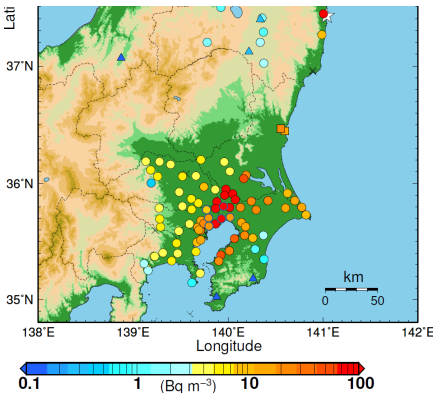


図 1　SPM ろ紙分析で得られた 2011 年 3 月 21 日 10 時の ^{137}Cs 地上濃度分布。

気象場の再現では、水平解像度 1 km と 0.25 km で地形・土地利用を再現し高解像度気象場解析値（2011 年 3 月東日本域）を作成した。この計算では、アンサンブルカルマンフィルタを用いた最新のデータ同化システムと気象予報モデルの組み合わせにより AMeDAS 地上気象観測データを同化し、モデル内で詳細に再現された地形を反映した気象場を得た。図 2 の例では、1 km 格子の気象場計算により、従来の 3 km 格子では十分再現されなかった中通りでのプルーム南下が良好に再現されている。さらに、湿性沈着再現で必要となる山岳域での雲（霧）及び降水の発生の再現のためには、従来の 3-5 km 程度の格子では不十分であること、原発が立地する海岸複雑地形での気流場再現では 1 km 格子かさらに詳細な地形再現が必要であること等の重要な知見が得られた。また、これまで大気拡散モデルの最大の誤差要因とされてきた湿性沈着過程の解析により、沈着モデルのスキーム（形式）が最も重要であり、雲・降水再現のための雲微物理過程のモデル化の違いは結果にほとんど影響しないこと等のモデル改良のための指針が明確になった。

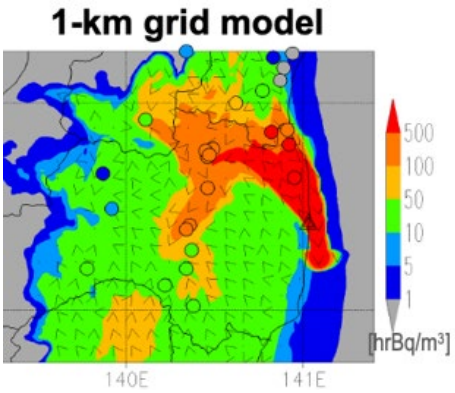


図 2　2011 年 3 月 20 日 15 時－21 時の福島県におけるモデル計算による ^{137}Cs 地上濃度積算値。○印は測定値（SPM ろ紙分析）。

以上より、本研究により現在の先端的大気拡散数値モデルの性能が明らかとなり、改善が必要な部分についての改良指針が得られた。応用面では、大気拡散モデルを用いた放出源情報推定法が検討され、1 F 事故放出源情報の不確かさがが検討された。また、大気拡散モデルの緊急時利用法が検討され（次節）、原子力に加え他の有害物質大気放出時を含めた緊急時の大気拡散利用の技術基盤が整備され、実用化研究の段階に至った。これらの一連の研究では、1F 事故初期（2011 年 3 月末まで）の大気環境データセットが整備された。この中には、中部、関東、東北地方 SPM 局での大気中濃度データ（^{137}Cs, ^{134}Cs, 1 時間値）、及び茨城県中央部放射線監視局での大気中濃度（^{133}Xe, ^{131}I, ^{132}I, ^{133}I, ^{132}Te, ^{134}Cs, ^{136}Cs, ^{137}Cs, 10 分値）の実測値に加え、東日本域をカバーする 3, 1, 0.25 km 格子気象場（1 時間毎）及び ^{137}Cs, ^{131}I 放出源情報（1 時間毎）の解析値と、国内外の先端的大気拡散モデル計算値（1 km 格子 9 モデル、3 km 格子 12 モデル、1 時間毎）が収録されている。これらのデータは、気象・大気環境・環境放射能分野の学術的資料としてのみならず、事故の影響検証のためのファクトデータとして事故後 10 年を経過した現時点において世界で最も完成度の高いものである。

3. 緊急時利用法の検討

3-1. 全体概要

原子力規制委員会の原災指針の事態分類に従ったモデル利用法とした（図 3）。警戒事態及び一部の施設敷地緊急事態においては、放出は起こっておらず炉内情報からの放出量等の放出源情報推定は不確かさが極めて大きく実質的に不可能である。従って、この段階では放出源情報がないものとして、最新の気象庁広域数値予報 GPV データ(1 日 2 回更新、264 時間先までの予報)を用いて、単位量放出が連続すると仮定した計算を 72 時間分の大気拡散予測計算を実施する。この段階の予測は単位放出仮定であるため、濃度・線量といった定量的予測ではなく、「もし放出された場合のプルーム飛来の有無及び時間帯の予測」とする。プルーム飛来の有無のみの予測であっても、図 3 の四角枠内に示すとおり、緊急時モニタリング計画立案や屋内退避等の防護対策に極めて有用な情報となる。

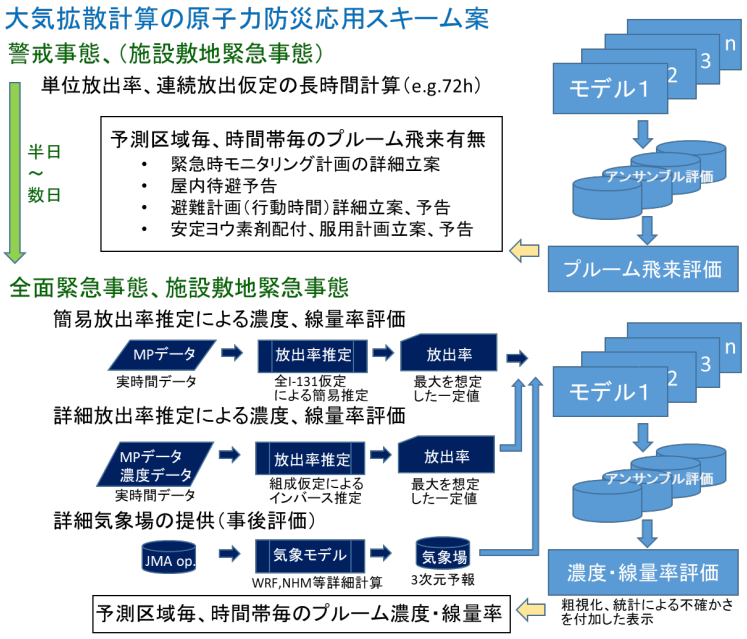


図 3　大気拡散計算の原子力防災への応用スキーム。

施設敷地緊急事態及び全面緊急事態では放出が始まっており、空間線量率あるいは大気中濃度等の実測データが入手されるため、放出源情報推定が可能である。但し、最も確実にかつ多数入手されると想定される空間線量率は大気中放射性核種の組成が分からない限り各核種の大気中濃度の把握はできない。第 1 段階として最も被ばく線量寄与が大きい ^{131}I のみによって構成されるプルームを仮定して、保守的な(被ばく線量が大きくなる安全側の)放出率の簡易推定を行う。大気中放射性核種濃度を測定するための大気モニターデータが得られた場合は、講演 2 の放出源情報推定手法を利用した詳細推定が可能である。

1F 事故の経験から、モデル出力として従来の地図上のコンター図表示のみでは、防護措置の意思決定者が使用する資料として十分でない。そこで、時間・空間的粗視化して提示する方法とする。空間的に粗視化の単位は防護措置発令単位として想定される区域単位と対応させ、学区単位、あるいは事故サイトからの距離に応じて、市町村等の行政区単位、県(支庁区)単位とする。また、時間に関する粗視化の単位は、モデル比較評価で示されたプルーム飛来時刻計算結果の不確かさ 2，3 時間をふまえ、3 時間を最小単位とする。

3-2. プルーム飛来予測

プルーム飛来予測は、もし放出がある場合に対象地点へのプルーム飛来の有無を現時点から将来に予測するもので、濃度値は評価対象外である。プルーム飛来有りが予測された場合は、極力屋外活動を控え、逆に飛来なしが予測された時間帯に、必要に応じて屋外活動を行う時間を設定できる（図 3 枠内）。

前述のデータセットの 1F 事故対象の大気拡散計算結果（1 km 格子、9 モデル）のアンサンブルを用いて、1F から 30 km 圏内のモニタリングポスト 4 地点でのプルーム飛来状況（モデル予測）を解析し、実測線量率から解析されたプルーム飛来状況（観測値）と比較した結果を表 1 に示す。この結果では、モデルでプルーム飛来が予測された時間帯の前後 3 時間にも飛来の可能性があると仮定して得たしたものである（安全裕度時間を設定)。実際にプルーム飛来があったのに来ないと予測した時間割合は 0.5%(実際に飛来があった時間帯に対する見逃し率 2.7%)と低い値であるが、見逃しを完全に回避できていない。空間的粗視化の考え方を導入することにより見逃し率の低減が図れるものと考える。一方、実際にプルーム来なかった時間帯については、半分以上を飛来有りと予測しているものの、正しく飛来なしと予測できている時間帯も十分確保でき

ている。飛来なし予測により UPZ 内での屋内退避期間中の屋外活動(一時移転、安定ヨウ素剤配布、食料調達等のその他の生活活動)時間を設定することができるが、この予測では解析対象の 138 時間中約 50 時間の屋外活動時間を確保すことができ、現行防災スキームでの予測情報が全くない状態での屋内退避を継続しなければならない状況に比べれば、現実的な防護行動が可能となる。

表 1　1F 近傍 30km 圏内 MP での飛来予測性能の評価結果。表中の数値は解析対象時間に対する割合（安全裕度時間 3 時間）。

観測結果	モデル予測（アンサンブル）	
	飛来あり	飛来なし
飛来あり	0.180	0.005
飛来なし	0.452	0.363

3-3. アンサンブルメンバー数の検討

講演 1 のモデル評価結果では、複数の 1F プルームに対して大気中濃度再現性が常に高いモデルは存在しないことと、モデルアンサンブル（大気中濃度の複数モデルの単純平均）が各プルームに対して再現性の高いモデルと同等の性能を常に示すことが明らかとなった。そこで、一定程度の予測精度を確保するために必要なモデル数の検討を行った。12 モデルの結果が得られている 3 km 格子計算結果から、ランダムにモデルを選択して多数のアンサンブルを形成し、その予測結果を評価した結果（詳細省略）、8 個のモデルを用いることで 12 モデル全てを用いた場合と同等の予測結果が得られることが示された。また、12 モデルの中には全体的に予測精度の低いモデルが 2，3 モデル含まれており、それを除いた場合は、5，6 モデル程度でも良好な予測結果が得られるものと考えられる。

3-4. 粗視化による予測情報提供

時間的・空間的な粗視化は、モデル計算結果で不可避の不確かさの影響を緩和することに加え、緊急時防護策の意思決定者及び住民に不確かさを含んだ分かりやすい情報を提供することを目的とする。モデルアンサンブルの大気中濃度を用いる場合、行政区等の空間的粗視化単位内には、複数モデルの複数格子点の濃度計算値が存在し、その平均値はその粗視化単位の濃度の期待値と考えることができる。また、濃度計算値のばらつきの大きさは、その粗視化単位内の実際の濃度水平分布、モデルそれぞれの内部要因による不確かさ及び入力気象場の不確かさが反映されたものであり、濃度期待値の不確かさの大きさを表す指標と考えることができる。そこで、各粗視化単位毎に濃度期待値及びばらつきの大きさを提示することを本研究の提案とする。

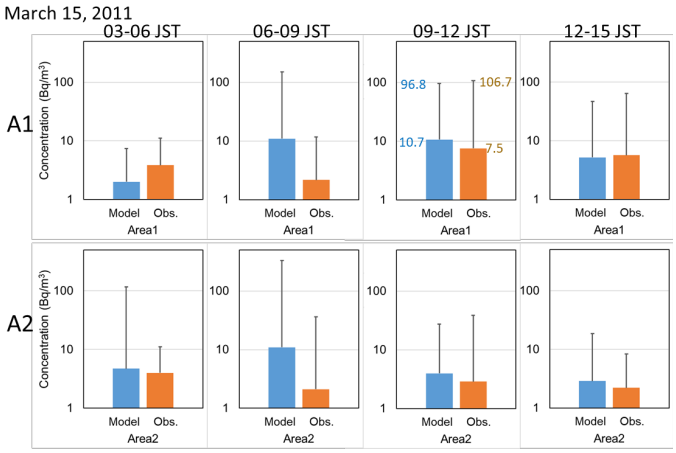


図 4　首都圏の大気中濃度を対象とした予測情報提示法による大気中濃度計算値との実測との比較。

この提示法の詳細は省略するが、首都圏に設定した 50 km 四方の 2 つの領域について、モデル予測と実測（SPM 地点の濃度）の比較検証結果を図 4 に示す。例えば、実測濃度が最も高かった領域 A1 の 2011 年 3 月 15 日 9-12 時については、モデル予測から「A1 地域では 9-12 時に平均濃度約 10 Bq/m^3 のプルーム飛来し、濃度が高い（上位 5%程度の）地点あるいは時刻では約 100 Bq/m^3 となると予想される」という予測情報を出すことになる。この予測情報は実測の状況を良好に再現している。他の地点・遅刻では実測と多少のずれがあるものの、概ね良好な予測結果となっている。

4. まとめ

本研究により、事故当事国の当該研究分野の責務として将来に残すべきデータとして、1F 事故初期の大気環境データセットが整備された。このデータを用いて、国内外の先端的な大気拡散数値モデルの性能評価が行われ、その過程でモデルの性能が向上し、現状のモデルの到達点及び不確かさが把握された（講演 1）。これらの大気拡散モデル群（アンサンブル）及び放出源情報推定法（講演 2）を用いた緊急時利用法のプロトタイプが構築され、今後、実用化のための研究が見込まれる。

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

[1M05-12] Environmental Radioactivity 1

chair: Jun Moriizumi (Nagoya Univ.)

Wed. Sep 8, 2021 2:45 PM - 5:00 PM Room M

[1M05] Characterization and Investigation on Long-term Stability of Sodium Activated Metakaolin-Based Geopolymers

*Anil Can Yildirim[1], Takumi Saito[1], Kanako Toda[1] (1. UTokyo)

2:45 PM - 3:00 PM

[1M06] The preliminary methodology of Cs desorption and capture from 2:1 clay minerals using Argon plasmall

*Yutaka Nishimura[1], Glenn Harvel[2], Fumihito Mishima[1], Naoki Nomura[1], Shigehiro Nishijima[1], Takeyoshi Sunagawa[1] (1. FUT, 2. Ontario Tech Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM

[1M07] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Kimiaki Saito[1] (1. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

[1M08] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Minoru Tanigaki[1] (1. Kyoto Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM

[1M09] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Jun Goto[1] (1. Niigata Univ.)

3:45 PM - 4:00 PM

[1M10] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Yoshiaki Shikaze[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:00 PM - 4:15 PM

[1M11] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Kazuya Yoshimura[1], Kenso Fujiwara[1], Shigeo Nakama[1], Tomohisa Abe[1] (1. JAEA)

4:15 PM - 4:30 PM

[1M12] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Hiroko Yoshida[1], Masateru Hayashi[2], Taisuke Makita[2], Tetsushi Azuma[2], Makoto Sasano[2], Shuichi Tsuda[3] (1. Tohoku Univ., 2. Mitsubishi Electric, 3. JAEA)

4:30 PM - 4:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Characterization and Investigation on Long-term Stability of Sodium Activated Metakaolin-Based Geopolymers

*Anil Can YILDIRIM[1], Kanako TODA[1], Takumi SAITO[1]

[1]School of Engineering, The University of Tokyo

Geopolymer is a group of newly derived barrier materials for the stabilization of radioactive wastes. In this study, we characterized the sodium activated metakaolin based geopolymer (Na-MKGP) including the base material, metakaolin, and additionally processed sample which is stated as treated Na-MKGP. Furthermore, the long-term stabilities of the Na-MKGP were investigated as a function time to see their mineralogical and structural changes.

Keywords: Metakaolin, Geopolymer, Long Term Stability, Seawater

1. Introduction

Geopolymers (GPs) are defined as chains or networks of inorganic molecules linked with covalent bonds. Their physical and chemical properties like thermal resistance, sorption properties, and structural strength have received great attention. Due to these features, it is possible to apply geopolymers to stabilize intermediate and low-level radioactive wastes in the nuclear sector like cement [1]. For that most of the studies have focused to fly ash-based GPs due to the similarities with cement, while Na activated metakaolin-based GP (MKGP) is reported to have better features as pointed by JAEA through a literature survey[2]. Therefore, in this study, we characterized the base material, metakaolin, original and treated Na-MKGP. Furthermore, the long-term stabilities of Na-MKGP were investigated under three different aqueous environments as a function time in order to see their chemical and mineralogical changes.

2. Experimental

The characterization carried out for metakaolin (Argrical M1000, Imerys), the Na-MKGP and the treated Na-MKGP, was obtained by washing the original Na-MKGP with Milli-Q water and drying in an oven at 60 °C overnight. The alteration studies were conducted for 6 months in three different systems: the seawater system (SWS), the distilled water system (DWS), and the washed sample system (WSS). Sampling of the aqueous and solid phases were done with decreasing frequency. The liquid samples were analyzed by an inductive coupled plasma-optical emission spectroscopy (ICP-OES, Agilent 720 ICP-OES) for Al^{3+} and Si^{4+} concentrations. For the solid samples, X-ray fluorescence (XRF), Fourier transformed infrared (FT-IR, Model 6600, Jasco) spectroscopy, Raman spectroscopy (Micro-RAM 532A, Lambda Vision Inc), and X-ray diffraction (XRD, SmartLab, Rigaku) were performed to study the structural changes and the formation of new phases upon alteration.

3. Results and Discussion

According to the characterization studies, it was revealed that both original and treated Na-MKGP had amorphous structures with a feldspar-like local framework and contained quartz as a crystalline impurity originating from metakaolin. Additionally, there were no significant changes between the original and treated Na-MKGP in terms of their chemical structures and crystal phases through the 6-month period. In general, if Na-MKGP is considered to be applied for waste immobilization, these results point the robustness of Na-MKGP for the long-term stability. Yet further investigations should be done to increase the reliability of this material.

References

[1] Drace, Z., & Ojovan, M. I. (2009). The Behaviours of Cementitious Materials in Long Term Storage and Disposal: An Overview of Results of the IAEA Coordinated Research Project. MRS Proceedings 1193.

[2] Cantarel, V.; Morooka,T; Yamagishi,I., *Geopolymers and their potential applications in the nuclear waste management field; A Bibliographical study*, JAEA-Review 2017-014 (2017).

Ar プラズマを用いた 2:1 型粘土鉱物からの Cs 脱離・捕集の研究開発Ⅱ

The preliminary methodology of Cs separation and collection from 2:1 clay minerals using Argon plasma Ⅱ

*西村 豊[1],ハーベル グレン[2],三島 史人[1],野村 直希[1],西嶋 茂宏[1],砂川 武義[1]
[1]福井工大,[2]オンタリオ工科大

現在、^{137}Cs を含んだ濃度の高い汚染土壌に対する減容化技術が求められている。^{137}Cs は土壌中の 2:1 型粘土鉱物に強固に吸着することが知られており、既存技術として熱処理や化学処理などがあるが、環境面で問題がある。そこで本研究では、福島県の汚染土壌を S-band 高気圧マイクロ波放電法により生成した Ar プラズマを用いて、^{137}Cs が吸着している土壌からの分離捕集を試みた。

キーワード：アルゴンプラズマ・セシウム・除染・マイクロ波・減容化

1. 緒言

近年 ^{137}Cs を含んだ濃度の高い汚染土壌に対する減容化技術として、熱処理や化学処理による減容技術が研究されている。しかし、熱処理や化学処理では反応促進剤等の化学薬品の添加が必要であり、処理後の土壌の化学薬品による汚染を検討する必要がある。本研究室で開発した高気圧マイクロ波放電法により生成したArプラズマによる処理法は、反応促進剤等の化学薬品を使用しないクリーンな減容化が可能である。本研究では汚染土壌の模擬試料として、典型的な2:1型粘土鉱物であるバーミキュライトにCs化合物を吸着させた試料を作製し、高気圧マイクロ波放電法によるArプラズマ処理による、Csの分離捕集する手法を確立し、模擬試料に吸着させたCsの98%を分離することを可能とした[1)]。そのため本手法を^{137}Csが吸着している土壌に対して適用し、Arプラズマ処理による^{137}Cs分離捕集を試みた。

2. 実験

試料作製：2014 年に福島県で採取された土壌（試料）の ^{137}Cs 濃度を Ge 半導体検出器により測定した(A)。マッフル炉にて試料内の有機物を取り除くため燃焼し、試料を 63 μm 以下に分級した。この試料を Ge 半導体検出器により ^{137}Cs 濃度を測定した(B)。

Ar プラズマ処理：S-band マイクロ波空洞共振器内に二重の石英管からなる反応管を差しこみ、反応管下方から体積流量 1L/min の Ar を流し、入力電力 500W、処理時間 10min により ^{137}Cs の分離を試みた。ここで、反応管内にプラズマ生成のためのプラズマ種であるカーボンファイバーを空洞共振器の電場が最も強い位置に固定し、プラズマ種から上方に約 6cm 離して、試料(B)　0.8g に顆粒状のケイ砂 0.2g を混合させた試料を固定した。プラズマ処理後試料を反応管から試料を取り出し、Ge 半導体検出器により ^{137}Cs 濃度を測定した(C)。

3. 結果と考察

Table1 に Ge 半導体検出機による(A)~(C)の試料中の ^{137}Cs 量濃度を示す。処理前の試料と 63 μm 以下に分級した試料を比較において、^{137}Cs は粒径が小さい粘土に吸着しやすいとが示唆される。（B）と(C)の比較より、Ar プラズマ処理により ^{137}Cs が約 76%の減少したことがわかる。この結果は、Ar プラズマ処理により粘土鉱物の組成が変化し、2:1 型粘土鉱物に存在するフレイドエッジサイト[FES]が破壊され、FES 内に捕捉されていた ^{137}Cs が脱離したと予想する。本結果より、Ar プラズマを用いて土壌からの ^{137}Cs の脱離の有効性を示すことができたと考える。詳細は講演時に報告する。

Table1　Ge 半導体検出機による試料中の Cs 濃度

		Cs濃度(Bq/g)
(A)処理前	含有Cs-137濃度	51.78
(B)63μm以下分級後	含有Cs-137濃度	128.45
(C)Arプラズマ処理後	残存Cs-137濃度	31.02

参考文献

[1] 西村ら, “Ar プラズマを用いた 2:1 型粘土鉱物からの Cs 脱離・捕集の研究開発”,原子力学会 2021 年春の大会(2021)

*Y.Nishimura[1], G.Harvel[2] ,F. Mishima[1] ,N.Nomura[1] ,S.Nishijima[1] ,T.Sunagawa[1]　[1]FUT., [2]Ontario Tech Univ.

福島における放射性物質分布調査
（1）地域に特有な空間線量率経時変化の定量的推定に関する研究提案

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(1) Research proposal on quantitative estimation of site-specific temporal change in air dose rate

*斎藤 公明[1]

[1]JAEA

抄録 福島第一原発から 80 km 半径の範囲を対象に、数 100 m 程度の狭い地域に特有な空間線量率の変化傾向を、放射性セシウムの移行に関する情報をもとに定量的に推定するための研究を提案する。

キーワード：空間線量率、経時変化、定量的推定、地域特有、80 km 圏内、時空間統合マップ、被覆面の種類、機械学習

1. はじめに

福島事故後には異なる手法を用いた大規模環境モニタリングが実施され、過去に例のない大量の環境データが蓄積されてきた。蓄積されたデータを解析することにより、広い地域を対象とした平均的な空間線量率減少傾向の特徴が明らかになりつつある。さらに、蓄積したデータに対する先進的な解析も複数試みられてきた。これまでに蓄積された環境データ、新たな知見、様々な解析手法を統合することで、事故後の空間線量率経時変化傾向をより現実的に推定する技術を開発することが期待される。ここでは、数 100 m 程度の狭域の空間線量率変化傾向を、放射性セシウムの移行特性に関する知識をもとに定量的に推定するための研究を提案する。

2. 研究の手順

研究全体を２つの段階に分けて実施する。第 1 段階は 80 km 圏内全域の空間変化に加えて時間変化も対象にした空間線量率統合マップの作成、第 2 段階は統合マップのピクセルレベルの空間線量率経時変化を、被覆面情報をベースにして理解する方法の開発である。第 1 段階においてはまず、歩行サーベイ、自動車サーベイ、航空機モニタリングのデータそれぞれの特徴を活かしつつ、ベイズ統計手法を用いて 2011 年まで遡った統合マップを作成する。次に、離散的に存在する統合マップの時間方向の変化傾向を LASSO 解析及びガウス過程モデルを用いて内挿し、時空間両方向の空間線量率統合マップを作成する。これにより事故後の任意の時間、任意の場所における空間線量率のデータが得られ、80 km 圏全域の空間線量率の変化傾向の詳細が明らかになる。

第２段階では、場所毎に異なる空間線量率減少傾向を定量的に説明できるモデルの開発を行う。被覆面の性質によりその後の放射性セシウムの移行の様子が顕著に異なるため、どのような被覆面がどの程度存在するかが放射性セシウムの動きとそれに伴う空間線量率の変化を推定するための基本的な情報となる。80 km 圏内のピクセル毎の被覆面の存在割合を、リモートセンシングデータから機械学習により評価する手法を確立する。被覆面の存在割合を基本情報として沈着後の放射性セシウムの変化状況をモデル化し、空間線量率の変化を推定する。これにより狭域に特有な空間線量率の変化傾向を推定するモデルを構築する。さらに、狭域における放射性セシウムの分布とこれに基づく空間線量率の分布を直接に関係づけるために、3D-Adres を用いて狭域環境の詳細モデルを作成してモンテカルロシミュレーションを実施する。これにより、狭域における空間線量率の減少を系統的に理解・推定することが可能となる。

3. まとめ

地域に特有な空間線量率経時変化の推定手法の確立は、福島における避難指示区域の適切な解除や、万が一将来にどこかで事故が起きたときにその場所に応じた適切な対応をとることに寄与することが期待される。

---

*Kimiaki Saito[1], [1]JAEA

福島における放射性物質分布調査
(2) KURAMA-IIの手法に基づく分布測定技術開発の現状

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(2)Development of measurement techniques on radiation distribution
based on KURAMA-II

*谷垣 実
京都大学

東電福島第一原発事故走行サーベイシステムKURAMA-IIの知見に基づくモニタリング技術の開発動向を紹介する。特にKURAMA-IIをもとに開発した放射性物質による土壌汚染の可視化を実現するロボットの開発や活用の現状、面的なモニタリングを実現する超小型KURAMA-IIやLPWAネットワーク技術研究のその後の進展、KURAMA-IIで採用するCsI(Tl)+MPPC検出器の環境放射線モニタリング対応能力向上の取り組みについて報告する。

キーワード：KURAMA-II, 土壌汚染, MPPC, 空間線量率, 超小型KURAMA-II

1. はじめに

東電福島第一事故に対応すべく開発されたGPS連動型放射線自動計測システムKURAMA [1]の発展形であるKURAMA-II [2]は多彩な運用実績があり、得られた知見も2017年度の放射能測定法シリーズ改訂に収録[3]された。将来の原子力災害も見据えた研究開発の現状について紹介する。

2. KURAMA-IIに基づく土壌汚染の可視化ロボット

福島第一原発周辺の放射性物質で汚染された農地の回復では、除染活動に伴う作土層の喪失や肥沃度の低下が深刻な問題である。この問題への対応として農水省の補助金事業で取り組んだ放射性物質と土壌化学性を可視化するロボットの開発が完了した [4]。搭載の土壌汚染密度推定用KURAMA-IIであるKURAMA-Xでは0～8000 Bq/kgの範囲で±25%程度の精度で土壌汚染密度が推定できるようになった。光学スペクトルからの土壌肥沃度推定技術も実装され、測定データは補強信号を利用した高精度GNSS測位情報との連携により高精度の圃場内マッピングが実現された。令和2年度末に商品化の目処も立ち、令和3年度以降は特定復興拠点等の高度な汚染が想定される地域への適用拡大の研究開発に着手する見込みである。

3. 平常時～緊急事態を想定した面的な環境放射線モニタリング

原子力規制庁の委託事業 [5]で取り組んだ、メッシュ型LPWAであるZETA[6]によるモニタリングデータ送信を想定した実践的なネットワーク網の構築、Sony Spresense [7]ベースの超小型KURAMA-IIの開発成果について報告する。松江市および宍道湖周辺のモニタリングポストと島根県原子力環境センターを結ぶことを想定したZETAネットワークの簡便かつ機動的な展開の試験では、既設モニタリングポストのバックアップ回線として極めて有望であることがわかった。さらにこのZETAネットワークを活用して超小型KURAMA-IIを宍道湖周辺で展開し、機動性の高いモニタリング活動が可能であることがわかった。

KURAMA-IIで実績のあるCsI(Tl)+MPPC検出器は小型軽量化や耐環境性向上に有利である。そこで委託事業で開発した可搬型や既存の固定モニタリングポストでの採用を目指し、平常時および緊急時の環境放射線計測に適したCsI(Tl)+MPPC検出器の研究開発にも着手している。

参考文献：
[1] M. Tanigaki, R. Okumura, K. Takamiya et al., Nucl. Instr. Meth. **A726**(2013)162-168.
[2] M. Tanigaki, R. Okumura, K. Takamiya et al., Nucl. Instr. Meth. **A781**(2015)57-64.
[3] 原子力規制委員会 https://www.nsr.go.jp/news_only/20171226_01.html
[4] 農林水産技術会議 http://www.affrc.maff.go.jp/docs/fukushima/h30kettei.htm
[5] 原子力規制庁 http://www.nsr.go.jp/data/000266339.pdf
[6] ZETA Alliance, https://zeta-alliance.org/jp.php
[7] Sony Spresense, https://developer.sony.com/ja/develop/spresense/

*Minoru Tanigaki
Kyoto University

福島における放射性物質分布調査
(3)ASURA による放射性セシウム沈着量分布調査

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(3) Investigation on the distribution of radioactive cesium deposition densities using ASURA

*後藤 淳[1]

[1]新潟大学

放射性セシウム汚染状況を正確に把握し、効率的な除染等に資するために、線量率のみならずその場所に存在する放射性セシウムの放射能（沈着量）も簡便に測定可能な自動車走行サーベイ及び歩行サーベイ用システム ASURA（アシュラ）を開発し、福島原発事故被災地での調査に適用した例を報告する。

キーワード：福島第一原子力発電所事故, 自動車走行サーベイ, 放射性セシウム沈着量

1. 緒言　原発事故被災地における放射性セシウム汚染状況は測定が簡便な空間線量率によって評価されることが多いが、空間線量率は測定位置を通過するガンマ線の量から算出されるものであり、その地点のみならず周囲の汚染からの寄与も含んでしまうため、その地点の汚染状況を正しく評価できない場合がある。特に、事故後時間が経過すると除染やウエザリング効果で放射性セシウムの分布が不均一になるので、測定地点には汚染がなくとも周辺の汚染によって高線量率になっている場所も少なくない。よって、その場所の放射性セシウム放射能濃度である沈着量（Bq/m^2）を測定することの重要性は増しているが、周囲の汚染からの寄与を除いた値として測定することは簡単ではない。測定方法としてはサンプリングした土壌等の放射能分析やガンマカメラでの撮像が挙げられるが、いずれも時間とコストが必要な方法であり、広域をくまなく評価することは困難である。以上の状況を踏まえ、周囲の汚染の影響を受けていない放射性セシウム沈着量を簡便に測定することができる自動車走行サーベイシステム及び歩行サーベイシステムである ASURA を開発した。本発表では ASURA の概略と福島での調査結果の例を紹介する。

2. ASURA について　自動車用 ASURA は、厚い鉛遮蔽で指向性を持たせた 6 台の検出器で構成され、地面に向けた検出器で沈着量を評価するシステムであり、本学会でも報告済み[1]である。一方、歩行用については、自動車用と同様の遮蔽は運搬困難のため使用できず、図 1 に示した上中下の 3 台の CsI 検出器の間に 5cm 厚の鉛遮蔽を挟んだデザインを採用した。測定原理を説明する。中検出器は上下に鉛があるので上下の汚染からのガンマ線はほぼ検出されず、計数率から周囲の汚染の寄与のみを評価することができる。一方で、下検出器は上のみに鉛があるため周囲及び下にある汚染からのガンマ線が検出されるので、中検出器で評価した周囲からの寄与を引くことで真下にある汚染からの寄与が評価できる。同様に上検出器から周囲からの寄与を差し引くことで上方の汚染を評価することができる。なお、歩行用 ASURA の解析で用いた計数率は、自動車用と同様に散乱線の寄与を除くためにエネルギー弁別した値を用いた。

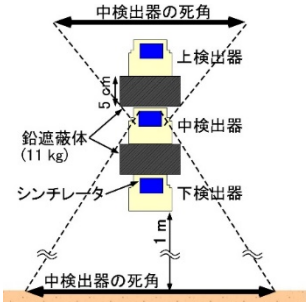


図 1 . 歩行用 ASURA 原理説明図

3. 結果　自動車用及び歩行用の ASURA を用いて、福島原発事故被災地での測定を実施したところ、空間線量率としては高い値が観測されても地面にはほぼ汚染が存在しないという場所が多くあることが分かった。ASURA を用いることで線量率測定では分からなかった正確な汚染分布を簡便に得ることが可能であり、除染等の効率化に大きく資することができると考えられる。

参考文献

[1] 後藤淳, 他 3 名, 日本原子力学会 2020 秋の大会, 2A02, (2020)など

---

*Jun Goto[1]

[1]Niigata Univ.

福島における放射性物質分布調査
（4）無人ヘリ搭載ガンマカメラの解析手法の改良

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(4) Improvement of analysis method of the GAGG scintillator gamma camera mounted on the unmanned helicopter

*志風 義明[1]
[1]日本原子力研究開発機構

以前の解析手法の改善の際、安定条件下の ^{137}Cs イベントを選択する手法を適用した。今回、条件外のイベント利用による統計精度の向上を目指し、位置と傾斜を補正したシンチレータ座標をイベントごとに求め、補正後の全イベントを利用してガンマ線画像再構成を行った。本発表では補正手法や結果について報告する。

キーワード：ガンマカメラ，コンプトンカメラ，GAGG，無人ヘリ，ホットスポット，
福島第一原子力発電所事故，Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Accident

1. 緒言

無人ヘリ搭載ガンマカメラ[1][2]の測定データ解析の改善策として、無人ヘリの位置や姿勢角が安定した時間帯の ^{137}Cs の 662keV ガンマ線イベントを選択的に利用した[3]。しかし、これにより最終的に解析に利用できるイベント数が数分の一に減少するため、統計精度に改善の余地があった。そこで、以前の解析では利用しなかったイベントを、今回は補正して利用することで、統計精度の向上に取り組んだ。

2. 方法

これまで GPS や姿勢角データの平均値を基に固定していた 2 層のシンチレータピクセルの座標を、刻々と変化する位置と傾斜を補正したシンチレータピクセルの座標にイベントごとに置き換えた。GPS や姿勢角センサーから得たホバリングフライト測定期間内の位置（緯度、経度、高度）や傾斜角度（roll, pitch, heading）をイベントのタイミングに内挿して、補正に利用した。また、真下に向いた鉛直な座標系を利用してガンマ線画像再構成を行った。次に、実際の傾斜した検出器の正面からの法線ベクトルを基準に検出効率の入射角度依存性の補正を行った。さらに、相対強度として得られた分布に線量換算を行い、空間線量率分布を得た。

3. 結論

今回、ガンマ線画像のより現実的な再構成の手法として、イベントごとにシンチレータ座標を補正する手法を新たに考案し、解析に利用することができた。これにより、解析に利用する取得データの統計精度が向上した。データの質や地上値との相関などの補正の効果については、今後、条件別に比較して評価する予定である。

参考文献

[1] J. Jiang et al., Journal of Nuclear Science and Technology, 53(7), p.1067–1075.
[2] Y. Shikaze et al., Journal of Nuclear Science and Technology, 53(12), p.1907–1918.
[3] 志風 他、日本原子力学会「2021 年秋の大会」 2A04

---

*Yoshiaki Shikaze[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

福島における放射性物質分布調査
（5）空間線量率の減少に対する舗装面、および浸透面における放射性セシウム動態の寄与

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(5) Decrease in air dose rate resulted by the radiocesium dynamics on paved and unpaved

*吉村　和也[1]，藤原　健壮[1]，中間　茂雄[1]，阿部　智久[1]
[1]JAEA

舗装面と浸透面上の空間線量率について、実測した放射性セシウムのウェザリング（水平方向への流失と土壌中への下方浸透）を考慮して試算した。その結果、舗装面で浸透面よりも空間線量率の減少が早く、舗装面からの水平方向への流失が都市域における速やかな空間線量率の低減に寄与していることが示唆された。

キーワード：福島第一原子力発電所，空間線量率，放射性セシウム，ウェザリング，都市域，舗装面

1. 緒言

空間線量率は、都市域で他の土地利用よりも早く減少することが報告されている。この要因の一つとして、都市域の主要な要素である舗装面と、草地などの浸透面とで放射性セシウムの動態が異なることが挙げられるが、定量的な評価はなされていない。本研究は地表の放射性セシウムに着目し、そのウェザリング（水平方向への流失、及び鉛直方向への移動）が空間線量率の減少に及ぼす影響について評価した。

2. 手法

放射性セシウムのウェザリングを考慮した空間線量率の減少は、以下の式により計算した。

$$A_t = I_{t,134} \times CF_{134} + I_{t,137} \times CF_{137}$$

ここで A_t は、ある時間（t）における放射性セシウム由来の空間線量率（$\mu Sv\,h^{-1}$）である。$I_{t,134/137}$ は事故時の沈着量を ^{134}Cs、^{137}Cs 共に 1 $Bq\,m^{-2}$ と仮定した場合の、ある時間（t）における ^{134}Cs、^{137}Cs の相対沈着量（$Bq\,m^{-2}$）であり、それぞれの半減期に従う物理減衰と水平方向への流失により減少する。本研究において、水平方向への流失は浸透面で生じないこととした。また舗装面上の相対沈着量は、2014-2021 年に除染などの人為的な影響を受けない帰還困難区域内で実施した放射性セシウム沈着量のモニタリング結果から得た減少速度に従うこととした。$CF_{134/137}$ は空間線量率ー沈着量換算係数であり、緩衝深度（放射性セシウムの土壌中の深度分布を表すパラメータ）に依存する。緩衝深度は浸透面で 2011 年から 2020 年にかけて取得された緩衝深度の経時変化 [1]から推定した値、舗装面で 0.1 $g\,cm^{-2}$ とした。

3. 結果と考察

帰還困難区域内で観測された舗装面における ^{137}Cs 沈着量の減少速度は 0.183 $year^{-1}$ であった。この値と浸透面での緩衝深度の経時変化を考慮し、空間線量率を試算した。空間線量率は、舗装面で浸透面よりも早く減衰し、舗装面からの流失が都市域における速やかな空間線量率の低減に寄与していることが示唆された。

なお、本研究の一部は環境省委託事業「令和 2 年度放射線健康管理・健康不安対策事業（放射線の健康影響に係る研究調査事業）」において実施したものです。

参考文献

[1] 規制庁「平成 31 年度　東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故に伴う放射性物質の分布データの集約」事業

*Kazuya Yoshimura[1], Kenso Fujiwara[1], Shigeo Nakama[1] and Tomohisa Abe[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

福島における放射性物質分布調査
(6) 旧避難指示区域の住家内外における空間線量低下率の経時変化

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima within former evacuation areas

(6) Temporal changes in reduction rates of air dose rate in and around residential houses within former evacuation areas

*吉田　浩子[1], 林 真照[2], 牧田 泰介[2], 東 哲史[2], 笹野 理[2], 津田　修一[3]

[1]東北大, [2]三菱電機, [3]JAEA

2012 年から旧・現避難指示区域の住家において継続して住家内外の空間線量率を測定している。飯舘村及び南相馬市小高区の住家 54 戸について除染前と除染直後、除染前と 2019・2020 年での空間線量低下率を屋外・屋内それぞれについて比較した。除染直後における屋外の空間線量低下率は、屋内よりも高い値を示していたが、2019・2020 年の評価では低下し、屋外・屋内での両者の低下率に差は認められなくなっていた。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、空間線量率、経時変化、住家内外

1.緒言

避難指示区域の解除が進むなか、住民がもっとも長い時間を過ごす自宅住家内外（自宅周辺・庭）の空間線量率の状況及びその経時変化を把握することは住民及び地方自治体にとって必要な情報である。飯舘村及び南相馬市小高区の住家 54 戸について除染前と除染直後、除染前と 2019・2020 年の調査時の空間線量低下率を屋外・屋内それぞれについて比較した。除染直後における屋外で空間線量低下率がもっとも高く(中央値：58.4%)、除染直後における屋内でもっとも小さかった(同：43.3%)。しかし、2019・2020 年の評価では屋外における空間線量率低下率は低下し、屋外・屋内ともで中央値はほぼ 50%と両者の低下率に差は認められなくなっていた。本発表では、その傾向と原因の検討を行った結果について報告する。

2.方法

空間線量率の低下率, Reduction rate (RR)を以下のように定義し、評価を行った。

$$\text{Reduction rate (\%)} = \frac{H_1 - H_2}{H_1 - H_{BG}} \cdot 100 \qquad (1)$$

H_1:除染前の空間線量率、H_2:除染後もしくは 2019・2020 年の空間線量率、減衰補正あり

H_{BG}: 自然放射線による空間線量率

3.結果・考察

除染前と除染直後、除染前と 2019・2020 年の調査時の空間線量低下率の分布の箱ひげ図を屋外・屋内それぞれについて図 1 に示す。除染直後における低下率(%)の中央値及び四分位範囲 Q1-Q3 はそれぞれ屋外:$A_{outdoor}$ で 58.4 (44.9-64.7)、屋内:A_{indoor} で 43.3 (33.5-49.3) (n=38 戸)であり、2019・2020 年の調査時における低下率(%)の中央値及び四分位範囲は屋外:$B_{outdoor}$ で 49.6 (32.7-59.4)、屋内:B_{indoor} で 48.3 (28.9-60.0)(n=54 戸)であった。スペクトル解析の結果及び住家屋根への放射性物質の沈着などから、除染範囲以遠からの除染範囲及び住家へのあらたな放射性物質の飛散・沈着が原因のひとつと推定される。

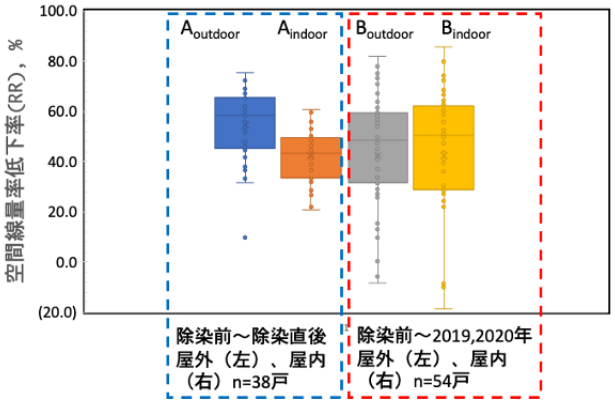


図 1　除染前に測定を行ったすべての住家についての空間線量低下率（屋外・屋内）

*Hiroko Yoshida[1], Masateru Hayashi[2], Taisuke Makita[2], Tetsushi Azuma[2], Makoto Sasano[2], Shuichi Tsuda[3]

[1]Tohoku Univ., [2]Mitsubishi Electric, [3]JAEA

Poster Session | Poster Session | Student Network

[1Z_PS] Poster Session of Student Network: Part1

Wed. Sep 8, 2021 4:30 PM - 6:30 PM Poster Session

[1Z_PS] Poster Session Part1

©Atomic Energy Society of Japan

(Wed. Sep 8, 2021 4:30 PM - 6:30 PM Poster Session)

[1Z_PS] Poster Session Part1

学生連絡会主催の学生ポスターセッションはリモートで開催いたします。今回も日本全国から多くの学生が日頃取組んでいる研究や学生活動等について報告をします。発表日程は 9/8と9/9の二日あり、両日とも時間は16:30～18:30 です。昨今の状況から学生が研究発表する機会は中々ありません。1人でも多くの専門家との議論が学生のモチベーションになります。お時間がございます際には是非ともご参加ください。
なお、ご参加には申込が必要です。数分で終わりますので、 申込フォームからご登録ください。

©Atomic Energy Society of Japan